

Акционерное общество
«Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский
институт энерготехники имени Н.А. Доллежаля»

Конференция молодых специалистов

ИННОВАЦИИ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

23–24 мая 2017 г.

Сборник тезисов докладов

Москва
Издательство АО «НИКИЭТ»
2017

УДК 621.039
И66

Организаторы конференции:
АО «НИКИЭТ»
при поддержке Государственной корпорации «Росатом»

И66 **Инновации в атомной энергетике:** сб. тезисов докладов конференции молодых специалистов (23–24 мая 2017 г., Москва). – М.: Изд-во АО «НИКИЭТ», 2017. – 109 с.

ISBN 978-5-98706-104-6

Основные направления работы конференции: новые установки, приборы, конструкционные материалы, технология теплоносителя, области применения ядерных энергетических установок (ЯЭУ); модернизация, оптимизация рабочих режимов, повышение безопасности ЯЭУ; новые алгоритмы и программы для обоснования проектов и безопасной эксплуатации, результаты расчетных и экспериментальных обоснований инновационных проектов; основное оборудование РУ: разработка, испытание, опыт эксплуатации; 3D-моделирование и ЕИП; верификация многомерных и мультифакторных программ.

Для специалистов, занимающихся вопросами ядерной энергетики.

УДК 621.039

Материалы включены в сборник без редактирования.

ISBN 978-5-98706-104-6

© АО «НИКИЭТ», 2017
© Издательство АО «НИКИЭТ», 2017
© Авторы тезисов докладов, 2017

СОДЕРЖАНИЕ

Пленарная сессия	12
САD-моделирование реактора ПИК в программном комплексе SOLIDWORKS. <i>Агмуллов Р.И.</i> (НИЦ «Курчатовский институт» – ПИЯФ, Гатчина)	12
Автономные атомные энергетические источники малой мощности. <i>Кудинов В.В., Куликов Д.Г., Пименов А.О.</i> (АО «НИКИЭТ», Москва)	12
Методика систематизации экспериментальных данных по окислению сталей в ТЖМТ. <i>Ниязов С.-А.С., Иванов К.Д.</i> (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск).....	13
Перспективная реакторная установка малой мощности со свинцовым и свинец- висмутовым теплоносителями. <i>Разин В.А., Безносков А.В., Бокова Т.А., Боков П.А.</i> (НГТУ им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород)	14
Разработка инженерно-физических основ и апробация метода плазменной сепарации для создания технологий переработки отработавшего ядерного топлива и радиоактивных отходов. <i>Лизякин Г.Д., Гавриков А.В., Смирнов В.П.</i> (ФГБУН «ОИВТ РАН», Москва)	14
Расчетно-экспериментальное обоснование безопасности парогенератора реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 при разгерметизации теплообменных труб. <i>Абрамов А.В., Мухаметов Р.Р., Науменко М.Ю., Рякин А.А., Силаев В.А., Табатчиков А.А.</i> (ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. акад. Е.И. Забабахина», Снежинск)....	15
Характеристики рециклируемого топлива РУ БРЕСТ-ОД-300 при различных сценариях ЗЯТЦ. <i>Васюхно В.П., Колмогорцев А.В., Моисеев А.В., Точеный Л.В., Смирнов В.С.</i> (АО «НИКИЭТ», Москва)	16
Экспериментальное обоснование безопасности реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 при разгерметизации теплообменных труб. <i>Абрамов А.В., Колесников П.А., Мухаметов Р.Р., Науменко М.Ю., Силаев В.А., Табатчиков А.А., Тагиров Г.Е., Шадрин Д.Б.</i> (ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина», Снежинск)	16
Секция 1. Новые проекты и усовершенствование современных установок (исследования, конструкция).....	18
Анализ зарубежного и отечественного опыта по учету изменений условий эксплуатации оборудования и систем, объектов использования атомной энергии остановленных для вывода из эксплуатации. <i>Конюхов В.С.</i> (ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва).....	18
Архитектура систем сбора данных с ПЗС камер в оптических диагностиках плазмы установки ИТЭР. <i>Николаева Д.В., Лопатко В.Б., Портоне С.С., Миронова Е.Ю., Семенов И.Б.</i> (ЧУ ГК Росатом «Проектный Центр ИТЭР», Москва), <i>Толоконский А.О.</i> (НИЯУ МИФИ, Москва).....	19
Аспекты создания источника холодных нейтронов реактора ИБР-2 в направлении 1, 4–6, 9 нейтронных пучков. Криогенная система и технологическое оборудование комплекса. <i>Беляков А.А., Кустов А.А., Мухин К.А., Рогов А.Д.</i> (ОИЯИ, Дубна).....	20
База данных системы по контролю ресурса технических объектов. <i>Ереев М.Н., Козин А.В., Панов В.А., Скородумова Н.С.</i> (АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород)	21
Водяной замедлитель реактора ИБР-2. <i>Кокорин Н.Д.</i> (АО «НИКИЭТ», Москва)	21
Криогенный замедлитель реактора ИБР-2. <i>Прокопович А.А., Никель К.А.</i> (АО «НИКИЭТ», Москва)	22

Обеспечение различных температурных условий облучения в одном облучательном устройстве. <i>Жемков И.Ю., Варивцев А.В., Боев А.В.</i> (АО «ГНЦ РФ НИИАР», Димитровград), <i>Погляд Н.С.</i> (АО «ГНЦ РФ НИИАР», ДИТИ НИЯУ МИФИ, Димитровград).....	23
Оптимизация конструктивных параметров ампулы для наработки кобальта-60. <i>Мишунин Д.Ю., Кувшинов А.Г., Мальцев С.В.</i> (ПАО «МСЗ», Электросталь)	24
Особенности системы пассивного отвода тепла (JNB50-80) блока № 1 НВ АЭС-2 (проект АЭС-2006). Опыт ввода в эксплуатацию. <i>Галиев К.Ф., Вольнов А.С., Гончаров Е.В.</i> (Нововоронежская АЭС, Нововоронеж)	24
Особенности системы продувки и дренажей парогенераторов по второму контуру блока № 1 НВ АЭС-2 (Проект АЭС-2006). Опыт ввода в эксплуатацию. <i>Яуров С.В., Боровой А.В., Вольнов А.С.</i> (Нововоронежская АЭС, Нововоронеж).....	25
Повышение качества производства при монтаже оборудования ЯЭУ с использованием лазерно-оптических средств измерения. <i>Шебаршин А.А.</i> (АО «ЦТСС», Санкт-Петербург)	26
Подсистема диагностики АСУТП промышленных установок. <i>Кощев М.Е.</i> (ФГУП «ПО «Маяк», Озёрск)	26
Применение 3D-печатных форм для изготовления изделий в атомной промышленности. <i>Кулей К.Ф.</i> (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск)	27
Применение частотно-резонансной рефлектометрии для диагностирования дефектов в кабелях с пластмассовой изоляцией. <i>Белоусов С.В., Кононенко А.И.</i> (АО «НИИП», Лыткарино).....	28
Пусконаладочные работы и испытания электротехнического оборудования на ОИАЭ. <i>Шахаев Р.С.</i> (АО «НИКИМТ – Атомстрой» ОИЦ НИКИМТ, Обнинск)	29
Разработка и внедрение комплекса технических средств с целью обеспечения радиационной безопасности при обращении с радиоактивными отходами, образующимися на отдельных этапах жизненного цикла кораблей и судов с ЯЭУ. <i>Пьянкова Е.Н., Кесарева А.В., Богданов Г.А., Данилин А.А., Куликов К.Н., Матвиенко С.И.</i> (АО «НИПТБ «Онега», Северодвинск).....	30
Разработка комплекта ручного инструмента и оборудования для работы с модернизированными изделиями активной зоны реакторной установки бассейнового типа. <i>Васюхно Д.В., Дударева Г.А., Калашников Н.С., Суволокин Д.В.</i> (АО «НИКИЭТ», Москва)	31
Разработка конструкции пробоотборника РУ БРЕСТ-ОД-300. <i>Гуров В.А., Моркин М.С.</i> (АО «НИКИЭТ», Москва).....	31
Разработка конструкции сосудов под давлением для реакторной установки МБИР с натриевым теплоносителем. <i>Романова Н.В., Трушкин В.И., Тюрина Е.С.</i> (АО «НИКИЭТ», Москва)	32
Разработка методики оценки нагрузок на элементы корпуса реактора ВВЭР в ходе тяжелой аварии с энергетическим взаимодействием расплава с теплоносителем. <i>Астахов В.В., Николаева А.В.</i> (АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск).....	33
Расчетное обоснование системы крепления панели первой стенки к защитному блоку модуля blankets ИТЭР. <i>Томилов С.Н., Свириденко М.Н., Леиуков А.Ю., Муртазина Д.Р.</i> (АО «НИКИЭТ», Москва).....	34

Результаты экспериментальных исследований изменения реактивных характеристик реактора СМ при изменении компоновки нейтронной ловушки и конструкции рабочих органов АЗ. <i>Пайдулов А.В.</i> (АО «ГНЦ НИИАР»; ДИТИ НИЯУ МИФИ, Димитровград), <i>Малков А.П., Краснов Ю.А., Фомин Д.В.</i> (АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград).....	35
Современное состояние проблемы опреснения морской воды с использованием атомного энергоисточника. <i>Конюшин М.В., Федорович Е.Д., Сергеев В.В.</i> (СПбПУ, Санкт-Петербург)	35
Тригенерация на АЭС. Использование паровой турбины на аммиаке в цикле абсорбционной холодильной установки, питаемой от отбора турбины К-1000-60/1500. <i>Смоляров А.С.</i> (Кольская АЭС, Полярные Зори).....	36
Эффективность модернизации сепараторов-пароперегревателей СПП-500-1. <i>Легкоступова В.В.</i> (ОАО «НПО ЦКТИ им. И.И. Ползунова», Санкт-Петербург).....	37
Секция 2. Нейтронно-физический расчет, эксперимент, защита от ионизирующих излучений, управление, 3D-моделирование	39
3D-моделирование в основе популяризации нейтронно-ядерных исследований и как способ повышения эффективности работы персонала. <i>Кутергин А.В.</i> (ОИЯИ, Дубна)	39
3D-моделирование криогенных трубопроводов. <i>Кустов А.А.</i> (ОИЯИ, Дубна).....	39
Алгоритмы расчета активности продуктов деления в теплоносителе ВВЭР-1200 на базе кода улучшенной оценки DECA в обоснование радиационной безопасности Белорусской АЭС. <i>Горбачева Н.В., Кулич Н.В., Корчёва Ю.А.</i> (ГНУ «ОИЭЯИ-Сосны» НАН Беларуси, Минск).....	40
Анализ состояния герметичности технологического оборудования средствами системы радиационно-технологического контроля на промышленной установке. <i>Вострухов А.В., Мальцев А.В.</i> (ФГУП «ПО «Маяк», Озёрск).....	41
Аппаратура контроля нейтронного потока для АЭС поколения «3+», «4». <i>Коптелов Ю.С.</i> (ЗАО «СНИИП-Систематом», НИЦ «Курчатовский институт», Москва).....	41
Быстродействующая система контроля с функцией локализации координат ячеек с превышением допустимого энерговыделения при подъеме мощности. <i>Деменко И.П., Королёва Т.Д., Крюков С.И.</i> (АО «НИКИЭТ», Москва)	42
Верификационные расчеты тестовой задачи и бенчмарка PWR MOX/UO ₂ с использованием метода многоточечной кинетики. <i>Иоаннисиан М.В., Закиров С.Ю.</i> (НИЦ «Курчатовский институт», Москва).....	42
Верификация комплекса программ JARFR на основе модели бенчмарка малого быстрого реактора с металлическим топливом. <i>Котов Я.А., Алексеев П.Н., Фомиченко П.А.</i> (НИЦ «Курчатовский институт», Москва)	43
Дозовые характеристики облученного топливного блока реакторной установки IV поколения. <i>Шаманин И.В., Беденко С.В., Украинец О.А., Луцкич И.О., Иванова А.О.</i> (НИ ТПУ, Томск)	43
Инновации в системе АКНП. <i>Заикин А.А., Садов И.В., Шаврин Н.Ю.</i> (ЗАО «СНИИП-СИСТЕМАТОМ», Москва)	44

Исследование процессов массопереноса продуктов деления топлива и продуктов активации примесей свинцового теплоносителя на комплексе свинцово-газовых петлевых установок. <i>Васюхно В.П., Дубенков Н.Е., Лемехов В.В., Моркин М.С., Хачересов Г.А.</i> (АО «НИКИЭТ», Москва), <i>Рычков В.С., Шушлебин В.В.</i> (АО «ИРМ», Заречный)	45
Исследование световых стрипов для DANSS. <i>Погорелов Н.А.</i> (НИЦ «Курчатовский институт» – ИТЭФ, Москва, Россия) <i>от коллаборации DANSS</i>	45
Компьютерное моделирование нейтронных измерений в подкритических системах с делящимися материалами. <i>Хусаинов М.Р., Парфентьев Е.А.</i> (ФГУП «ПО «Маяк», Озёрск), <i>Кружалов А.В.</i> (УрФУ им. Б.Н. Ельцина, Екатеринбург)	45
Методическо-программное обеспечение для реактиметра перспективных быстрых реакторов. <i>Алтухов Ю.Н., Жуков А.М., Матвеев И.П.</i> (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск)	46
Методология функционального анализа с использованием полномасштабной модели референтного энергоблока АЭС. <i>Жукавин А.П., Крошилин А.Е., Ковалевич А.О., Паламарчук В.А.</i> (АО «ИТЦ «ДЖЭТ», Москва)	46
Моделирование сигналов диагностики ИТЭР «диверторный монитор нейтронного потока» для системы управления плазмы токамака-реактора. <i>Ковалев А.О., Кацук Ю.А., Портнов Д.В.</i> (ЧУ «ИТЭР-Центр», Москва), <i>Полевой А.Р.</i> (Центральная организация ИТЭР, Сэн-Поль-ле-Дюранс)	47
Модернизация мишеней для наработки молибдена. <i>Фомин Р.В., Зевякин А.С., Колесов В.В., Соболев А.В.</i> (ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск), <i>Кочнов О.Ю.</i> (АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова»)	48
Нанотехнологии для атомной энергетики и промышленности. <i>Артемьев В.А.</i> (АНО «НИИТМ», Москва), <i>Незванов А.Ю.</i> (Московский политехнический университет, Москва; Université Grenoble Alpes, Гренобль)	48
Об уточнении алгоритма восстановления утраченных показаний ДКЭВ на РБМК при помощи архива. <i>Загребаев А.М., Рамазанов Р.Н., Пискунова Е.Ю.</i> (НИЯУ МИФИ, Москва)	49
Поиск оптимального управления ядерным реактором в угрожаемый период по критерию минимальной потери энерговыработки. <i>Загребаев А.М., Трифоненков А.В.</i> (НИЯУ МИФИ, Москва)	50
Применение кода MSU-FR для кросс-верификации интегрального кода ЕВКЛИД/V1 в расчетах стационарных состояний реактора БРЕСТ-ОД-300 на различных уровнях мощности. <i>Колташев Д.А.</i> (ИБРАЭ РАН, Москва)	51
Расчет спектра нейтронного излучения систем с ядерными материалами космического назначения. <i>Луцик И.О., Украинец О.А., Беденко С.В.</i> (НИ ТПУ, Томск)	52
Расчетно-экспериментальная оценка подкритичности активной зоны. <i>Артемов В.Г., Артемова Л.М., Бессонов Д.Ю., Зинатуллин Р.Э., Иванов А.С., Пискарев А.В.</i> (ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор)	53
Совершенствование системы констант БНАБ-РФ для расчета реакторов и защиты. <i>Андреанова О.Н., Грабежной В.А., Ломаков Г.Б., Мантуров Г.Н.</i> (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск)	54
Структура и свойства порошка карбида бора, полученного механохимическим синтезом смеси сажи и бора аморфного. <i>Лизунов А.И., Колосовский В.Г.</i> (ПАО «МСЗ», Электросталь), <i>Еремеева Ж.В., Панов В.С., Лопатин В.Ю.</i> (НИТУ МИСиС, Москва)	54

Устройство детектирования объемной активности паров радиойода. <i>Иванов А.А., Шаламова В.Ю.</i> (АО «СНИИП», Москва)	55
Секция 3. Теплофизика (расчеты, эксперименты).....	56
Алгоритм проведения расчетного анализа аварии с плавлением активной зоны быстрого реактора. <i>Андреева А.В., Власичев Г.Н.</i> (НГТУ им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород)	56
Анализ материалов, используемых для изготовления детекторов прямого заряда. <i>Зайцев Е.В.</i> (ФГУП «ПО «Маяк», Озёрск).....	57
Анализ неопределенностей применительно к аварии с «большой» течью теплоносителя первого контура РУ ВВЭР-1000. <i>Касатов М.В., Щеколдин В.В.</i> (АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск)	58
Анализ теплогидравлической устойчивости обратного парогенератора ИЯУ МБИР. <i>Семченков А.А., Кустова И.Н., Никель О.А.</i> (АО «НИКИЭТ», Москва), <i>Кабанов Ю.А.</i> (АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград)	58
Безопасность реактора ПИК. Остаточное энерговыделение топливных кассет. <i>Колесник А.П., Борсук И.А.</i> (НИЦ «Курчатовский институт» – ПИЯФ, Гатчина)	59
Верификация, аттестация и применение кода в сосредоточенных параметрах КУПОЛ-МТ для моделирования процессов тепломассопереноса в защитных оболочках. <i>Хизбуллин А.М., Соколов А.Н., Тюриков О.В.</i> (АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород).....	60
Вероятность угла наклона траектории падающего на АЭС самолета. <i>Чернуха Н.А.</i> (АО «АТОМПРОЕКТ», Санкт-Петербург).....	61
Влияние термического отжига на теплопроводность графита ГР-280, облученного до высоких флюенсов нейтронов. <i>Белан Е.П., Гатауллин Р.Н.</i> (АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград).....	62
Использование совместного CFD-1D моделирования для анализа безопасности АЭС. <i>Павлихин А.Ю., Пугачёв М.А., Воробьёв Ю.Б.</i> (НИУ «МЭИ», Москва).....	62
Исследование тепломассопереноса в парогенераторах атомных ледоколов. <i>Малышева А.Л., Зенина О.А.</i> (НИУ «МЭИ», Москва), <i>Устинов В.С., Ганжинов А.М., Уртенев Д.С., Воробьёв Ю.Б., Лукашенко М.Л.</i> (НИЦ «Курчатовский институт», Москва).....	63
Исследование теплообменных систем применительно к реакторам со свинцовым теплоносителем. <i>Зудин А.Д., Козлов А.А., Котоврасов М.Ю., Метринский Р.А., Черныш А.С.</i> (НГТУ им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород).....	64
Исследования потерь мощности на трение вала и геометрии свободной поверхности теплоносителя при вращении имитатора вала в среде ТЖМТ. <i>Белов А.И., Безносков А.В., Бокова Т.А., Приказчиков Г.С.</i> (НГТУ им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород).....	65
Коррекция методики некоторых видов испытаний трубопроводной арматуры для АЭС. <i>Матяш А.С., Лычаков В.Д., Старухина К.С.</i> (ОАО «НПО ЦКТИ», Санкт-Петербург).....	66
Моделирование кодом HYDRA-IBRAE/LM/V2 процессов переноса трития в РУ. <i>Ильясова О.Х., Мосунова Н.А.</i> (ИБРАЭ РАН, Москва)	67
Моделирование малой течи на стенде ПСБ-ВВЭР с использованием РК КОРСАР/ГП. <i>Харламова А.А., Щеколдин В.В.</i> (АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск).....	67

Моделирование пожаров с помощью CFD-кодов на объектах ядерной энергетики. <i>Подгорный В.Н., Воробьев Ю.Б.</i> (НИУ «МЭИ», Москва).....	68
Получение аналитических зависимостей для параметров гидравлических каналов с двухфазным потоком при помощи открытого CFD-пакета. <i>Варсеев Е.В.</i> (НОУ ДПО «ЦИПК Росатома», Обнинск).....	69
Предварительная оценка прочности нового дизайна пальцев высоконагруженной первой стенки ИТЭР. <i>Решетников В.И., Хохлов М.В., Лабусов А.Н., Герваш А.А.</i> (АО «НИИЭФА», Санкт-Петербург).....	70
Применение метода Тагути для планирования эксперимента по выбору антифрикционных покрытий на элементах бланкета ИТЭР. <i>Хомяков И.С., Саманчук В.Н.</i> (НИЯУ МИФИ, Москва), <i>Поддубный И.И., Митин Д.А., Зайцев А.Н.</i> (АО «НИКИЭТ», Москва).....	71
Прямое численное моделирование МГД-теплообмена при течении жидкого металла в круглой горизонтальной трубе в продольном магнитном поле с учетом термогравитационной конвекции. <i>Ахмедагаев Р.М., Листратов Я.И.</i> (НИУ «МЭИ», Москва).....	71
Разработка и применение бесконтактных расходомеров на установке со свинцовым теплоносителем. <i>Генералов Е.В., Ковалев Д.М., Стефани А.Г., Фомин А.Н., Шурупов В.А.</i> (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск), <i>Крылов С.Г., Лавренов Р.Н., Лемехов Ю.В.</i> (АО «НИКИЭТ», Москва).....	72
Расчетно-экспериментальные исследования температурной стратификации теплоносителя в трубопроводах ЯЭУ. <i>Богатырёв Д.П., Будников А.В., Свешников Д.Н., Мешков С.И.</i> (АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород).....	73
Расчетные и экспериментальные исследования гидравлических характеристик модели ПГ. <i>Волков В.Ю., Носенко А.П., Скибин А.П., Макаров В.В., Афанасьев А.В.</i> (АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск).....	74
Результаты экспериментальных исследований по определению характеристик насосов, перекачивающих свинцовый теплоноситель. <i>Волков Н.С., Безносков А.В., Боков П.А., Бокова Т.А., Львов А.В.</i> (НГТУ им Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород).....	74
Состояние верификации пакета программ ЛОГОС для моделирования течения жидкометаллического теплоносителя в оборудовании реакторных установок. <i>Мелешкин Н.В., Деулин А.А., Циберева Ю.А.</i> (ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», Саров), <i>Фомичев Д.В.</i> (АО «НИКИЭТ», Москва).....	75
Сравнительное моделирование пожаров на объектах использования атомной энергии на основе CFD-кодов и зонного подхода. <i>Зенина О.А., Малышева А.Л., Воробьев Ю.Б.</i> (НИУ «МЭИ», Москва).....	76
Сравнительный анализ теплогидравлической эффективности пластин разборных пластинчатых теплообменников. <i>Лычаков В.Д., Матяш А.С., Старухина К.С.</i> (ОАО «НПО ЦКТИ», Санкт-Петербург), <i>Зайцев А.В.</i> (ООО «Корпорация АК «ЭСКМ», Краснодар).....	77
Теплогидравлический расчет энергонапряженных компонентов панели первой стенки. <i>Трапезникова О.В., Свириденко М.Н., Размеров А.В., Лешуков А.Ю.</i> (АО «НИКИЭТ», Москва), <i>Сафронов В.М.</i> (ЧУ «ИТЭР-Центр», Москва).....	78
Теплообмен при пленочном кипении недогретой жидкости. <i>Канин П.К., Денисов М.А., Забиров А.Р., Ягов В.В.</i> (НИУ «МЭИ», Москва).....	78

Экспериментальное исследование процессов МГД-теплообмена при течении жидкого металла применительно к перспективной энергетике. <i>Черныш Д.Ю.</i> (НИУ «МЭИ», Москва), <i>Лучинкин Н.А., Беляев И.А.</i> (ОИВТ РАН, Москва).....	79
Эффективный коэффициент турбулентной вязкости в модели пористого тела. <i>Сапожников И.С., Корсун А.С.</i> (НИЯУ МИФИ, Москва).....	80
Секция 4. Теплоноситель, топливо, конструкционные материалы, прочность, коррозия	82
Анализ влияния изменений нижней опорной решетки на прочностные характеристики рабочих кассет ВВЭР-440. <i>Сотников В.Э.</i> (МГТУ им. Н.Э. Баумана, Москва).....	82
Верификация методики оценки влияния нестационарных термоциклических нагрузок на ресурсные характеристики оборудования реакторных установок. <i>Бесчеров Д.Е., Большухин М.А., Ереев М.Н., Лебедев В.В., Марков А.С., Панов В.А.</i> (АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород), <i>Рязанов Р.Р.</i> (НГТУ им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород)	82
Изыскание и исследование прогрессивного технологического процесса изготовления глубоких отверстий большого диаметра в корпусном оборудовании ответственного назначения. <i>Усманов М.З., Аверин А.С.</i> (ПАО «ЗиО-Подольск», Подольск)	83
Использование комбинированного натрий-таллиевого теплоносителя в активной зоне быстрого реактора. <i>Котов Я.А., Шимкевич А.Л., Алексеев П.Н.</i> (НИЦ «Курчатовский институт», Москва)	84
Испытания ТВС и привода СУЗ ШЭМ-3 на сейсмостойкость. <i>Егоров Ю.В., Макаров В.В., Афанасьев А.В., Матвиенко И.В., Лисенков Е.А., Селезнев А.В.</i> (АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск), <i>Малинин А.А., Чесноков Б.В.</i> (ФГУП ЦНИИмаш, Королёв).....	85
Исследование поведения покрытий в потоке свинцового теплоносителя для дополнительной защиты стальной облицовки реакторов естественной безопасности. <i>Васильева Н.А., Карзов Г.П., Каштанов А.Д., Ованесьян К.К.</i> (НИЦ «Курчатовский институт» – ЦНИИ КМ «Прометей», Санкт-Петербург	85
Исследование структуры и свойств материалов, полученных методом аддитивных технологий. <i>Юдин А.В., Третьяков Е.В., Береговский В.В.</i> (АО «НПО «ЦНИИТМАШ», Москва)	86
Комплексные испытания элементов конструкции панелей первых стенок и соединителей модулей бланкета ИТЭР. <i>Чебурова А.В., Хомяков С.Э., Колганов В.Ю., Поддубный И.И., Власов Д.А., Паршутин Е.В., Лешуков А.Ю., Свириденко М.Н., Томилов С.Н., Размеров А.В.</i> (АО «НИКИЭТ», Москва).....	87
Новые методы повышения эффективности и экологической безопасности работ по дезактивации и переработке РАО при выводе ЯЭУ из эксплуатации. <i>Шастин А.Г., Щеклеин С.Е.</i> (УрФУ, Екатеринбург), <i>Баум С.А.</i> (Белоярская АЭС, Заречный), <i>Никитин Е.А., Соколова М.С.</i> (ООО «Реформа», Екатеринбург).....	87
Оптимизация параметров систем сейсмоизоляции по критерию интенсивности нагрузок на оборудование. <i>Безбородов Р.С.</i> (Санкт-Петербургский филиал АО «ФЦНИВТ «СНПО «ЭЛЕРОН» – «ВНИПИЭТ»)	88

Организация водно-химических режимов ЯЭУ в условиях петлевых установок реактора МИР. <i>Ижutow А.Л., Владимирова О.Н., Свистунов В.А., Двойнишникова С.А., Васильев В.И., Демидовская Е.О.</i> (АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград).....	88
Оценка взрывопожаробезопасности сорбента ТОКЕМ-200, применяемого на радиохимическом производстве. <i>Татарникова Ю.М.</i> (ОТИ НИЯУ МИФИ, Озёрск).....	89
Оценка свариваемости стали ЭП823-Ш. <i>Романов Е.С.</i> (ПАО «НЗХК», Новосибирск).....	90
Повышение служебных характеристик металла монтажных сварных соединений блоков корпусов транспортных АЭУ. <i>Тимофеев М.Н.</i> (НИЦ «Курчатовский институт» – ФГУП «ЦНИИ КМ «Прометей», Санкт-Петербург).....	91
Применение квазистатического подхода для обоснования вибропрочности трубопроводов АС. <i>Горюнов О.В.</i> (ОАО «НПО ЦКТИ», Санкт-Петербург).....	92
Проблемы взаимодействия контактных пар трения в ТЖМТ. <i>Карбышев А.А., Безносков А.В., Бокова Т.А., Шумилков А.И.</i> (НГУ им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород).....	93
Развитие методик для оценки состояния негерметичных твэлов на АЭС по активности инертных радиоактивных газов. <i>Калиничев П.М., Евдокимов И.А., Лиханский В.В., Афанасьева Е.Ю.</i> (АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», Троицк, Москва).....	94
Разработка, промышленное внедрение и развитие технологии получения гафния и продукции на его основе из гидрометаллургических отходов. <i>Штуца М.Г., Бутя Е.Л., Погудин С.Е., Зиганшин А.Г., Копарулина Е.С., Кучин В.В.</i> (АО ЧМЗ, Глазов).....	95
Разработка конструкции и диффузионная сварка соединений сталь-цирконий изделия «хвостовик» для исследования ползучести оболочек твэлов. <i>Черепнин Ю.С., Семенов А.Н., Уваров А.А.</i> (АО «НИКИЭТ», Москва), <i>Журко Д.А., Скундин М.А., Мисько В.Н.</i> (НИЦ «Курчатовский институт», Москва).....	96
Расчетно-экспериментальные исследования энерговыделения и выгорания топлива в тепловыделяющих сборках реактора ВК-50 с расширенной активной зоной. <i>Синявина Е.В., Святкина Н.А., Садулин В.П., Бреусова Е.Г.</i> (АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград).....	96
Релаксации контактных усилий в паре «ячейка дистанционирующей решетки – оболочка твэла» в зависимости от геометрии и материала ячейки ТВС ВВЭР-1000. <i>Ковалева В.А., Сатин А.А.</i> (МГТУ им. Н.Э. Баумана, Москва).....	97
Синтез износостойких и коррозионно-стойких керамических покрытий для атомных реакторов. <i>Марков М.А., Красиков А.В., Геращенко Д.А., Макаров А.М., Быкова А.Д.</i> (НИЦ «Курчатовский институт» – ЦНИИ КМ «Прометей», Санкт-Петербург), <i>Орданьян С.С.</i> (СПбГТИ (ТУ), Санкт-Петербург).....	98
Способы ввода растворенного кислорода в свинцовый теплоноситель. <i>Легких А.Ю., Асхадуллин Р.Ш.</i> (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск).....	99
Термодинамическая модель облученного нестехиометрического нитридного топлива. <i>Долгодворов А.П., Озрин В.Д.</i> (ИБРАЭ РАН, Москва).....	100
Устройство для реакторных испытаний образцов конструкционных материалов переменного химического состава. <i>Шабельников Е.В., Шушлебин В.В., Лукьяненко В. Ю., Козлов А.В., Кошечев К.Н., Бельтюков И.Л.</i> (АО «ИРМ», Заречный).....	100

Численное моделирование напряженно-деформированного состояния конструкций под воздействием высокоскоростного потока жидкости. <i>Ереев М.Н., Козин А.В., Панов В.А., Скородумова Н.С., Богатырев Д.Н.</i> (АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород)	101
Экспериментальное определение относительной скорости выхода газообразных продуктов деления из образцов карбонитридного топлива. <i>Шабельников Е.В., Кощеев К.Н., Бельтюков И.Л., Лукьяненко В.Ю.</i> (АО «ИРМ», Заречный), <i>Выбыванец В.И., Сериков В.С., Солнцева Е.С.</i> (ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ», Подольск)	102
Эксплуатационная надежность микротоплива при высоких глубинах выгорания. <i>Беденко С.В., Кнышев В.В., Зорькин А.И., Украинец О.А.</i> (НИ ТПУ, Томск)	102
Секция 5. Ядерные энергетические установки малой мощности	104
Вопросы безопасности эксплуатации межорбитальных буксиров с силовыми установками. <i>Загорков А.Н., Ошкин А.Е.</i> (ФГУП «ГКНПЦ имени М.В. Хруничева», Москва)	104
Использование гидразин-гидрата в технологии безреагентной дезактивации первого контура ЯЭУ транспортного назначения. <i>Орлов С.Н., Змитродан А.А., Фоменков Р.В., Гусев Б.А.</i> (ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор)	104
Использование рождения пар частиц и высокоэнергичного фотоэффекта для реактивного движения космических аппаратов. <i>Барышников Ю.С.</i> (АО «НИИЭФА», Санкт-Петербург)	105
Исследование влияния уровня мощности на экономические показатели атомных электрических станций. <i>Гольцов А.Е.</i> (АО «НИКИЭТ», Москва), <i>Молоканов Н.А.</i> (АО «НИКИЭТ», НИЯУ МИФИ, Москва)	105
Основные положения концепции модульной АСММ с жидкометаллическим теплоносителем и газовыми турбоустановками, работающими по открытому циклу. <i>Зубарев К.И., Плеханова А.А., Первалов Д.Е., Долинский А.В.</i> (АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород)	106
Расчетные исследования параметров замкнутых газотурбинных установок космического назначения на различных режимах работы. <i>Каревский А.В., Терехов Д.Н.</i> (ГНЦ ФГУП «Центр Келдыша», Москва)	107
Теневая радиационная защита космической РУ. <i>Кухарь И.Н.</i> (АО «НИКИЭТ», Москва)	107
Технологические особенности обеспечение чистоты ответственных корабельных систем. <i>Орлов М.В., Канаев Д.Н., Грачёв И.В.</i> (АО «ЦТСС», Санкт-Петербург)	108
Требования к источникам электроэнергии на стадиях создания и эксплуатации лунной базы. <i>Синявский В.В., Стулов В.Г.</i> (РКК «Энергия», Королёв)	108

ПЛЕНАРНАЯ СЕССИЯ

CAD-МОДЕЛИРОВАНИЕ РЕАКТОРА ПИК В ПРОГРАММНОМ КОМПЛЕКСЕ SOLIDWORKS

Аглиуллов Р.И. (НИЦ «Курчатовский институт» – ПИЯФ, Гатчина, Россия)

В настоящее время нет необходимости убеждать кого-либо в том, что компьютерное моделирование является необходимым инструментом создания современных технических объектов. Все больше предметов и явлений становятся объектами компьютерной симуляции. Она внедрилась практически во все сферы инженерной деятельности.

Основной задачей 3D-моделирования служит представление о будущем объекте или предмете, ведь для того, чтобы выпустить какой-либо объект, необходимо четкое понимание его конструктивных особенностей в мельчайших деталях для последующего воспроизведения в промышленном дизайне или архитектуре.

Программа SOLIDWORKS позволяет достаточно корректно производить моделирование реакторных конструкций в реальных размерах, задавать граничные условия и загружать внешними нагрузками – как статическими, так и динамическими. Трехмерное моделирование имеет ряд преимуществ и приятную особенность: оно позволяет еще на ранней стадии получать реалистичное и подробное представление о будущей модели, которая, возможно, существует только на этапе чертежа или даже на стадии идеи.

Обобщая все вышесказанное, можно отметить, что 3D-моделирование – это совершенно уникальная технология с великолепным будущим, которая предоставляет человечеству поистине потрясающие возможности.

АВТОНОМНЫЕ АТОМНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ ИСТОЧНИКИ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

Кудинов В.В., Куликов Д.Г., Пименов А.О. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Наряду с исторически сложившейся ролью малой атомной энергетики – отработкой технологий для последующего масштабирования и решением узкоспециализированных задач военно-морского флота – атомные станции малой мощности (АСММ) способны играть ключевую роль в вопросах энергетического обеспечения населенных пунктов и промышленных потребителей.

Малые атомные энергетические источники в среднесрочной перспективе способны заменить выработавшие свой ресурс мощности как атомные, так и основанные на традиционных углеводородных методах генерации, и стать локальными центрами генерации на создаваемых добывающих и перерабатывающих мощностях в удаленных районах.

На сегодняшний день Институт предлагает потенциальному заказчику линейку современных и отвечающих всем требованиям энергоблоков. Это энергетические источники различного назначения и исполнения: транспортабельные, мобильные или стационарные АСММ с энергетическими блоками наземного либо подводного исполнения на базе как проверенных на практике и отработанных технологий, так и с использованием инновационных решений, в том числе по ядерной установке. Предлагаемые Институтом решения обладают уникальными потребительскими характеристиками и не имеют аналогов в России и за рубежом.

МЕТОДИКА СИСТЕМАТИЗАЦИИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ ПО ОКИСЛЕНИЮ СТАЛЕЙ В ТЖМТ

Ниязов С.-А.С., Иванов К.Д. (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, Россия)

Решение задач технологии теплоносителя, которые в общем виде сводятся к обеспечению чистоты первого контура и условий коррозионной стойкости используемых конструкционных сталей, применительно к перспективным реакторным установкам с жидкометаллическим теплоносителем свинец, свинец–висмут требует разработки соответствующих систем технологии.

Среди них, учитывая существенное увеличение продолжительности эксплуатации данных установок, а также повышение температурного уровня, особое место отводится тем устройствам, функционирование которых решает проблемы долговременного взаимодействия конструкционных сталей с теплоносителем. По существу, это две проблемы: материаловедческая, связанная с сохранностью эксплуатационных свойств сталей, и технологическая, связанная с обеспечением требуемого качества теплоносителя и с очисткой контура от избыточных продуктов взаимодействия теплоносителя со сталями.

Решение совместной задачи поддержания коррозионной стойкости сталей и минимизации массопереноса в первом контуре, по современным представлениям, достигается комплексом мер, обеспечивающих формирование на поверхности сталей защитных оксидных пленок, а также созданием условий по качеству теплоносителя, которые, с одной стороны, обеспечивали бы в процессе эксплуатации сохранность этого диффузионного барьера, а с другой – не позволяли бы развиваться окислительному процессу до масштабов кислородной коррозии.

Для использования источника кислорода в том или ином виде необходимо предварительно оценить необходимую производительность источника по количеству растворенного кислорода, поступающего в теплоноситель, которая должна соответствовать потребностям контура.

Указанные выше оценки можно получить путем интегрирования локальных значений интенсивности потребления сталями растворенного в теплоносителе кислорода с учетом вида стали и температурных условий. Строгий учет температурных условий требует совместного решения тепловой и гидродинамической задач по всем элементам первого контура. Естественно, требуется также знание и локальных характеристик массообмена как функции трех переменных – времени, температуры и активности кислорода.

Основная трудность выполнения расчетных оценок заключается в том, что в полной мере необходимые данные для таких оценок в настоящее время отсутствуют. В частности, отсутствуют измерения локальных потоков кислорода при низких температурах, крайне мало данных для стали 0X18H10T, недостаточно изучен характер температурных зависимостей по скорости окисления сталей, нет четких данных о влиянии условий предварительной подготовки поверхности сталей на развитие окислительного процесса. Поэтому в настоящем докладе в качестве промежуточных результатов представлена методика численных оценок, которая базируется на имеющемся в настоящее время массиве экспериментальных данных и которую следует рассматривать как первое приближение. В последующем при накоплении соответствующих экспериментальных и расчетных материалов результаты будут уточняться.

ПЕРСПЕКТИВНАЯ РЕАКТОРНАЯ УСТАНОВКА МАЛОЙ МОЩНОСТИ СО СВИНЦОВЫМ И СВИНЕЦ-ВИСМУТОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯМИ

*Разин В.А., Безносов А.В., Бокова Т.А., Боков П.А. (НГТУ им. Р.Е. Алексеева,
Нижний Новгород, Россия)*

Представлена концепция горизонтального парогенератора (ПГ) для реакторной установки (РУ) малой мощности (100 МВт), позволяющего локализовать аварию «межконтурная неплотность ПГ», являющейся одной из наиболее потенциально опасных аварийных ситуаций в энергетических контурах с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями (ТЖМТ).

Трубная система ПГ выполнена горизонтальной с целью уменьшения высоты слоя ТЖМТ над трубками трубной системы ПГ и образования в случае значительного аварийного разрушения элементов трубной системы сплошного парового (пароводяного) канала, между местом разрушения и объемом над свободным уровнем теплоносителя.

Компоновка РУ с горизонтальным ПГ позволяет исключить поступление воды в активную зону реактора на быстрых нейтронах и его «разгон» при потенциально опасной аварийной ситуации «межконтурная неплотность ПГ», при практически любом расходе рабочего тела в реакторный контур; исключить переопрессовку контура и гидравлические удары при практически любом расходе рабочего тела в реакторный контур при аварии «межконтурная неплотность ПГ»; увеличить движущий напор ЕЦ и, соответственно, расход ЕЦ за счет сосредоточения участка отвода тепла (в ПГ) в верхнем участке контура, минимизации протяженности реакторного контура и исключения из него дополнительных подъемно-опускных участков, увеличивающих гидравлическое сопротивление контура и создающих движущий напор ЕЦ; обеспечить простое обнаружение и глушение аварийных трубок ПГ; обеспечить компактность и минимизировать массогабаритные характеристики РУ.

Благодаря такому решению объем занимаемый ПГ, по сравнению с ПГ СВБР-100, уменьшился более чем вдвое, следовательно, объем РУ также может быть уменьшен, что приведет к значительной экономии материалов и габаритов установки в целом.

В докладе представлен анализ основных научно-технических решений, соответствующих эволюционному развитию перспективных РУ малой и средней мощности со свинцовым и свинец-висмутовым теплоносителями. Анализ выполнен на основе опыта и создания эксплуатации транспортных РУ со свинец-висмутовым теплоносителем, исследований и опыта проектирования энергоблоков АЭС со свинцовым (БРЕСТ) и свинец-висмутовым (СВБР) теплоносителями, а также опыта, накопленного на экспериментальных стендах НГТУ им. Алексеева.

РАЗРАБОТКА ИНЖЕНЕРНО-ФИЗИЧЕСКИХ ОСНОВ И АПРОБАЦИЯ МЕТОДА ПЛАЗМЕННОЙ СЕПАРАЦИИ ДЛЯ СОЗДАНИЯ ТЕХНОЛОГИЙ ПЕРЕРАБОТКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА И РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Лизякин Г.Д., Гавриков А.В., Смирнов В.П. (ФГБУН «ОИВТ РАН», Москва, Россия)

В настоящее время одной из актуальных задач атомной энергетики является переработка отработавшего ядерного топлива (ОЯТ), необходимая для перехода к замкнутому топливному циклу с целью более полного вовлечения ресурсов топлива реакторов за счет выделения минорных актиноидов для повторного использования

рефабрикованного топлива. Другим, не менее важным побудительным мотивом создания и внедрения такой технологии являются требования экологии, направленные на сокращение захороняемых радиоактивных отходов, а также объема перевозок высокоактивных отходов. Следует отметить, что любая гражданская технология переработки ОЯТ должна удовлетворять требованию нераспространения ядерного оружия, то есть обязана не допустить выделения плутония, в том числе и путем изменения режимов работы оборудования. Потенциально вышеперечисленным требованиям отвечает обсуждаемая в последнее время плазменная сепарация ОЯТ.

Основной целью работы является создание инженерно-физических основ и апробация метода плазменной сепарации для технологий переработки ОЯТ и/или радиоактивных отходов (РАО) и решения задач замыкания ядерного топливного цикла. Такая цель подразумевает решение физических проблем, связанных с переводом конденсированного вещества в плазменное состояние, разделением плазменных потоков, прежде всего урана и продуктов его деления, и сбором сепарированного вещества. Изучение разделения именно плазменных потоков, а не чисто ионных, связано с необходимостью компенсировать объемный заряд и, тем самым, обеспечить производительность метода, приемлемую для технологического использования в ядерной отрасли.

Основные задачи работы:

- экспериментальное изучение процессов создания профиля стационарного электрического поля в замагниченной плазме;
- экспериментальное исследование процессов вакуумно-дугового испарения и ионизации вещества (гадолия), моделирующего уран;
- модернизация высокочастотного блока генерации экспериментального стенда для отработки метода плазменной сепарации.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда (проект № 14-29-00231).

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПАРОГЕНЕРАТОРА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БРЕСТ-ОД-300 ПРИ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТЕПЛООБМЕННЫХ ТРУБ

*Абрамов А.В., Мухаметов Р.Р., Науменко М.Ю., Рякин А.А., Силаев В.А., Табатчиков А.А.
(ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина», Снежинск, Россия)*

В рамках проектного направления «Прорыв» разрабатывается два типа промышленных реакторных энергетических установок на быстрых нейтронах: БН-1200 и БРЕСТ-1200. Для обоснования безопасности работы РУ со свинцовым теплоносителем строится демонстрационный энергоблок БЕСТ-ОД-300. Специалистами РФЯЦ-ВНИИТФ проведены исследования процессов, происходящих при одной из вероятных аварийных ситуаций в парогенераторе – разрыв теплообменной трубы в трубном пучке. Предполагалось, что одиночный разрыв канала/трубы в пучке, находящемся под действием высокого внутреннего давления, может инициировать повторные разрушения, т. е. одиночный разрыв распространяется во множественный. При множественном разрыве пароводяная смесь может попадать в активную зону РУ, что недопустимо

Для исследования явлений, происходящих при разрыве теплообменной трубки в трубном пучке ПГ РУ БРЕСТ-ОД-300, и обоснования безопасности парогенератора создан демонстрационный экспериментальный стенд, а основные технические решения

отработаны на модельном стенде. При организации работ большое внимание было уделено предварительному численному моделированию поведения как модельного, так и демонстрационного стендов при динамическом и статическом нагружении, обеспечению требуемых нормативными документами запасов прочности для сосудов высокого давления и несущих элементов конструкции на этапе проектирования.

В докладе представлены результаты измерений деформаций в модели трубного пучка парогенератора, проведенных в расплавленном свинце при разрыве трубки под давлением пара, рентгеновские снимки процесса выхода пара в свинец и оценки прочности конструкции трубного пучка.

В результате проведенных работ:

- созданы работоспособные экспериментальные стенды, спроектированные с опорой на предварительное численное моделирование процессов, происходящих в стендах, и обоснованием безопасности проведения экспериментов;
- обоснованы с опорой на численное моделирование объем необходимых измерений, оптимальные места установки датчиков, определены диапазоны параметров измерительных устройств;
- освоены методы измерения деформаций и давлений при высоких температурах в жидкометаллической среде;
- доказана невозможность перерастания одиночного разрыва трубки ПГ во множественный разрыв трубного пучка.

ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕЦИКЛИРУЕМОГО ТОПЛИВА РУ БРЕСТ-ОД-300 ПРИ РАЗЛИЧНЫХ СЦЕНАРИЯХ ЗЯТЦ

*Васюхно В.П., Колмогорцев А.В. Моисеев А.В., Точный Л.В., Смирнов В.С.
(АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)*

Рассмотрен замкнутый ядерный топливный цикл реактора БРЕСТ-ОД-300 при варьировании параметров облучения и выдержки его смешанного нитридного топлива. Приводятся результаты расчетов концентраций, тепловыделения, мощности дозы нейтронов и гамма-излучения для рециклируемого топлива. Исследование показало, что при всех вариациях параметров топливного цикла с регенерацией U, Pu и Np состав плутония выходит на равновесие.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БРЕСТ-ОД-300 ПРИ РАЗГЕРМЕТИЗАЦИИ ТЕПЛООБМЕННЫХ ТРУБ

*Абрамов А.В., Колесников П.А., Мухаметов Р.Р., Науменко М.Ю., Силаев В.А.,
Табатчиков А.А., Тагиров Г.Е., Шадрин Д.Б. (ФГУП «РФЯЦ – ВНИИТФ
им. академ. Е.И. Забабахина», Снежинск, Россия)*

Одним из нарушений работы парогенератора (ПГ) реакторной установки (РУ) БРЕСТ является разрыв теплообменной трубы в трубном пучке ПГ РУ БРЕСТ. Показана невозможность распространения одиночного разрыва теплообменной трубы ПГ, т. е. превращения его во множественный. Для обоснования работоспособности ПГ проведен ряд экспериментальных исследований, результаты которых приведены в докладе.

В процессе исследования:

- разработаны экспериментальные стенды для проведения экспериментов;
- отработаны концентраторы, имитирующие гильотинное разрушение трубы ПГ при давлении в трубке 18 МПа и температуре 500 °С;
- проведены эксперименты с разгерметизацией трубок, моделирующие разрыв трубки парогенератора в пучке труб в условиях, приближенных к натурным;
- определены пределы безопасной эксплуатации трубок ПГ при нагружении внутренним давлением при повышенных температурах.

В процессе экспериментов на модельной установке проведено исследование теплогидравлических и механических процессов при истечении водяного пара в жидкий свинец через отверстия в теплообменной трубке и при разрыве теплообменной трубки.

Для исследования явлений, происходящих при разрыве теплообменной трубки в трубном пучке ПГ РУ БРЕСТ-ОД-300, и обоснования работоспособности парогенератора создан демонстрационный экспериментальный стенд, основные технические решения отработаны на модельной установке (стенде).

В докладе представлены конструкции разработанных экспериментальных стендов и особенности их работы, рентгеновские снимки процесса выхода пара в свинец и оценки эксплуатационных возможностей трубок ПГ из стали ЭП302М.

СЕКЦИЯ 1

НОВЫЕ ПРОЕКТЫ И УСОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ СОВРЕМЕННЫХ УСТАНОВОК (ИССЛЕДОВАНИЯ, КОНСТРУКЦИЯ)

АНАЛИЗ ЗАРУБЕЖНОГО И ОТЕЧЕСТВЕННОГО ОПЫТА ПО УЧЕТУ ИЗМЕНЕНИЙ УСЛОВИЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОБОРУДОВАНИЯ И СИСТЕМ, ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, ОСТАНОВЛЕННЫХ ДЛЯ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Конюхов В.С. (ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва, Россия)

Целью представленной работы является анализ зарубежного и отечественного опыта по учету изменений условий эксплуатации оборудования, систем и элементов объектов использования атомной энергии (ОИАЭ), остановленных для вывода из эксплуатации.

В отношении части ОИАЭ сложилась ситуация, когда после завершения эксплуатации объектов по проектному назначению вывод их из эксплуатации откладывается на продолжительное время.

Задержка перехода к заключительной стадии жизненного цикла ОИАЭ является нередкой практикой для окончательно остановленных ОИАЭ. Данная практика сопровождается непринятием мер по техническому обслуживанию и ремонту (ТОиР). В общем случае отсутствие надлежащей системы ТОиР может привести системы и элементы объектов к ухудшению их состояния.

Для установок, находящихся в конце своего жизненного цикла федеральными нормами и правилами предусматривается их подготовка к выводу из эксплуатации, которая включает разработку программы вывода из эксплуатации, перевод ОИАЭ в ядерно-безопасное состояние, разработку проекта на вывод из эксплуатации и разработку ООБ.

Действующая нормативная база в области использования атомной энергии относительно остановленных для вывода из эксплуатации ОИАЭ предусматривает возможность изменения объема ТОиР при этом данные требования существенно различаются для различных ОИАЭ.

Рекомендуемый в настоящее время подход МАГАТЭ и министерства энергетики США к планированию вывода из эксплуатации учитывает наличие переходного периода с момента окончательного останова до момента выдачи официального разрешения для вывода из эксплуатации. На переходном этапе происходит снижение технического надзора, технического обслуживания и удаление РВ, РАО, а также прочих радиоактивных веществ и материалов.

В результате анализа зарубежного и отечественного опыта было разработано содержание будущего Руководства по безопасности. Разрабатываемое руководство по безопасности будет содержать рекомендации о возможности изменения ТОиР и обоснования его безопасности. Это позволит значительно снизить риски возникновения аварий на ОИАЭ после их останова для вывода из эксплуатации, в том числе во время ожидания начала работ по выводу из эксплуатации, а также позволит снизить финансовые затраты на содержание объекта. Данные рекомендации необходимы для определения оптимального изменения ТОиР ОИАЭ, которое не привело бы к негативному влиянию на остановленный объект.

АРХИТЕКТУРА СИСТЕМ СБОРА ДАННЫХ С ПЗС-КАМЕР В ОПТИЧЕСКИХ ДИАГНОСТИКАХ ПЛАЗМЫ УСТАНОВКИ ИТЭР

*Николаева Д.В., Лопатко В.Б., Портоне С.С., Миронова Е.Ю., Семенов И.Б.
(ЧУ ГК Росатом «Проектный Центр ИТЭР», Москва, Россия),
Толоконский А.О. (НИЯУ МИФИ, Москва, Россия)*

Диагностика «Активная спектроскопия» (ДАС) входит в состав диагностического комплекса установки ИТЭР, использующего регистрацию оптического сигнала для измерения физических параметров плазмы. На примере данной диагностической системы в докладе будут рассмотрены варианты архитектуры системы сбора данных с ПЗС-камер (ПЗС – прибор с зарядовой связью).

ДАС предназначена для измерения линейного излучения примесей в плазме, которое возникает при взаимодействии с инжектированным в плазму диагностическим пучком атомов водорода. Свет от примесей собирается оптическими коллекторами (системой зеркал, оптики, световодов) и регистрируется спектрометрами с высокой разрешающей способностью. В каждом из 27 каналов спектрометра для регистрации изображений профилей спектральных линий установлена ПЗС-камера.

Размерность ПЗС-матрицы 2048×2048 пикселей. При считывании зарядовых сигналов с ПЗС-матрицы заряды пикселей должны быть просуммированы методом вертикального биннинга. На выходе каждой ПЗС-матрицы получается кадр из 2048 чисел с разрядностью 16 бит, в котором порядковый номер числа обозначает длину волны, а само число – интенсивность света, просуммированную вдоль всей хорды наблюдения. Кадры с каждой ПЗС-камеры передаются по двум Ethernet-каналам. Общее количество измерительных Ethernet-каналов на всю диагностику – 54.

При проектировании системы управления и сбора данных необходимо соблюдать требования Международной Организации ИТЭР по унификации аппаратного обеспечения, заключающегося в обязательном использовании оборудования из каталога, который одобрен для использования в проекте ИТЭР.

Одним из таких решений является использование модулей на базе ПЛИС фирмы National Instruments FlexRIO PXIe-7966R и адаптера с двумя 1Gb Ethernet-интерфейсами. Сигналы с камер сводятся в сетевые коммутаторы и передаются на входы адаптерного модуля, соединенного с модулем NI FlexRIO. Таким образом, для реализации полноразмерной (54 1Gb Ethernet-канала сбора данных) системы сбора ДАС потребуются два модуля FlexRIO PXIe-7966R, установленных в кейс National Instruments PXIe-1075.

Альтернативой данному решению является архитектура с использованием сетевых карт 1Gb Ethernet, установленных в промышленный компьютер из каталога ИТЭР. Данное решение позволяет существенно снизить стоимость системы сбора данных и упростить обработку данных диагностики, но требует предварительного макетирования для оценки минимального количества каналов, по которым может быть передан суммарный поток данных с диагностических каналов. В докладе представлены оценки потока данных диагностики, а также основные результаты предварительного макетирования данной архитектуры с использованием эмуляторов ПЗС-камер.

После регистрации сигналов с камер необработанные спектры передаются в центральный архив установки ИТЭР по сети DAN (Data Archiving Network), рассчитанные физические параметры – в систему управления плазмой реального времени PCS (Plasma Control System) по сети SDN (Synchronous Data Network), а данные, необходимые для управления диагностикой, – в центральную систему управления и сбора данных CODAC по сети PON (Plant Operation Network).

АСПЕКТЫ СОЗДАНИЯ ИСТОЧНИКА ХОЛОДНЫХ НЕЙТРОНОВ РЕАКТОРА ИБР-2 В НАПРАВЛЕНИИ 1, 4–6, 9 НЕЙТРОННЫХ ПУЧКОВ. КРИОГЕННАЯ СИСТЕМА И ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЕ ОБОРУДОВАНИЕ КОМПЛЕКСА

Беляков А.А., Кустов А.А., Мухин К.А., Рогов А.Д. (ОИЯИ, Дубна, Россия)

В рамках модернизации исследовательского ядерного реактора периодического действия ИБР-2 был разработан проект создания источника холодных нейтронов. Источник предполагает создание вокруг активной зоны реактора трех комбинированных замедлителей нейтронов (КЗ 201, КЗ 202, КЗ 203). Замедлители должны сочетать в себе водяные и криогенные камеры для получения необходимого спектра нейтронов в различных направлениях в зависимости от инструмента исследователя. Замедляющим веществом в криогенной камере замедлителя была выбрана смесь мезитилена и м-ксилола в пропорции 3:1. Этот ароматический углеводород обладает оптимальными физико-химическими свойствами, учитывая параметры радиационной нагрузки при работе реактора ИБР-2. Принципом работы систем замедлителя является заполнение криогенной камеры замедляющим веществом в виде замороженных шариков диаметром 3–4 мм, методом пневмотранспортировки потоком гелия при температуре 80 К.

В настоящее время один из комбинированных замедлителей (КЗ 202) изготовлен, установлен на штатное место и с 2012 г. эксплуатируется в опытном режиме на физический эксперимент. В процессе эксплуатации были уточнены оптимальные параметры работы системы в различных режимах работы, экспериментально установлен выигрыш в спектре нейтронов больших длин волн ($> 4\text{Å}$), который составил до 13 раз. Учитывая успешную эксплуатацию замедлителя КЗ 202 было принято решение продолжить работу по разработке и созданию следующего замедлителя центрального направления КЗ 201.

В работе рассматриваются этапы создания комбинированного замедлителя КЗ 201 в направлении экспериментальных пучков 1, 4–6, 9 реактора ИБР-2. Показаны варианты компоновки головной части замедлителя, исходя из параметров, необходимых экспериментаторам. Эти варианты сравнены между собой и выбран оптимальный вариант. Также в работе рассмотрена полномасштабная модель КЗ 201, на которой проводились исследования и отрабатывались оптимальные характеристики работы оборудования с учетом геометрии транспортных трубопроводов и оценкой возможности применения метода пневмотранспортировки замороженных шариков смеси в камеру замедлителя.

В результате аналитической и экспериментальной работы была оценена тепловая нагрузка на системы КЗ 202 и КЗ 201 (прототип), которая показала недостатки и слабые места криогенной системы охлаждения. В работе показана схема новой криогенной системы комплекса, которая позволит эксплуатировать комплекс замедлителей на качественно новом уровне. Криогенная система позволит менять температурный режим в камерах замедлителя индивидуально от 100 до 15 К. Изменение температуры внутри криогенной камеры влияет на выход нейтронов определенных длин волн и смещает пик нейтронного спектра в область нейтронов больших или меньших энергий.

БАЗА ДАННЫХ СИСТЕМЫ ПО КОНТРОЛЮ РЕСУРСА ТЕХНИЧЕСКИХ ОБЪЕКТОВ

*Ереев М.Н., Козин А.В., Панов В.А., Скородумова Н.С.
(АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, Россия)*

Непрерывное усложнение технических объектов (ТО), увеличение срока эксплуатации и рост степени автоматизации процессов управления приводят к необходимости оптимальной организации их эксплуатации. Важную роль при этом играет определение состояния объектов, которое вследствие воздействия внешних и внутренних факторов изменяется с течением времени. Средства неразрушающего контроля не позволяют проводить диагностирование технического состояния в необходимом объеме, поэтому для решения этих задач в АО «ОКБМ Африкантов» создана техническая система, основанная на математическом сопровождении эксплуатации ТО с оперативным мониторингом его условий работы и нагруженности.

Система построена по модульному принципу и включает в себя ряд функциональных модулей и экспертную подсистему оценки выработанного и остаточного ресурса. Основным модулем системы является база данных, предназначенная для сбора, обработки и хранения данных, необходимых для моделирования процессов накопления повреждений. Универсальный программный модуль содержит полную информацию о ТО в течение всего его жизненного цикла. База данных системы по контролю ресурса формируется под каждый ТО и содержит сведения об общей структуре ТО, начальной поврежденности контролируемых зон, фактических физико-механических характеристиках материалов, параметрах математических моделей деформирования, накопления повреждений, развития дефектов, фактической и проектной моделях эксплуатации ТО. В системе по контролю ресурса предусмотрена защита от несанкционированного доступа в виде организации системы ролей, ограничивающих права пользователей. Редактирование базы данных является возможным для ограниченного круга пользователей. Структурированность и доступный интерфейс программного модуля обеспечивают удобный и быстрый доступ к информации о ТО. Кроме выполнения задач в режиме ручного указания данных реализуются задачи автоматического запуска решателей программных продуктов численного моделирования. Реализация бизнес-процесса совместной работы в рамках расчетного процесса, обеспечение санкционированного доступа к данным и защиты информации позволяет решить задачи автоматизации и формализации процесса выполнения, контроля над ходом выполнения, обеспечения защиты информации и структурированного хранения всех данных расчетного процесса.

База данных является банком знаний и необходимым компонентом вычислительного блока системы по контролю ресурса, функцией которого является определение ресурсных характеристик ТО. Оснащение ТО системой по контролю ресурса позволит с высокой степенью надежности осуществлять оптимальное управление процессом исчерпания ресурса, принимать обоснованные решения о возможности продления назначенного срока службы, исключать риск внезапных отказов.

ВОДЯНОЙ ЗАМЕДЛИТЕЛЬ РЕАКТОРА ИБР-2

Кокорин Н.Д. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Импульсный исследовательский реактор ИБР-2 (Дубна, ОИЯИ) введен в эксплуатацию в 1984 г. Реактор оборудован 14 горизонтальными экспериментальными каналами. Спектр нейтронов в направлении нейтронных пучков формирует комплекс

из четырех замедлителей, располагающихся в нишах биологической защиты за пределами корпуса реактора.

В связи с выходом в 2015 г. из строя водяного замедлителя ВЗ-301 было принято решение о его замене на модернизированный замедлитель ВЗ-304. При разработке водяного замедлителя ВЗ-304 решалась комплексная задача по устранению недостатков текущей конструкции, реализации возможности быстрой перегрузки для попеременного использования водяного и криогенного замедлителей и безопасного хранения неиспользуемого замедлителя.

Цель работы – выпуск рабочей конструкторской документации, сопровождение изготовления и монтажа водяного замедлителя реактора ИБР-2.

Конструктивно замедлитель представляет собой рабочую камеру, соединенную посредством опоры с защитным блоком. Замедлитель размещается в нише биологической защиты реактора с зазором 5 мм между мембраной рабочей камеры и стационарными отражателями.

Рабочая камера водяного замедлителя состоит из пред- и постзамедлителя. Каждый из них представляет собой заполненную водой полость с независимым контуром циркуляции рабочей среды. В передней части предзамедлителя организована полость с засыпкой карбида бора, который уменьшает утечку тепловых нейтронов из водяных полостей замедлителей в активную зону быстрого реактора. Задняя стенка постзамедлителя имеет гребенчатую форму, что позволяет получить увеличенный выход тепловых нейтронов.

Основные параметры водяного замедлителя ВЗ-304

Замедляющая среда	— Дистиллированная вода $T_{вх} = 25 \text{ }^{\circ}\text{C}$, $P = 0,18 \text{ МПа}$
Материал экранирующего слоя	— Засыпка карбида бора (B_4C)
Конструкционный материал	— Алюминиевый сплав АМг3
Проектный срок эксплуатации, лет	— 25
Классификационное обозначение по НП-033-01	— 3Н

КРИОГЕННЫЙ ЗАМЕДЛИТЕЛЬ РЕАКТОРА ИБР-2

Прокопович А.А., Никель К.А. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Комплекс криогенных замедлителей даст повышенный выход нейтронов с длиной волны более 4 \AA , что позволит расширить экспериментальные возможности и сохранить лидирующее положение реактора ИБР-2 среди импульсных нейтронных источников в мире.

Цель работы – выпуск рабочей конструкторской документации криогенного замедлителя реактора ИБР-2.

Разработанный криогенный замедлитель КЗ-201 формирует холодный спектр нейтронов для экспериментальных пучков.

В рамках рабочего проекта в конструкции замедлителя удалось реализовать принцип комби-замедлителей, формирующих требуемые спектры нейтронов для каждого экспериментального пучка и позволяющих максимально использовать возможности зоны просмотра всех пучков с учетом реальной геометрии свободного пространства в массиве биологической защиты реактора ИБР-2.

Состав криогенного замедлителя:

- рабочая камера;
- коммуникационные трубопроводы;

- опора;
- защита съемная;
- защитный блок.

Рабочая камера состоит из полости с экранирующим слоем В₄С для уменьшения утечки тепловых нейтронов в активную зону реактора, камеры водяного предзамедлителя, камеры криогенной, помещенной в вакуумный изолирующий объем, камеры водяного постзамедлителя. Каждая камера представляет собой изолированную полость с независимым контуром охлаждения.

Основные параметры криогенного замедлителя КЗ-201

Материал экранирующего слоя	– Засыпка карбида бора (В ₄ С)
Замедляющая среда пред- и постзамедлителей	– Дистиллированная вода Т _{вх} = 25 °С, Р = 0,18 МПа
Замедляющая среда криогенного замедлителя	– Мезитилен С ₆ Н ₃ (СН ₃) ₃ в смеси с μ -ксилолом в твердой фазе в виде засыпки шариков Ø 5 мм
Хладагент криогенного замедлителя, прокачиваемый через засыпку замедлителя	– Гелий (He), Т _{вх} = 20 К, Р = 0,12 МПа
Конструкционный материал камер	– Алюминиевый сплав АМг3
Проектный срок эксплуатации, лет	– 25
Срок эксплуатации при мощности до 2 МВт, ч	– 62 500

ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАЗЛИЧНЫХ ТЕМПЕРАТУРНЫХ УСЛОВИЙ ОБЛУЧЕНИЯ В ОДНОМ ОБЛУЧАТЕЛЬНОМ УСТРОЙСТВЕ

*Жемков И.Ю., Варивцев А.В., Боев А.В. (АО «ГНЦ РФ НИИАР», Димитровград, Россия),
Н.С. Погляд (АО «ГНЦ РФ НИИАР», ДИТИ НИЯУ МИФИ, Димитровград, Россия)*

В реакторе БОР-60 в составе специальных облучательных устройств (ОУ) испытываются различные перспективные конструкционные, поглощающие и делящиеся материалы. Изменения свойств материалов в результате облучения нейтронами в реакторе зависят от температурных условий при проведении испытаний.

Во внутреннюю полость корпуса ОУ может быть установлена гильза, разделяющая внутренний объем ОУ на две изолированные полости, образующие независимые каналы течения теплоносителя. В результате обеспечения соотношения долей расхода теплоносителя через эти независимые каналы можно проводить облучение в изолированных полостях с различающимися температурными условиями. Исследуемые материалы при таком облучении расположены в одной ячейке реактора.

На стадии разработки ОУ были проведены нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты, в результате которых были определены аксиальные распределения плотности потока нейтронов, линейной мощности в исследуемых твэлах и удельного тепловыделения во всех элементах ОУ. В результате теплогидравлических расчетов было определено значение общего расхода теплоносителя через устройство и соотношение долей общего расхода через параллельные каналы, значения которых необходимо обеспечить для облучения твэлов при требуемых по условиям эксперимента температурных режимах.

Расход теплоносителя через облучательное устройство и распределение общего расхода теплоносителя по двум параллельным каналам определяется влиянием дополнительного гидравлического сопротивления, вносимого установкой дроссельных шайб корпуса и гильзы. Полученные в результате проведенных расчетов величины

внутренних диаметров обеих шайб были использованы при проведении экспериментальных исследований ОУ на специальном гидравлическом стенде.

В ОУ были размещены шесть термопар, подключенных к специальному термометрическому зонду, после чего ОУ было установлено в инструментованную ячейку реактора БОР-60. Во время проведения методического эксперимента были получены экспериментальные данные о температурных условиях облучения ОУ. Проведенный анализ показал совпадение расчетных и экспериментальных значений температуры в местах расположения термопар в пределах погрешности определения параметров работы реактора. Приведенное в работе в качестве примера ОУ в настоящее время используется в АО «ГНЦ НИИАР» для испытания экспериментальных твэлов.

Использование дополнительных технических решений, например обеспечение теплоизолирующей газовой полости в гильзе, позволит обеспечить проведение облучения конструкционных материалов в одном ОУ при разных температурных условиях.

ОПТИМИЗАЦИЯ КОНСТРУКТИВНЫХ ПАРАМЕТРОВ АМПУЛЫ ДЛЯ НАРАБОТКИ КОБАЛЬТА-60

Мишунин Д.Ю., Кувшинов А.Г., Мальцев С.В. (ПАО «МСЗ», Электросталь, Россия)

В докладе представлен способ повышения качества стержня дополнительного поглотителя для наработки кобальта-60 в реакторах типа РБМК. Ранее производство сталкивалось с проблемой создания газовой атмосферы в капсулах и пеналах, требуется заполнить капсулы гелием. Проблема состоит в том, что необходимо найти оптимальный зазор между крышкой и оболочкой. Зазор должен быть таким, чтобы крышка не выпадала (т. е. лучше иметь некоторый натяг). С другой стороны, через этот зазор должно происходить вакуумирование и заполнение капсулы гелием в оптимальное технологическое время.

Решение данной задачи было осуществлено путем модернизации крышки как ампулы, так и пенала. Представлены характеристики вакуумирования, а также модель усовершенствованной крышки с лыской.

ОСОБЕННОСТИ СИСТЕМЫ ПАССИВНОГО ОТВОДА ТЕПЛА (JNB50-80) БЛОКА № 1 НВ АЭС-2 (ПРОЕКТ АЭС-2006). ОПЫТ ВВОДА В ЭКСПЛУАТАЦИЮ

*Галиев К.Ф., Вольнов А.С., Гончаров Е.В. (Нововоронежская АЭС,
Нововоронеж, Россия)*

Система пассивного отвода тепла (СПОТ) является защитной системой безопасности, основанной на пассивном принципе действия, обеспечивающей отвод остаточных тепловыделений от активной зоны реактора через второй контур при проектных и запроектных авариях. СПОТ в данной компоновке впервые применяется на Нововоронежской АЭС-2.

СПОТ включает в себя трубопроводы, воздухопроводы, теплообменники, затворы воздушные (сверху и снизу теплообменника), регулирующее устройство, кожух теплообменного модуля.

В докладе рассмотрены конструктивные особенности оборудования СПОТ энергоблока № 1 НВАЭС-2 (проект АЭС-2006), недостатки в функционировании оборудования, препятствующие выполнению СПОТ проектной функции, а также принятые мероприятия по устранению недостатков.

К недостаткам конструкции воздушных затворов СПОТ относятся:

- отсутствие устройства, надежно фиксирующего затворы в открытом положении, которое предотвращает неконтролируемое вращение шиберов затворов под действием потоков горячего воздуха от теплообменника;
- недостаточные зазоры между подвижными элементами затвора, приводящие к трению этих элементов друг об друга в результате деформации металла из-за перепада температуры на затворе более чем в 250 °С.

Недостатки были устранены включением в конструкцию затвора устройства, фиксирующего шибер в открытом положении, а также многократной рихтовкой и настройкой элементов затвора и кожуха СПОТ в летний и зимний периоды.

Недостатком в функционировании регулирующих устройств СПОТ является изменение характеристики пассивного привода (включающее возвратную пружину) после полугодовой работы теплообменников СПОТ при номинальных параметрах. Было выявлено снижение давления полного закрытия шиберов регулирующего устройства с 5,8 до 5,2 МПа, что привело бы к неконтролируемому захлаживанию парогенератора в случае ввода СПОТ в работу. Давление полного открытия при этом не изменилось, что свидетельствует об увеличении диапазона регулирования, который заложен в свойства одной пружины механизма пассивного привода.

Уменьшить диапазон регулирования поджатием пружины не представляется возможным, так как диапазон заложен физическими свойствами данной пружины.

В результате устранения основных недостатков система пассивного отвода тепла при комплексном опробовании подтвердила свои проектные характеристики, а также свою незаменимость в аварийных режимах реакторной установки.

ОСОБЕННОСТИ СИСТЕМЫ ПРОДУВКИ И ДРЕНАЖЕЙ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ ПО ВТОРОМУ КОНТУРУ БЛОКА № 1 НВ АЭС-2 (ПРОЕКТ АЭС-2006). ОПЫТ ВВОДА В ЭКСПЛУАТАЦИЮ

Яуров С.В., Боровой А.В., Вольнов А.С. (Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская атомная станция», Нововоронеж, Россия)

Система продувки и дренажей парогенераторов по II контуру предназначена для поддержания водно-химического режима II контура.

Система обеспечивает вывод из ПГ растворенных примесей через солевой отсек (постоянная продувка) и шлама из нижних точек корпуса и карманов коллекторов II контура (периодической продувки) с продувочной водой на установку СВО-5 и возврат очищенной воды.

В докладе рассмотрены проектные особенности системы продувки и дренажей парогенераторов блока № 1 НВ АЭС-2 (проект АЭС-2006). Проведен комплексный анализ конструктивных особенностей элементов и системы в целом. Рассмотрены достоинства и недостатки используемых схемных и проектных решений.

Достоинства системы продувки ПГ НВАЭС-2:

- замкнутая система продувки ПГ на высокое давление;
- увеличение максимального расхода продувки ПГ до 140 т/ч;
- компактное расположение оборудования;
- относительно небольшая металлоемкость системы без применения в составе системы расширителя продувки.

Недостатки системы продувки ПГ НВАЭС-2, выявленные в процессе ввода в эксплуатацию энергоблока № 1:

- отсутствует опыт ввода в эксплуатацию подобных систем продувки на действующих АЭС России.

- высокая стоимость при изготовлении оборудования и компонентов системы;
- сложность эксплуатации и низкая ремонтпригодность;
- применение в составе работы системы электромагнитных клапанов (ЭМК), их низкая надежность.
- низкая эффективность РТО, спорное решение по способу подвода теплоносителя к РТО.

Авторами внесены предложения по модернизации системы продувки и дренажей по II контуру на основании полученного опыта при вводе в эксплуатацию данной системы с целью оптимизации ее работы и повышения технико-экономических характеристик и надежности энергоблока № 1 НВ АЭС-2 и последующих энергоблоков проекта АЭС-2006.

В частности, предлагается:

1. Отказаться от применения в составе системы продувки ПГ электромагнитных клапанов. Взамен использовать многоходовые клапаны с приводом МЭО (механизм электрический однооборотный исполнительный). Каждый такой клапан заменяет четыре ЭМК.
2. Провести реконструкцию РТО с установкой во входной и выходной камерах кольцевых перегородок. В результате РТО становится трехходовым по трубному пространству, чем достигается необходимое увеличение скорости потока и повышается его эффективность.

ПОВЫШЕНИЕ КАЧЕСТВА ПРОИЗВОДСТВА ПРИ МОНТАЖЕ ОБОРУДОВАНИЯ ЯЭУ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ЛАЗЕРНО-ОПТИЧЕСКИХ СРЕДСТВ ИЗМЕРЕНИЯ

Шебаршин А.А. (АО «ЦТСС», Россия, Санкт-Петербург)

Рассмотрен опыт работы и созданная лабораторная база в области использования новых лазерно-оптических средств измерения для размерного контроля в судостроительной отрасли. Дано краткое описание принципа действия и характеристик этих средств измерения, интенсивно поступающих в настоящее время на российский рынок. Представлены примеры использования лазерных измерительных систем для различных задач контроля геометрических параметров на предприятиях различных отраслей. Сформулированы задачи по внедрению высокоточных 3D-измерений в практику создания оборудования ЯЭУ.

ПОДСИСТЕМА ДИАГНОСТИКИ АСУТП ПРОМЫШЛЕННЫХ УСТАНОВОК

Коцеев М.Е. (ФГУП «ПО «Маяк», Озёрск, Россия)

Ведение ни одного технологического процесса не обходится без использования автоматизированных систем контроля и управления технологическими параметрами (АСУТП). Не является исключением и такой сложный технологический процесс как управление промышленной установкой (ПУ). ПУ представляет из себя совокупность различных подсистем, обеспечивающих ведение технологического процесса и безопасную работу. АСУТП ПУ также представляет многокомпонентную систему, от надежности функционирования которой зависит безопасность управления ПУ.

Для решения задач повышения надежности в любой современной АСУТП используется подсистема диагностики. В рамках работ по модернизации АСУТП ПУ

была разработана мощная подсистема диагностики как комплекса технических средств (далее КТС), так и комплекса программного обеспечения (далее КПО). В основе подсистемы диагностики АСУТП ПУ лежит программное обеспечение КРОСС (разработчик ОАО «НИКИЭТ»).

На сегодняшний день АСУТП объединяет:

- более 20 функциональных подсистем, большая часть которых объединены в общую сеть;
- более 20 типов контроллеров и устройств связи с объектом, среди которых МСКУ, Advantech ADAM серии 4000, PMT-59А, контроллеры Мерадат;
- промышленные компьютеры Advantech.

Разумеется, такой функционал стал возможен благодаря использованию стандартных интерфейсов и открытых протоколов, а также применение единого подхода при построении подсистем.

Используя иерархическую структуру видеокадров, удалось наглядно представить состояние этого широкого спектра оборудования вплоть до состояния отдельных каналов. На верхнем уровне иерархии представлена информация о состоянии подсистем в целом и состоянии отдельных узлов. На каждом уровне отображаются данные о количестве нарушений.

Подсистема диагностики предоставляет не только возможность наглядно увидеть общую и детальную информацию о текущем состоянии оборудования АСУТП, но и удобные механизмы поиска справочной информации, в частности мест подключения той или иной платы в БСО. Имеется возможность получить на экране протоколы вычислительного и технологического процессов. Следить за состоянием диагностических параметров в реальном времени.

Описанная в докладе подсистема диагностики широко используется в рамках АСУТП. По принципу преемственности и с целью использования уже накопленного опыта, строится подсистема диагностики АСУТП модернизируемой ПУ.

ПРИМЕНЕНИЕ 3D-ПЕЧАТНЫХ ФОРМ ДЛЯ ИЗГОТОВЛЕНИЯ ИЗДЕЛИЙ В АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ

Кулей К.Ф. (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, Россия)

В настоящее время все большее внимание научных и производственных организаций Росатома привлекают аддитивные технологии изготовления форм, которые позволяют изготавливать объекты сложной формы из различных материалов. Целью данной работы является демонстрация, на примере проводимых работ АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», возможностей применения аддитивных технологий (Fused Deposition Modelling – печать путем послойного наплавления) при изготовлении ряда изделий.

На текущий момент Российская и зарубежная промышленность предлагает к использованию большой ассортимент оборудования и материалов для FDM-печати, начиная от прочных термостойких пластиков и закачивая резинами на основе каучука, что позволяет изготавливать объекты с требуемыми характеристиками как в единичном экземпляре, так и малыми сериями.

За три года применения FDM-технологии в АО «ГНЦ РФ – ФЭИ» (лаборатория 104 Институт специальных систем) было реализовано более 15 проектов по изготовлению элементов конструкций измерительных приборов и датчиков, действующих габаритно-массовых макетов исполнительных механизмов, корпусов электрических элементов и разъемов, элементов маркировки продукции, инструментов

для проведения испытаний, корпусов для микроисточников, применяемых в медицине, а также ее реализация в рамках ПСР.

Внедрение аддитивных технологий на предприятиях позволяет простимулировать и реализовать не только инженерный потенциал молодежи на предприятиях «Росатома», но и с учетом стоимости оборудования и расходных материалов создаст экономический эффект в части удешевления производимой продукции и в значительной мере повлияет на рост объемов и качество процессов производства.

ПРИМЕНЕНИЕ ЧАСТОТНО-РЕЗОНАНСНОЙ РЕФЛЕКТОМЕТРИИ ДЛЯ ДИАГНОСТИРОВАНИЯ ДЕФЕКТОВ В КАБЕЛЯХ С ПЛАСТМАССОВОЙ ИЗОЛЯЦИЕЙ

Кононенко А.И., Белоусов С.В., (АО «НИИП», Лыткарино, Россия)

Определены возможности метода частотно-резонансной рефлектометрии (ЧРР) для локации типичных дефектов в эксплуатации и для оценки степени старения/повреждения кабелей с полимерной изоляцией на атомных станциях. Оценка эффективности метода проводилась на низковольтных кабелях с изоляцией из ПВХ пластиката с модельными дефектами, которые представляли собой аналоги типичных повреждений кабелей при монтаже и тепловом старении участков изоляции, и на силовом кабеле с полиэтиленовой изоляцией, который имел высокоомный неустойчивый дефект.

В качестве частотно-резонансного рефлектометра использовали прибор LIRA Portable. Для моделирования дефектов проводили искусственное тепловое старение на образце кабеля марки ВВГнг 4×50 при температуре 120 °С. Контроль степени старения открытого участка изоляции вдоль кабеля размером 13,5 см осуществляли по измерению модуля упругости при сжатии полимерным индентором, определению остаточной концентрации пластификатора и изменению концентрации двойных связей –С = С– по характерным полосам ИК-спектра поглощения микрообразцов изоляции. Для моделирования дефектов монтажа (задиры, деформации участков кабельных трасс) использовали образец кабеля марки КВВГнг-LS 10×1,5. Для определения эффективности локации неустойчивого дефекта использовали коаксиальный кабель РК-50-17 с изоляцией из полиэтилена с существующим высокоомным дефектом, который был получен в ходе его эксплуатации в качестве кабеля питания.

Анализ полученных экспериментальных данных показал: метод ЧРР обладает высокой чувствительностью к регистрации типичных монтажных дефектов и неоднородностей на кабельных трассах, таких как задиры оболочки, локальные деформации, скрутку и т. д.; регистрирует неустойчивые высокоомные дефекты в силовых кабелях с полиэтиленовой изоляцией, что открывает возможность локации таких дефектов без предварительного их прожига; обладает высокой чувствительностью к старению изоляции кабелей на локальных участках трасс, она сопоставима с чувствительностью измерения механических свойств изоляции; погрешность локации дефектов на кабельных трассах выше, чем у традиционной временной рефлектометрии.

Несмотря на некоторые недостатки, ЧРР является сегодня наиболее универсальным методом для технического диагностирования кабелей с пластмассовой изоляцией, так как он позволяет не только проводить локацию уже развитых дефектов, что характерно для традиционных методов рефлектометрии, но и проводить локацию зарождающихся дефектов и затем контролировать их развитие вплоть до перехода кабеля в предельное состояние.

ПУСКОНАЛАДОЧНЫЕ РАБОТЫ И ИСПЫТАНИЯ ЭЛЕКТРОТЕХНИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ НА ОИАЭ

Шахаев Р.С. (АО «НИКИМТ – Атомстрой» ОИЦ НИКИМТ, Обнинск, Россия)

Введение

Наладочные работы занимают важнейшее место в эксплуатации электротехники, где являются завершающим в общем комплексе строительства и монтажа электроэнергетических объектов и электроустановок. От того, насколько они правильно организованы, зависит своевременность обеспечения электроэнергией объекта, где производится наладка, а от качества наладки – надежность и эффективность вновь смонтированного электрооборудования.

1. Общие задачи и структура наладочных работ

В соответствии с объемом испытаний и практическими условиями их выполнения, учитывающими необходимость максимального сокращения сроков монтажа и наладки, весь комплекс наладочных работ выполняется в определенной последовательности.

Согласно СНиП 3.05.06-85 «Электротехнические устройства» раздел 4 «Пусконаладочные работы», пусконаладочные работы по электротехническим устройствам осуществляются в четыре этапа (стадии).

2. Безопасность работ

Наладочные работы производятся в условиях повышенной опасности. В связи с этим в подготовке персонала наладочных организаций ответственное место занимает обучение безопасным методам производства наладочных работ в соответствии с «Правилами по охране труда при эксплуатации электроустановок».

3. Общие методы оценки состояния электрооборудования

Электрооборудование электростанций и подстанций весьма разнообразно по своей номенклатуре, но оно имеет общие по своему назначению конструктивные узлы: корпус, магнитопровод, обмотки, изоляция, статор, ротор, коллектор, подшипники, контактные соединения, кинематика подвижных систем аппаратов и приводов и т. п., а также идентичные по назначению устройства управления и сигнализации, контроля и защиты. Общие конструктивные узлы определяют и общие дефекты оборудования, выявляемые в большинстве случаев в процессе проверок и испытаний.

Задачи быстрого ввода энергетических объектов, технологическая последовательность монтажных работ и необходимость заблаговременного устранения дефектов требуют выполнения максимального количества проверок и испытаний в процессе монтажа оборудования до его полного окончания, что должно учитываться при организации наладочных работ.

4. Составление технических отчетов по проведенным пусконаладочным работам

Технический отчет – обязательный документ, отражающий техническое состояние установленною оборудования, заземляющих устройств, устройств автоматики, защиты, аппаратов управления и сигнализации наладиваемого объекта на момент ввода его в эксплуатацию.

5. Основные нарушения при организации и выполнении ПНР

РАЗРАБОТКА И ВНЕДРЕНИЕ КОМПЛЕКСА ТЕХНИЧЕСКИХ СРЕДСТВ С ЦЕЛЬЮ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С РАДИОАКТИВНЫМИ ОТХОДАМИ, ОБРАЗУЮЩИМИСЯ НА ОТДЕЛЬНЫХ ЭТАПАХ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА КОРАБЛЕЙ И СУДОВ С ЯЭУ

*Пьянкова Е.Н., Кесарева А.В., Богданов Г.А., Данилин А.А., Куликов К.Н., Матвиенко С.И.
(АО «НИПТБ «Онега», Северодвинск, Россия)*

Анализ данных по количеству и классам радиоактивных отходов (РАО) показывает, что на предприятиях, осуществляющих ремонт и модернизацию, утилизацию кораблей и судов с ядерными энергетическими установками (ЯЭУ), накоплено и продолжает образовываться значительное количество жидких и твердых РАО.

Для реализации концепции обращения с РАО АО «НИПТБ «Онега» разработаны предложения и технические решения по обеспечению и повышению ядерной и радиационной безопасности системы обращения с РАО, образующимися на стадиях жизненного цикла кораблей и судов с ЯЭУ:

- различные варианты конструктивного исполнения мобильного санпропускника (СМ-10М) в зависимости от условия его размещения и обеспечения энергоресурсами, что позволяет применять его на предприятиях, осуществляющих ремонт и модернизацию, утилизацию кораблей и судов с ЯЭУ;
- конструкторская документация на плавучий контрольно-дозиметрический пост, проект 02270, предназначенный для обеспечения санитарно-пропускного режима при строительстве, ремонте, модернизации и утилизации кораблей и судов с ЯЭУ;
- типовой комплект оборудования для выгрузки, сортировки и фрагментирования твердых радиоактивных отходов (ТРО). Комплект оборудования предназначен для выполнения основных технологических операций: формирование проема, сортировка ТРО внутри хранилища навалного типа, выгрузка ТРО из хранилища;
- конструкторская документация на стоечное судно – плавучая емкость проекта 23140, предназначенное для сбора, временного хранения, транспортирования и выдачи низкоактивных жидких радиоактивных отходов (ЖРО);
- конструкторская документация на модульную фильтровентиляционную установку, предназначенную для организации локальной системы специальной вентиляции, обеспечивающей очистку воздуха от радиоактивных аэрозолей низкого уровня активности, удаляемого из специальных помещений радиационно опасного объекта до нормируемых значений;
- конструкторская документация на модульную транспортную емкость для сбора и транспортирования ЖРО, предназначенную для сбора, временного хранения, транспортирования и выдачи малосолевых, солевых ЖРО низкого и среднего уровней активности.

Реализация в полном объеме всех разработанных в АО «НИПТБ «Онега» технических средств позволит повысить уровень ядерной и радиационной безопасности системы обращения с РАО на предприятиях, выполняющих ремонт и модернизацию, утилизацию кораблей и судов с ЯЭУ.

РАЗРАБОТКА КОМПЛЕКТА РУЧНОГО ИНСТРУМЕНТА И ОБОРУДОВАНИЯ ДЛЯ РАБОТЫ С МОДЕРНИЗИРОВАННЫМИ ИЗДЕЛИЯМИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ БАССЕЙНОВОГО ТИПА

*Васюхно Д.В., Дударева Г.А., Калашников Н.С., Суволокин Д.В.
(АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)*

Для изотопных реакторов с большим количеством изделий активной зоны одним из наиболее актуальных вопросов является вопрос перегрузки изотопной продукции. Основная проблема заключена в необходимости проведения большого количества перегрузочных операций в течение одной кампании реактора.

Для уменьшения количества операций и времени, необходимых для перекомплектации изотопных изделий, специалисты АО «НИКИЭТ» разработали модернизированное изделие активной зоны на перспективу замены штатных изделий.

Технология транспортировки и перекомплектации нового изделия предполагает применение полного комплекта инструмента и оборудования. С 2015 года проводится работа по разработке полного комплекта рабочей конструкторской документации инструмента и оборудования для передачи в изготовление.

Для выбора конструкции инструмента и оборудования был проведен анализ применяемого эксплуатирующей организацией инструмента, конструкторской документации инструмента и оборудования, разработанного АО «НИКИЭТ» и эксплуатирующей организацией, были учтены рекомендации технологов и эксплуатирующего персонала. Проанализированы возможные ошибки персонала и отказы при перегрузках и приняты конкретные конструкторские решения, исключающие заклинивание, подхват соседнего изделия, неполное срабатывание и т.п.

Важной конструкторской задачей стало обеспечение правильности установки инструмента при отсутствии визуального контроля. В разработанных конструктивных решениях обеспечены все требования, предъявляемые со стороны эксплуатационной документации и эксплуатирующей организации.

Комплект инструмента и оборудования позволяет выполнить все требуемые операции с модернизированным изделием активной зоны как в реакторе, так и в бассейне выдержки, а также по разборке, сборке и перекомплектации изделия в бассейне выдержки. При этом инструмент удобен в использовании, легок и прост в обслуживании, что подтверждено опытом эксплуатации подобного инструмента и согласованием конструкции со стороны эксплуатирующего персонала реактора.

РАЗРАБОТКА КОНСТРУКЦИИ ПРОБООТБОРНИКА РУ БРЕСТ-ОД-300

Гуров В.А., Моркин М.С. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Пробоотборник РУ БРЕСТ-ОД-300 входит в состав подсистемы отбора и анализа проб свинца (СОПС) системы контроля герметичности оболочек твэлов. Пробоотборник предназначен для отбора проб теплоносителя из реакторного блока для периодического контроля содержания в свинцовом теплоносителе РУ следующих элементов:

- йода и цезия, для анализа герметичности оболочек твэлов и определения активности теплоносителя;
- железа, хрома и никеля, для анализа коррозионных процессов в контуре, дополнительно к функциям системы контроля и поддержания качества теплоносителя.

Разрабатываемый пробоотборник обеспечит возможность отбора проб как на остановленной РУ, так и на РУ, работающей на всех режимах от 0 до 100 % номинальной мощности.

Особенностью РУ БРЕСТ-ОД-300 с точки зрения организации отбора проб теплоносителя является интегральная компоновка первого контура. Принятая концепция безопасности корпуса РУ предусматривает локализацию аварийных протечек теплоносителя в пределах самого корпуса, что делает невозможным врезку пробоотборных каналов ниже уровня теплоносителя. Другая важная особенность пробоотбора – требование исключить смешивание пробы, отбираемой из-под свободного уровня расплава, с поверхностными слоями теплоносителя, которые могут содержать шлаки.

Размещение оборудования пробоотборника на верхнем перекрытии БР РУ БРЕСТ-ОД-300 затруднено ввиду его затесненности, неудобства обслуживания и обращения с пробой. Поэтому при разработке технического предложения по пробоотборнику РУ БРЕСТ-ОД-300 рассмотрен вариант конструкции, который обеспечивает возможность отбора пробы через боковой канал в корпусе БР.

В соответствии с терминами ЕСКД и информационной технологии, пробоотборник является комплексом, состоящим из двух составных частей:

- механический комплекс (собственно пробоотборник, размещаемый в защитном боксе помещения СОПС);
- программно-технический комплекс пробоотборника (размещаемый частично в защитном боксе помещения СОПС, частично – рядом с ним; связь между частями осуществляется кабелями через проходки в стенках защитного бокса).

Предложенный вариант конструкции пробоотборника обеспечивает возможность отбора пробы через боковой канал в корпусе БР, расположенный выше уровня теплоносителя в любом режиме работы РУ. Заглубление трубки транспортировки пробоотборного капилляра ниже уровня свинцового теплоносителя во всех режимах эксплуатации РУ обеспечивает изоляцию газовой полости РУ от тракта перемещения пробы и исключает выход летучих и газообразных радионуклидов из газовой полости за пределы корпуса РУ при НЭ и при аварии, в том числе с разрывом теплообменных трубок ПГ. Малый диаметр проходных сечений и герметичный перчаточный бокс практически исключают выход активности за пределы РУ в случае разгерметизации канала или пробоотборника. Конструкция предусматривает возможность ремонта пробоотборника с заменой всех основных элементов.

РАЗРАБОТКА КОНСТРУКЦИИ СОСУДОВ ПОД ДАВЛЕНИЕМ ДЛЯ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ МБИР С НАТРИЕВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Романова Н.В., Трушкин В.И., Тюрина Е.С. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Разработка конструкции сосудов под давлением, работающих в контурах с натриевым теплоносителем, проводилась в рамках работ по техническому проекту РУ МБИР

Специалистами АО «НИКИЭТ» были разработаны следующие сосуды под давлением: бак расширительный, бак буферный натриевый и сосуды аварийного сброса первой и второй ступени. Назначение и условия эксплуатации систем, в которые входят данные сосуды под давлением, сформировали основные требования к их конструкции.

Расширительный бак (РБ) входит в состав системы аварийного отвода тепла от реактора (САОТ). САОТ предназначена как для аварийного расхолаживания реактора, так и для планового отвода тепла от активной зоны в размере 4 % тепловой мощности реактора. Основная функция РБ – компенсация давления в контуре САОТ при разогреве натрия и выходе параметров РУ на номинальные значения.

Бак буферный натриевый (ББН) входит в состав II контура теплоотвода и в систему автоматической защиты (САЗ) парогенератора (ПГ). ББН предназначен для компенсации изменений объема натрия во II контуре при изменении рабочей температуры. Дополнительно ББН служит для приема и первичной сепарации продуктов взаимодействия воды (пара) с натрием при разуплотнении теплообменной поверхности ПГ.

Для обеспечения безопасной работы II контура и ПГ каждая петля РУ МБИР оснащена САЗ ПГ, в которую входят сосуды аварийного сброса первой и второй ступени (САС-1 и САС-2).

САС-1 предназначены для приема газовых и жидких продуктов взаимодействия воды (пара) с натрием, образующихся при разуплотнении теплообменной поверхности ПГ, а также всего натрия II контура, и сепарации жидких сред от газообразных при срабатывании САЗ ПГ.

САС-2 предназначены для приема газовых продуктов взаимодействия воды (пара) с натрием и сепарации газообразной среды от паров натрия. Сброс продуктов взаимодействия в САС-2 осуществляется при разрыве мембраны в одном из устройств предохранительных мембранных, связанном с превышением уставки по давлению в САС-1.

Сосуды под давлением разработаны на основе опыта конструирования сосудов, эксплуатируемых на РУ с натриевым теплоносителем. Основными критериями при разработке конструкции сосудов под давлением являлись безопасность и соответствие нормативной документации. Конструкция сосудов под давлением разработана таким образом, чтобы полностью выполнялись все требования, сформированные назначением данного оборудования, и их работоспособность подтверждена прочностными расчетами.

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ОЦЕНКИ НАГРУЗОК НА ЭЛЕМЕНТЫ КОРПУСА РЕАКТОРА ВВЭР В ХОДЕ ТЯЖЕЛОЙ АВАРИИ С ЭНЕРГЕТИЧЕСКИМ ВЗАИМОДЕЙСТВИЕМ РАСПЛАВА С ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Астахов В.В., Николаева А.В. (АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия)

Тяжелые аварии (ТА) на АЭС с РУ ВВЭР характеризуются совокупностью взаимосвязанных явлений и процессов различной физической природы. Одним из наиболее важных вопросов при анализах ТА является анализ взаимодействия высокотемпературного расплава материалов активной зоны и ВКУ с теплоносителем, которое потенциально может привести к возникновению паровых взрывов. Данные процессы активно исследуются с 1990-х годов. Основные результаты исследований включены в базу STEX.

В соответствии с феноменологией процесса различают внутрикорпусное и внекорпусное взаимодействие расплава с теплоносителем. Поскольку в эксплуатируемых сегодня проектах АЭС с РУ ВВЭР не предусматривается затопление реакторной шахты водой в ходе управления ТА, то моделирование внекорпусного взаимодействия расплава с водой в данной работе не рассматривается. При этом для АЭС с РУ ВВЭР важным представляется вопрос о возможности разрушения корпуса реактора и поддерживающих конструкций защитной оболочки

(30) при внутрикорпусных паровых взрывах с выходом продуктов деления в атмосферу.

На настоящий момент по требованиям зарубежных заказчиков, основанных на рекомендациях МАГАТЭ, перед ОКБ «ГИДРОПРЕСС» поставлена задача обоснования целостности корпуса реактора и возникающих нагрузок на защитную оболочку в случае энергетического взаимодействия расплава с теплоносителем. Применяемые сегодня в России и за рубежом расчетные коды (ASTEC, MELCOR, СОКРАТ/В1 и т. д.) учитывают только возможность реализации неэнергетического взаимодействия, в ходе которого постулируется отсутствие паровых взрывов.

Для выполнения требований заказчика были разработаны реалистичные модели проплавления внутрикорпусной шахты реактора и неэнергетического взаимодействия расплава с теплоносителем в напорной камере. В рамках исследования был модернизирован и верифицирован модуль VAPEX-M в составе РК СОКРАТ/В1 и разработана консервативная полуэмпирическая методика для оценки мощности парового взрыва при энергетическом взаимодействии. Разработанные модели и методика соответствуют современному уровню знаний о данном явлении.

С применением разработанных моделей и методики рассмотрен ряд сценариев ТА на АЭС с РУ ВВЭР-1200, для которых выполнены:

- моделирование взаимодействия расплава активной зоны с теплоносителем. При этом неэнергетическое взаимодействие моделировалось с применением РК СОКРАТ/В1 и расчетного модуля VAPEX-M, а энергетическое взаимодействие учитывалось консервативно, на основе результатов расчета с применением полуэмпирической методики;
- консервативные оценки потенциала энергетического взаимодействия расплава с теплоносителем (паровые взрывы) и нагрузок на корпус, обусловленных таким взаимодействием с точки зрения целостности корпуса реактора и его крепежных элементов;
- оценка возможности нарушения целостности корпуса реактора в результате возникновения паровых взрывов;
- оценка возможности осуществления аварий α -типа для РУ ВВЭР-1200.

Разработанные расчетные средства и методики могут быть применены для всех типов АЭС с РУ ВВЭР при адаптации расчетной модели к конкретному энергоблоку.

РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ СИСТЕМЫ КРЕПЛЕНИЯ ПАНЕЛИ ПЕРВОЙ СТЕНКИ К ЗАЩИТНОМУ БЛОКУ МОДУЛЯ БЛАНКЕТА ИТЭР

*Томилов С.Н., Свириденко М.Н., Лешуков А.Ю., Муртазина Д.Р.
(АО «НИКЭТ», Москва, Россия)*

Термоядерный реактор ИТЭР, сооружаемый в настоящее время на территории ядерного центра Кадараш (Франция), является крупнейшей экспериментальной плазмофизической установкой, используемой для освоения энергии управляемого термоядерного синтеза. Одним из ключевых компонентов ИТЭР является система бланкета, предназначенная для защиты вакуумной камеры и внутрикамерных компонентов от теплового и нейтронного излучения, включающая в себя 440 модулей.

Конструктивно модуль бланкета (МБ) представляет собой сборочную единицу, в состав которой входят: панель первой стенки (ПС), защитный блок (ЗБ) и система механического крепления. В данной работе рассматривались МБ, расположенные на своде вакуумной камеры, и модуль внешнего бланкета, расположенный в зоне экваториального порта.

В рамках данной работы было проведено исследование нестационарных полей температур в конструкции МБ для режима Inductive I. Особое внимание уделено распределению температуры в системе крепления панели ПС к ЗБ. Проведен вариативный тепловой расчет МБ – рассмотрены варианты системы крепления с различными конструкционными материалами.

В дальнейшем предполагается использование полученных в данной работе результатов для расчета напряженно-деформированного состояния системы крепления панели ПС к ЗБ МБ ИТЭР.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ИЗМЕНЕНИЯ РЕАКТИВНОСТНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА СМ ПРИ ИЗМЕНЕНИИ КОМПОНОВКИ НЕЙТРОННОЙ ЛОВУШКИ И КОНСТРУКЦИИ РАБОЧИХ ОРГАНОВ АЗ

Пайдюлов А.В. (АО «ГНЦ НИИАР», ДИТИ НИЯУ МИФИ, Димитровград, Россия), Малков А.П., Краснов Ю.А., Фомин Д.В. (АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград, Россия)

Одно из основных назначений реактора СМ – наработка радиоактивных нуклидов для нужд промышленности и медицины, потребность в которых постоянно растет. Наиболее востребованы для накопления радионуклидов облучательные объемы нейтронной ловушки реактора СМ, все имеющиеся каналы которой в настоящее время используются со стопроцентной загрузкой. Поэтому актуальна задача по расширению возможностей нейтронной ловушки реактора СМ.

Предлагаемый путь решения задачи – использование всего объема центральной замедляющей полости (ЦЗП) реактора для облучения материалов путем удаления бериллиевых вкладышей ЦЗП и центрального компенсирующего органа, установки на их место дополнительных трубок сепаратора для размещения мишеней (сепаратор крестообразной формы в сечении), увеличения количества пэлов и диаметра РО АЗ, а также присоединения к поглощающей части РО бериллиевого вытеснителя для повышения эффективности рабочих органов с целью реализации возможности функций как АЗ, так и КО.

Для обоснования концепции модернизации активной зоны реактора СМ и принимаемых проектных решений проведены экспериментальные исследования на критсборке – физической модели действующего исследовательского реактора, в результате которых подтверждена принципиальная возможность использования рабочих органов аварийной защиты реактора в режиме АЗ-КО при размещении в активной зоне нейтронной ловушки предложенной конструкции, определены влияние вносимых в активную зону изменений на эффективность рабочих органов системы управления и защиты и эффекты реактивности, связанные с вносимыми изменениями.

СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ ПРОБЛЕМЫ ОПРЕСНЕНИЯ МОРСКОЙ ВОДЫ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ АТОМНОГО ЭНЕРГОИСТОЧНИКА

Конюшин М.В., Федорович Е.Д., Сергеев В.В. (СПбПУ, Санкт-Петербург, Россия)

Пресная вода является одним из основных ресурсов в жизнедеятельности человека. Однако в связи с увеличивающимся потреблением пресной воды в мире во многих районах мира уже наблюдается дефицит пресной воды. Основные причины повышенного потребления пресной воды: рост населения Земли; истощение естественных водных ресурсов – источников воды хорошего качества и затруднение процессов естественной регенерации загрязненных природных вод вследствие

глобального роста промышленности. По некоторым оценкам уже к 2025 г. более 60 % населения Земли будут страдать от нехватки пресной воды.

Около двух третей поверхности Земли покрыто водой, однако 97,5 % запасов воды сосредоточено в океанах в виде соленой воды, 2,5 % запасов воды находится в ледниках и, таким образом, человечеству для потребления доступно менее 1 % из всех запасов воды.

Одно из возможных решений данной проблемы – развитие опреснения морской воды. Данное решение не ново и во всем мире уже на протяжении долгого периода эксплуатируются установки по опреснению морской воды. Так к 2006 г. более 50 млн м³/сут пресной воды производилось на опреснительных установках. Для удаления соли из морской воды используются в основном два типа методов: мембранный и дистилляционный.

Однако установки по опреснению морской воды, в основном, используют в качестве источника энергии полезные ископаемые. Стоит отметить, что использование традиционных источников энергии на органическом топливе не является оптимальным решением. Данное обстоятельство вызвано тем, что в случае использования традиционных источников энергии, возникнет необходимость дополнительного увеличения потребления органического топлива (нефти и газа). Из мировой практики известно, что варианты увеличения потребления нефти и газа не могут быть рассмотрены в связи с колоссальным потреблением, в настоящее время, данных ресурсов и возможностью ускоренного истощения месторождений нефти и газа.

Одним из перспективных направлений является использование ядерной энергии с целью опреснения морской воды. Наиболее лучшим решением является использование ядерной энергии не только для опреснения морской воды, но и для выработки «традиционных» продуктов использования ядерной энергии в качестве источника электричества и тепла. Таким образом, становится актуальной задача использования атомных энергоисточников в качестве источника энергии для опреснительных установок. В связи с этим возникает вопрос о современных тенденциях проблемы опреснения морской воды с использованием атомных энергоисточников.

В докладе приведен обзор современного состояния проблемы опреснения морской воды с использования энергии от атомного энергоисточника, На основании проведенного обзора было выявлено, что как показывает мировая практика, вопросы об использовании атомных энергоисточников в качестве источника энергии для опреснения морской воды актуальны и обсуждаются. Исследователями предлагаются различные варианты возможностей использования атомных энергоисточников с целью опреснения морской воды. Данные варианты включают в себя использование различных типов ядерных реакторов, наличие различных технологических схем и др. В качестве примера стоит отметить возможность использования ядерных реакторов следующих типов ВК-300, СВБР-75/100, КЛТ-40С и др.

ТРИГЕНЕРАЦИЯ НА АЭС. ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПАРОВОЙ ТУРБИНЫ НА АММИАКЕ В ЦИКЛЕ АБСОРБЦИОННОЙ ХОЛОДИЛЬНОЙ УСТАНОВКИ, ПИТАЕМОЙ ОТ ОТБОРА ТУРБИНЫ К-1000-60/1500

Смоляров А.С. (Кольская АЭС, Полярные Зори, Россия)

В настоящее время Росатом имеет контракты на строительство энергоблоков в жарких странах, таких как Индия, Турция, Иран, Вьетнам, Бангладеш. В данной работе предлагается использовать в тепловых схемах АЭС абсорбционную холодильную установку по выработке холода, которая будет питаться от отбора пара

турбоустановки. Также предлагается реализовать в данной установке паровую турбину, которая будет работать на аммиачном рабочем теле, которое получается в процессе работы абсорбционной установки. При использовании данной установки можно получить двойную выгоду:

- выработка холода, который можно использовать для охлаждения потребителей первого и второго контура АЭС, для системы кондиционирования АЭС, для транзита на промышленные предприятия;
- с помощью паровой турбины, работающей на аммиачном рабочем теле, заменить турбину, которая питает главный питательный насос, тем самым уменьшить недовыработку мощности в конденсационной паровой турбине АЭС.

Данные мероприятия по подключению абсорбционной холодильной установки возможны на любой двухконтурной АЭС, которые в настоящее время функционируют на территории Российской Федерации и за рубежом.

Также хочется отметить, что, приступая к работам по созданию данных установок, надо понимать, что каждый проект несет в себе значительную долю уникальности, связанную с внешними (цены на топливо, надежность снабжения, тарифы сетей) и внутренними (профиль потребления тепла, холода и электроэнергии, пиковые нагрузки) факторами.

ЭФФЕКТИВНОСТЬ МОДЕРНИЗАЦИИ СЕПАРАТОРОВ- ПАРОПЕРЕГРЕВАТЕЛЕЙ СПП-500-1

Легкоступова В.В. (ОАО «НПО ЦКТИ им. И.И. Ползунова», Санкт-Петербург, Россия)

Сепараторы-пароперегреватели (СПП) служат для сепарации влаги и промежуточного перегрева пара после цилиндра высокого давления турбин насыщенного пара атомных электрических станций. В настоящее время на всех действующих энергоблоках с реакторами РБМК-1000 на турбинах К-500-65/3000 установлены сепараторы-пароперегреватели СПП-500-1. Основные проблемы, выявленные во время эксплуатации, - это неравномерность раздачи пара по сепарационным блокам и пронос влаги через сепаратор в пароперегреватель. Причина данных проблем – расположение сепаратора над поверхностью нагрева и боковой подвод влажного пара. Последствия – усталостное разрушение труб разводки греющего пара и труб поверхности нагрева, которое ведет к снижению эффективности перегрева пара. Это отрицательно сказывается на экономичности и надежности турбин. В настоящее время актуальным является модернизация конструкций СПП, что требует расчетных исследований.

Для улучшения работы и повышения эффективности и надежности СПП было принято решение о модернизации всех эксплуатируемых аппаратов. Проект модернизации был выполнен специалистами ОАО НПО ЦКТИ совместно с фирмой Balke-Durg (Германия). В основе проекта по модернизации СПП-500-1 на Ленинградской и Смоленской АЭС – замена сепарационных блоков на жалюзийные пакеты Powervane фирмы Balke-Durg с влагозахватами, допускающими существенно большие нагрузки по влажному пару, увеличение размеров входной камеры, изменение схемы движения пара, организация предварительной сепарации влаги со стен и потолка входной камеры. Для Курской АЭС был принят другой проект по модернизации, в соответствии с которым перед входным коллектором были установлены предварительные сепараторы Powersep фирмы Balke-Durg.

С целью оценки эффективности работы модернизированной конструкции СПП-500-1 автором были проведены расчетные исследования. Метод исследований –

моделирование в программном комплексе ANSYS CFX. Расчеты проводились для сухого воздуха, воздушно-водяного потока и влажного пара. Для проведения расчетов были разработаны соответствующие геометрические модели модернизированных конструкций сепарационной части СПП-500-1.

Основные выводы по результатам расчетных исследований:

- геометрические модели и методика моделирования адекватно описывают процессы в СПП-500-1;
- полученные результаты расчетов доказывают эффективность проведенной модернизации, также эффективность проведенной модернизации подтверждается и уже имеющимся опытом эксплуатации модернизированных аппаратов на АЭС.

СЕКЦИЯ 2

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ, ЭКСПЕРИМЕНТ, ЗАЩИТА ОТ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ, УПРАВЛЕНИЕ, 3D-МОДЕЛИРОВАНИЕ

3D-МОДЕЛИРОВАНИЕ В ОСНОВЕ ПОПУЛЯРИЗАЦИИ НЕЙТРОННО- ЯДЕРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ И КАК СПОСОБ ПОВЫШЕНИЯ ЭФФЕКТИВНОСТИ РАБОТЫ ПЕРСОНАЛА

Кутергин А.В. (ОИЯИ, Дубна, Россия)

Развитие информационных технологий потребовало создание качественно новой информационной среды, содержащей информацию об основных принципах работы базовых установок Лаборатории нейтронной физики ОИЯИ и комплекса спектрометров.

В целях более наглядного представления устройства и принципа работы реактора на быстрых нейтронах ИБР-2 была создана трехмерная модель данной ИЯУ. На основе созданной трехмерной модели создан анимационный видеоролик, в котором установка показана в действии, отражены все стадии работы ИЯУ ИБР-2. Также для каждого из спектрометров была создана трехмерная модель с последующей анимацией, где показан принцип работы детекторов и проведения экспериментов. Результаты данной работы добавлены на информационные интерактивные стенды лаборатории, используются в составе презентаций при проведении конференций, экскурсий и школ, опубликованы на сайте ЛНФ. Это позволяет доступным и эффективным способом объяснять сложные принципы работы широкому кругу людей, формировать интерес к области нейтронно-ядерных исследований.

Трехмерное моделирование в совокупности с другими информационными технологиями способно стать инструментом повышения эффективности работы персонала. Принципиальная схема или чертеж не могут дать точных сведений о реальном расположении оборудования, а 3D-моделирование позволяет наглядно представить пространственное расположение оборудования, в том числе с привязкой к конкретным помещениям. На основе чертежей разработана и построена трехмерная модель контуров натриевого охлаждения ИЯУ ИБР-2. Также была создана система, включающая в себя пространственные схемы расположения оборудования технологических систем ИЯУ ИБР-2 и интерактивное меню, которые дают полное представление о расположении технологических помещений и оборудования с последующим выводом на экран монитора инженера-оператора. При отклонении технологических параметров от нормы, используя эту систему, можно оперативно получить информацию о дальнейших вариантах действий, что в свою очередь позволяет уменьшить время действия персонала в случае отказов оборудования и систем. Данный проект позволяет повысить эффективность работы оперативного персонала, используется при подготовке новых сотрудников в качестве наглядного пособия.

3D-МОДЕЛИРОВАНИЕ КРИОГЕННЫХ ТРУБОПРОВОДОВ

Кустов А.А. (ОИЯИ, Дубна, Россия)

Использование программы Autodesk Inventor при моделировании криогенных трубопроводов как средства геометрического построения трехмерных эскизов траектории трубопроводов.

Применение построенной траектории при создании конструкции трубопровода, оценки взаимного расположения трубопроводов.

Особенности конструкции криогенных трубопроводов в зависимости от их назначения.

Оценка изменения длин участков внутренней трубы при охлаждении до криогенной температуры, а также прогиба протяженных участков, конструирование опор внутренней трубы и подбор диаметра кожуха по результатам этой оценки.

Параметризация при моделировании деталей кожуха криогенного трубопровода как средство оптимизации зазоров между наружными и внутренними деталями.

Примеры проектов.

АЛГОРИТМЫ РАСЧЕТА АКТИВНОСТИ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ В ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ ВВЭР-1200 НА БАЗЕ КОДА УЛУЧШЕННОЙ ОЦЕНКИ DECA В ОБОСНОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ БЕЛОРУССКОЙ АЭС

*Горбачева Н.В., Кулич Н.В., Корчёва Ю.А.
(ГНУ «ОИЭЯИ-Сосны» НАН Беларуси, Минск, Беларусь)*

При выполнении анализа радиационной безопасности проектов атомных станций нового типа необходимо показать расчетным путем, что регламентируемое Правилами ядерной безопасности (ПБЯ РУ АЭС-89) предельное число негерметичных твэлов в активной зоне обеспечивает выполнение приемочных критериев в режимах категории 1–2, а при проектных и запроектных авариях, которые могут сопровождаться дополнительной разгерметизацией твэлов (режимы категории 3, 4), не превышаются требования гигиенического норматива Республики Беларусь по ограничению радиационного воздействия на население. Предполагается, что при эксплуатации Белорусской АЭС (АЭС-2006 с ВВЭР-1200) будет использоваться усовершенствованное топливо, модернизация которого затронет, в том числе повышение обогащения.

Целью работы является разработка алгоритмов и программных средств, обеспечивающих анализ радиационной безопасности АЭС-2006 в рамках проведения экспертизы документов, обосновывающих безопасность при вводе в эксплуатацию Белорусской АЭС.

Для решения поставленной задачи разработана вероятностная модель выгорания топлива в активной зоне ВВЭР-1200, реализованная на базе кода улучшенной оценки DECA, и алгоритмы расчета активности продуктов деления в теплоносителе. Программные средства использованы для оценки источников продуктов деления под оболочкой твэлов с учетом неравномерности энерговыделения в активной зоне (для короткоживущих ПД) в зависимости от глубины выгорания топлива (для долгоживущих ПД). Затем с помощью программного комплекса RADRISK выполнен расчет и сравнительный анализ ингаляционных доз облучения населения при авариях ВВЭР-1200 в режимах категории 3 и 4 в двух вариантах: с учетом загрузки перспективным топливом в сопоставлении с вариантом загрузки стандартным топливом.

Разработанный вычислительный инструментарий может быть использован для расчетных исследований и подготовки рекомендаций по нормированию предельного числа негерметичных твэлов в активной зоне ВВЭР-1200 и оценки радиационного воздействия на населения АЭС-2006.

АНАЛИЗ СОСТОЯНИЯ ГЕРМЕТИЧНОСТИ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ СРЕДСТВАМИ СИСТЕМЫ РАДИАЦИОННО- ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ НА ПРОМЫШЛЕННОЙ УСТАНОВКЕ

Вострухов А.В., Мальцев А.В. (ФГУП «ПО «Маяк», Озёрск, Россия)

Многолетний опыт эксплуатации производств ядерного оружейного комплекса свидетельствует о том, что для обеспечения безопасности персонала и населения при осуществлении технологических процессов (технологического контроля), как правило, используются функции системы радиационного контроля для оперативного принятия решений при возникновении нештатных ситуаций с целью предотвращения их развития.

При проектировании и эксплуатации таких производств требования, предъявляемые к системам технологического и радиационного контроля, существенно различаются. Используя информацию от системы радиационного контроля и результаты технологического контроля, можно получить информацию, обладающую новыми свойствами.

В данной работе предлагается объединение параметров систем технологического контроля и контроля радиационной безопасности на производстве. Используя наряду с показаниями от сигнализаторов течи результаты измерений мощности поглощенной дозы гамма-излучения и объемной активности радионуклидов в воздухе, предлагается сформировать комплекс алгоритмов, с помощью которых можно оперативно оценить радиационную обстановку, состояние коммуникаций, и своевременно принять ряд организационно-технических мер для предотвращения выхода продуктов распада и теплоносителя за пределы гермозоны зоны, что в свою очередь позволит снизить дозовую нагрузку на персонал.

АППАРАТУРА КОНТРОЛЯ НЕЙТРОННОГО ПОТОКА ДЛЯ АЭС ПОКОЛЕНИЯ «3+», «4»

*Коптелов Ю.С. (ЗАО «СНИИП-Систематом», НИЦ «Курчатовский институт»,
Москва, Россия)*

Для обеспечения безопасной работы РУ используются средства автоматизированного управления и защиты. В частности, аппаратура контроля нейтронного потока (АКНП).

Отличительной чертой АКНП поколения «3+», «4», помимо усовершенствованной элементной и программной базы, является применение нового перемещаемого блока детектирования (БД) диапазона источника. БД разработан на основе радиационно стойкой модификации коронных счетчиков нейтронов, аналогичных счетчикам нейтронов типа СНМ-11 ОДО.339.070 ТУ.

Предназначением нового перемещаемого БД является повышение надежности и эксплуатационных характеристик АКНП.

Повышение надежности канала контроля нейтронного потока АКНП достигается благодаря замене кабельной линии связи БД на огнестойкие, термо- и радиационно стойкие и не распространяющие горение кабели типа КНММС с герметичной оболочкой из нержавеющей стали, внутренним электромагнитным экраном и минеральной изоляцией.

Улучшение эксплуатационных характеристик, а также снижение себестоимости оборудования, размещаемого внутри герметичной защитной оболочки АЭС, достигается за счет устранения необходимости применения специальных механизмов перемещения блоков детектирования диапазона источника и соответствующих устройств для их управления.

БД предназначен для регистрации медленных нейтронов. Чувствительность БД к медленным нейтронам в диапазоне энергий от 0,025 до 100 эВ составляет $4,0 \pm 1,0 \text{ см}^2$ (число импульсов за 1 с под воздействием потока нейтронов с плотностью $1,0 \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$).

БЫСТРОДЕЙСТВУЮЩАЯ СИСТЕМА КОНТРОЛЯ С ФУНКЦИЕЙ ЛОКАЛИЗАЦИИ КООРДИНАТ ЯЧЕЕК С ПРЕВЫШЕНИЕМ ДОПУСТИМОГО ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ ПРИ ПОДЪЕМЕ МОЩНОСТИ

Деменко И.П., Королёва Т.Д., Крюков С.И. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Определение областей резкого возрастания плотности потока тепловых нейтронов (ППТН) позволяет предотвращать аварийные ситуации путем своевременного блокирования извлечения поглощающих элементов в области локального всплеска ППТН. В работе описывается быстродействующая система контроля энерговыделения (СКЭ), предназначенная для безынерционного автоматического контроля радиального распределения энерговыделения в активной зоне реакторной установки бассейнового типа в диапазоне от 1 до 110 % номинальной мощности. В качестве входных данных используются сигналы 50 ионизационных камер деления, распределенных под активной зоной.

Для обнаружения событий аномально быстрого роста энерговыделения в отдельных ячейках и локализации соответствующих ячеек был разработан и реализован специальный алгоритм, применяемый как в режиме стационарной работы, так и в режиме подъема мощности.

Под управлением рабочей программы, в которой используется данный алгоритм, система СКЭ непрерывно контролирует, регистрирует и анализирует цифровые токовые сигналы подзонных камер деления (ПКД). По превышению токами ПКД значений допустимых уставок локализуется область возмущения ППТН и формируются сигналы-заявки на блокировку извлечения всех стержней СУЗ, находящихся в границах выявленной области.

Время реакции системы на резкий рост энерговыделения в области контроля ПКД составляет порядка 0,2 с – значительно меньше времени перемещения регулирующих стержней на полную амплитуду, что обеспечивает достаточную степень быстроты реагирования.

Рабочая программа системы СКЭ была разработана с использованием описанного алгоритма и в 2016 г. поставлена эксплуатирующей организации в составе общего комплекса автоматизированной системы контроля и управления реакторной установки в рамках работы по модернизации последней. Данные, полученные в эксплуатационном режиме, позволят скорректировать используемые программой константы для достижения наилучшей эффективности и быстродействия.

ВЕРИФИКАЦИОННЫЕ РАСЧЕТЫ ТЕСТОВОЙ ЗАДАЧИ И БЕНЧМАРКА PWR MOX/UO₂ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ МЕТОДА МНОГОТОЧЕЧНОЙ КИНЕТИКИ

Иоаннисян М.В., Закиров С.Ю. (НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия)

В работе приведено описание разрабатываемого программного модуля МРК (Multi-Point Kinetics), предназначенного для решения нестационарных нейтронно-физических задач на основе метода многоточечной кинетики. Модуль работает совместно с пользовательским модулем, созданным для пакета прикладных программ (ППП) MCSU5.

Для решения задач динамики реакторов с учетом обратных связей по теплофизическим свойствам была разработана программная оболочка, объединяющая модуль МРК, программу МСУ5 и программу для решения нестационарной задачи теплообмена КЕДР-Д. Для объединения программ использовалась итерационная пошаговая схема.

В работе представлены результаты верификации модуля МРК на тестовой задаче, предложенной автором программы КИР Давиденко В.Д. В тесте исследовалась кинетика нейтронов в условиях быстрого и существенного изменения высотного распределения нейтронного потока. Показана сходимость результатов расчета модуля МРК к результатам программы КИР с увеличением подробности вводимой сетки разбиения.

По разработанной программной оболочке был проведен расчет бенчмарка PWR MOX/UO₂, предназначенного для верификации программ в расчетах динамики реактора с учетом обратных связей по теплофизическим свойствам топлива и теплоносителя. Получено хорошее согласие с расчетными данными.

Все результаты были получены с использованием вычислительных ресурсов суперкомпьютера «НИЦ Курчатовский институт».

ВЕРИФИКАЦИЯ КОМПЛЕКСА ПРОГРАММ JARFR НА ОСНОВЕ МОДЕЛИ БЕНЧМАРКА МАЛОГО БЫСТРОГО РЕАКТОРА С МЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТОПЛИВОМ

*Котов Я.А., Алексеев П.Н., Фомиченко П.А.
(НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия)*

Комплекс программ JARFR с системой константного обеспечения CONSYST на основе библиотек БНАБ-93 представляет собой трехмерный расчетный код, использующий диффузионное приближение и позволяет проводить широкий спектр нейтронно-физических расчетов. Программа постоянно совершенствуется, имеет аттестат о применимости к расчету характеристик быстрого реактора БН-600. Одним из основных преимуществ кода является возможность быстрого и точного расчета сложных моделей с учетом допущений диффузионного приближения.

Поскольку имеется необходимость нейтронно-физического расчета реактора с малой активной зоной и перспективными видами топлива, в том числе металлического, для оценки точности и достоверности использованного расчетного комплекса JARFR требуется его верификация и оценка неопределенностей результата. Был проведен расчет выбранного бенчмарка, найдены отклонения полученных функционалов, построено распределение ошибки в энерговыделении, выгорании и коэффициентов реактивности.

ДОЗОВЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ОБЛУЧЕННОГО ТОПЛИВНОГО БЛОКА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ IV ПОКОЛЕНИЯ

*Шаманин И.В., Беденко С.В., Украинец О.А., Луцик И.О., Иванова А.О.
(НИ ТПУ, Томск, Россия)*

В работе с использованием кода программы МСУ5 выполнен расчет изотопного состава топлива и источников излучения облученного топливного блока реакторной установки IV поколения.

Проведена расчетная оценка выхода нейтронов, образующихся в реакциях (α, xn) и при спонтанном делении. Путем аппроксимации обширного перечня

расчетных и экспериментальных данных получено спектральное и нормированное распределение нейтронов. Функции распределения подготовлены в групповом и непрерывном виде и использованы для решения уравнения переноса нейтронов в 28-групповом диффузионном приближении.

Совместное использование программы MSU и многогруппового подхода позволило существенным образом сократить основной этап моделирования, связанный с решением уравнения переноса, и повысить точность решения.

Исследования проведены с целью разработки процедур и регламентов обращения с облученным топливом в ядерном топливном цикле нового поколения. Позволят исследовать радиохимическую и коррозионную стойкость элементов конструкции упаковки, используемой для транспортировки ядерных делящихся материалов.

ИННОВАЦИИ В СИСТЕМЕ АКНП

*Заикин А.А., Садов И.В., Шаврин Н.Ю.
(ЗАО «СНИИП-СИСТЕМАТОМ», Москва, Россия)*

Одной из составных частей комплексов аппаратур системы управления и защиты реакторных установок (АСУЗ РУ) компании ЗАО СНИИП-СИСТЕМАТОМ (ЗАО ССА) (до 1994 г. отделение СНИИП) является аппаратура контроля нейтронного потока – АКНП. АКНП обеспечивает контроль и управления аварийной защитой реакторной установки во всех режимах эксплуатации, включая остановленный реактор.

Сотрудниками ЗАО ССА в рамках инновации проводятся работы по переходу на современную элементную базу и оптимальные конструктивные решения с первоначальным внедрением их на исследовательских ядерных реакторах.

С этой целью сотрудниками отделения АСУЗ ИР ЗАО ССА для реакторов БОР-60, РБТ-10/2, ИВВ-2М была разработана АКНП с улучшенными техническими и эксплуатационными характеристиками при сохранении показателей надежности. Существенное отличие новой АКНП это расширение диапазонов контроля и повышение чувствительности, а также расположение блоков аналоговой обработки сигналов (усилителей и преобразователей) непосредственно в шкафах УНО.

Новые решения позволили передавать сигнал от блока детектирования до блоков аналоговой обработки сигналов, расположенных в УНО на расстоянии до 300 м, при этом чувствительность каналов стала выше, чем в существующих АКНП; увеличился диапазон контроля в импульсном и токовом режимах до шести порядков, что дает возможность контролировать нейтронный поток в месте размещения БД в диапазоне 10^{-1} – 10^{11} см⁻²с⁻¹.

Используемые технические решения значительно снизили стоимость оборудования, упростили настройку и сократили время проведения пусконаладочных работ.

Инновационная АКНП в составе поставленного ЗАО ССА комплекса АСУЗ-22Р работает в режиме мониторинга на реакторе БОР-60 (г. Димитровград) с 2015 г., ложных срабатываний АЗ по параметрам АКНП не зафиксировано.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ МАССОПЕРЕНОСА ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ТОПЛИВА И ПРОДУКТОВ АКТИВАЦИИ ПРИМЕСЕЙ СВИНЦОВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ НА КОМПЛЕКСЕ СВИНЦОВО-ГАЗОВЫХ ПЕТЛЕВЫХ УСТАНОВОК

*Васюхно В.П., Дубенков Н.Е., Лемехов В.В., Моркин М.С., Хачересов Г.А.
(АО «НИКИЭТ», Москва, Россия),*

Барыбин А.В., Рычков В.С., Шушлебин В.В. (АО «ИРМ», Заречный, Россия)

Важнейшей задачей при разработке в рамках проекта «Прорыв» реакторной установки (РУ) БРЕСТ-ОД-300 является обоснование ее радиационной безопасности, в рамках которого должны быть обоснованы допустимые доли примесей в используемом свинцовом теплоносителе, а также проектные пределы повреждения твэлов. Для этого необходимо иметь информацию о массопереносе продуктов активации примесей свинцового теплоносителя и продуктов деления топлива в системе «топливо – газовый объем твэла – свинцовый теплоноситель – защитный газ».

В связи с этим в АО «ИРМ» был создан комплекс свинцово-газовых петлевых установок, позволяющий проводить эксперименты с целью получения данных о скорости массопереноса наиболее значимых с точки зрения радиационной безопасности радионуклидов в условиях, приближенных к условиям РУ БРЕСТ-ОД-300.

ИССЛЕДОВАНИЕ СВЕТОВОХОДА СТРИПОВ ДЛЯ DANSS

*Погорелов Н.А. (НИЦ «Курчатовский институт» – ИТЭФ, Москва, Россия)
от коллаборации DANSS*

Установка DANSS — детектор реакторных антинейтрино, использующий твердый сцинтиллятор. Компактный нейтринный спектрометр не содержит воспламеняющихся или других опасных жидкостей, благодаря чему может быть расположен на расстоянии 10–12 метров от реактора. Это дает уникальные возможности для мониторинга реактора в процессе работы и контроля выгорания урана.

Антинейтрино детектируются посредством наблюдения продуктов обратного бета-распада. Детектор состоит из сцинтилляторных стрипов, геометрия которых может оказывать влияние на эффективность светосбора. Для изучения этого влияния собран стенд, состоящий из стрипов, аналогичных используемым в DANSS, и пропорциональных камер. Треки космических мюонов, прошедших через сборку, восстанавливаются с высокой точностью, что позволяет построить поперечный профиль световых стрипа. Данная информация необходима для калибровки детектора.

КОМПЬЮТЕРНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ НЕЙТРОННЫХ ИЗМЕРЕНИЙ В ПОДКРИТИЧЕСКИХ СИСТЕМАХ С ДЕЛЯЩИМИСЯ МАТЕРИАЛАМИ

*Хусаинов М.Р., Парфентьев Е.А. (ФГУП «ПО «Маяк», Озёрск, Россия),
Кружалов А.В. (УрФУ им. Б.Н. Ельцина, Екатеринбург, Россия)*

При разработке методик и систем дистанционного контроля технологических параметров и параметров безопасности проводятся многовариантные расчеты, которые позволяют лучше понять характер экспериментальных данных и дают возможность получать прогнозные значения в тех случаях, когда выполнение соответствующих экспериментов оказывается невозможным. В инженерной практике

для выполнения расчетного моделирования ядерно-физических измерений системами дистанционного контроля широко используется метод Монте-Карло, реализованный в большом количестве зарубежных и отечественных программных средств. Использование численных методов расчета сопряжено с необходимостью выполнения оценок точности получаемых результатов моделирования с использованием теоретических или экспериментальных данных. На ФГУП «ПО «Маяк» накоплены уникальные данные по ядерно-физическим измерениям на различном экспериментальном и технологическом оборудовании.

Одними из основных методов дистанционного контроля при обращении с делящимися материалами являются методы, основанные на регистрации нейтронов. На ФГУП «ПО «Маяк» накоплен большой статистический материал по нейтронным измерениям распределения урана и плутония на различных экспериментальных установках и технологическом оборудовании. В данной работе представлены результаты апробации программного кода MCNP для моделирования нейтронных измерений в системах с точечными и распределенными источниками нейтронов на экспериментальных установках и технологическом оборудовании действующего радиохимического производства ФГУП «ПО «Маяк».

МЕТОДИЧЕСКО-ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ ДЛЯ РЕАКТИМЕТРА ПЕРСПЕКТИВНЫХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Алтухов Ю.Н., Жуков А.М., Матвеев И.П. (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, Россия)

Растущие требования к диапазону измерения реактивности (в $\beta_{эф}$) и точности ее определения, диктуемые переходом на перспективные виды топлива и повышением точности расчетов и соответственно – целевых погрешностей обоснования эффективности систем органов СУЗ, вызывают необходимость критического анализа применяемых методик измерений. В частности, составляющая погрешности определения реактивности методикой ОРУК, обусловленная погрешностями групповых параметров запаздывающих нейтронов, во многих случаях становятся определяющей, а задача ее минимизации – весьма актуальной. В особенности учитывая то, что другие составляющие суммарной погрешности могут быть значительно уменьшены.

В основу предлагаемой методики обработки экспериментов положено сравнение экспериментально измеренных и расчетных значений скоростей счёта детекторов при сбросе стержней из исходного критического состояния.

На примере быстрых реакторов рассмотрены основные источники погрешностей широко используемого метода измерения реактивности – метода ОРУК.

МЕТОДОЛОГИЯ ФУНКЦИОНАЛЬНОГО АНАЛИЗА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПОЛНОМАСШТАБНОЙ МОДЕЛИ РЕФЕРЕНТНОГО ЭНЕРГОБЛОКА АЭС

*Жукавин А.П., Крошилин А.Е., Ковалевич А.О., Паламарчук В.А.
(АО «ИТЦ «ДЖЭТ», Москва, Россия)*

Полномасштабные модели АЭС, оставаясь основой для построения технических средств обучения (тренажеров) для оперативного персонала, уже стали частью процессов проектирования таких АЭС, как Тяньшань (Китай), Баракка (ОАЭ), Оликлуото (Финляндия). Целью применения полномасштабной модели АЭС при проектировании стала необходимость функционального анализа и учета человеческого фактора в проекте энергоблока, а также верификация и валидации обеспечивающих их проектных решений.

Ранее методы функционального анализа предполагали экспертную оценку, проводимую над схематичным представлением функций безопасности (обеспечение подкритичности, отвод тепла и др.), разрабатываемых проектными институтами. Но в связи с повышением требований к автоматизации и надежности АЭС, функциональная архитектура безопасности стала представлять собой сложную структуру взаимодействующих между функций, не поддающуюся экспертной оценке, основываясь лишь на их статическом представлении на бумаге.

Динамическая модель функциональной архитектуры АЭС, интегрированная с полномасштабной динамической моделью технологических систем референтного проекта АЭС, позволяет на ранних стадиях проектирования обеспечить проведение функционального анализа с учетом взаимодействия функций во времени, выявить коллизии взаимодействия функций безопасности в аварийных режимах, включая режимы с отказами систем и режимы тяжелых аварий.

Для проведения такого рода функционального анализа была разработана методология использования полномасштабной модели АЭС, учитывающая кроме всего прочего использование верифицированных полномасштабных моделей реализованных проектов АЭС, включающих модели отлаженных в ходе пусковых работ технических решений и систем, реализующих функции безопасности.

МОДЕЛИРОВАНИЕ СИГНАЛОВ ДИАГНОСТИКИ ИТЭР «ДИВЕРТОРНЫЙ МОНИТОР НЕЙТРОННОГО ПОТОКА» ДЛЯ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ ПЛАЗМЫ ТОКАМАКА-РЕАКТОРА

*Ковалев А.О., Кацук Ю.А., Портнов Д.В. (ЧУ «ИТЭР-Центр», Москва, Россия),
Полевой А.Р. (Центральная организация ИТЭР, Сэн-Поль-ле-Дюранс, Франция)*

В данной работе описана концепция синтетической диагностики диверторного монитора нейтронного потока (ДМНП) токамака-реактора ИТЭР как часть симулятора установки ИТЭР.

Данный симулятор разрабатывается для следующих целей:

- имитация поведения диагностического оборудования при нормальных и запроектных условиях эксплуатации;
- валидация предполагаемых сценариев эксплуатации;
- разработка процедур и инструкций управления;
- тренировка будущих операторов.

В одном модуле диагностики ДМНП в качестве детекторов нейтронного излучения используются 6 ИКД с различным составом делящегося вещества, что обеспечивает широкий диапазон измерений термоядерной мощности от 100 кВт до 700 МВт с относительной погрешностью до 10 %.

Представленный алгоритм позволяет рассчитать выходной сигнал диагностики ДМНП от объемного плазменного источника DD и/или DT нейтронов в режиме реального времени. Входными параметрами являются следующие динамические и статические данные: нейтронный профиль плазмы, геометрия магнитных поверхностей плазмы, результаты аналитической оценки и Монте-Карло моделирования плотности потока нейтронов и скорости реакции деления от кольцевых источников DD/DT нейтронов в делящемся веществе детекторов диагностики ДМНП.

В ходе данной работы выявлена необходимость коррекции выходного сигнала диагностики ДМНП в соответствии с позицией плазменного шнура на уровнях термоядерной мощности до ~1,2 МВт, представлено сравнение различных алгоритмов сбора и обработки выходных сигналов системы ДМНП.

Работа выполнена в рамках государственного контракта от 06.04.2016 № Н.4к.52.9Б.16.1042 «Разработка, опытное изготовление, испытание и подготовка к поставке специального оборудования в обеспечение выполнения российских обязательств по проекту ИТЭР в 2016 году»

МОДЕРНИЗАЦИЯ МИШЕНЕЙ ДЛЯ НАРАБОТКИ МОЛИБДЕНА

*Фомин Р.В., Зевякин А.С., Колесов В.В., Соболев А.В. (ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск, Россия),
Кочнов О.Ю. (АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова»)*

В настоящее время в АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» не существует инструментов, позволяющих оценивать наработку радионуклидов в процессе кампании, что, в свою очередь, не позволяет оценить, какая часть нарабатываемых радионуклидов теряется в процессе химической переработки.

Разработанная модель активной зоны реактора ВВР-ц позволяет проводить такие оценки, а также проводить расчетные исследования по улучшению наработки радионуклидов в экспериментальных каналах, в частности, впервые появилась возможность проводить сравнение различных мишеней с точки зрения их эффективности для наработки различных радионуклидов.

В работе были проведены расчеты нейтронных потоков, энерговыделения и выхода ^{99}Mo в первоначальной и модернизированной мишенях, помещаемых в технологический канал 4-1 реактора ВВР-ц в процессе кампании.

Модернизация мишени заключалась в создании быстроразборной мишени по типу «труба в трубе». Такого типа мишени ранее в РФ не использовались. Между внутренней и наружной трубами помещается смесь высокообогащенного U_3O_8 и ZnO . Одновременно в канал устанавливается не более двух мишеней. За счет конструкции в модернизированной мишени обеспечивается охлаждение протекающей через нее водой и более полно используется пространство канала.

Также в работе проведены теплогидравлические расчеты, в ходе которых было установлено распределение температуры по поверхности мишени. В расчете были исследованы несколько вариантов расчетной сетки, тем самым был оптимизирован подход для построения сетки для теплогидравлических расчетов. Окончательным стал вариант с сеткой слоистой структуры, которая дает относительно хорошие результаты температуры теплоносителя при высокой скорости расчетов на ЭВМ.

НАНОТЕХНОЛОГИИ ДЛЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ И ПРОМЫШЛЕННОСТИ

*Артемьев В.А. (АНО «НИИТМ», Москва, Россия),
Незванов А.Ю. (Московский политехнический университет, Москва, Россия;
Université Grenoble Alpes, Гренобль, Франция)*

В 1987 году было обнаружено увеличение ослабления рентгеновского излучения нанодисперсными материалами в сравнении с материалами обычной структуры. Наночастицы размером d когерентно рассеивают гамма- и нейтронное излучения с длиной волны λ на угол $\sim \lambda/d$. Интенсивное когерентное рассеяние излучения наночастицами увеличивает длину пути излучения в наноматериале и является причиной дополнительного увеличения поглощения ионизирующих излучений (ИИ). В настоящее время развиваются исследования по применению нанопорошков в ядерных и космических технологиях.

Создание наноматериалов для защиты от реакторного, космического и других источников ИИ. Эффективно применение наноматериалов для защиты персонала

атомных станций, медицинских работников и пациентов при обследованиях и лечении, при хранении активных материалов и отходов, в космических аппаратах с ядерной энергетической установкой, защиты электронного оборудования. Применение наночастиц на основе соединений В, Рb и W в радиационно-защитных материалах дополнительно увеличивает ослабление тепловых нейтронов и рентгеновского излучения на десятки процентов.

Создание эффективных отражателей нейтронов низких энергий. Алмазный нанопорошок ($d \sim 4-6$ нм) практически полностью отражает нейтроны с энергией менее $\sim 0,1$ мэВ. Применение нанопорошка в конструкции нейтронотводов, отражателей и «ловушек» нейтронов даст возможность увеличения плотности очень холодных нейтронов в экспериментальной зоне, эквивалентного эффективному многократному увеличению мощности исследовательского ядерного реактора.

Создание композиционных материалов на основе нитевидных наноструктур. Нитевидные кристаллы имеют диаметр ~ 10 нм, длину до 10^2 мкм, и механическую прочность, достигающую теоретического значения прочности. Возможно создание прочных радиационно-защитных оболочек и пленок из материалов с анизотропными свойствами: композиций нитевидных наноструктур, ориентированных параллельно поверхности пленки. В направлении, нормальном к поверхности, такой материал имеет повышенные защитные свойства от ИИ. В направлениях вдоль поверхности материал имеет рекордные характеристики механической прочности.

Практические результаты возможно достигнуть на созданной технологической основе.

Статья подготовлена в рамках выполнения базовой части государственного задания ФГБОУ ВО «Московский политехнический университет» (проект № 3.4880.2017/БЧ).

ОБ УТОЧНЕНИИ АЛГОРИТМА ВОССТАНОВЛЕНИЯ УТРАЧЕННЫХ ПОКАЗАНИЙ ДКЭВ НА РБМК ПРИ ПОМОЩИ АРХИВА

Загребаяев А.М., Рамазанов Р.Н., Пискунова Е.Ю. (НИЯУ МИФИ, Москва, Россия)

Безопасная эксплуатация атомной электростанции обеспечивается постоянным контролем состояния активной зоны ядерного реактора. Одной из важнейших задач является расчет трехмерного поля плотности потока нейтронов (ППН). Для сбора измерительной информации в реакторах РБМК устанавливаются высотные датчики контроля энерговыделения (ДКЭВ), состоящие из четырех чувствительных секций. Однако в практике эксплуатации ядерных реакторов нередки ситуации, когда часть из них выходит из строя. Существует методика восстановления утраченных показаний при помощи аппроксимации аксиального распределения ППН набором так называемых высотных естественных функций, которые могут быть получены в результате статистической обработки архива показаний ДКЭВ. «Естественные» функции представляют собой линейную комбинацию гармонических функций и являются аналогом собственных функций одномерного реактора.

Однако в РБМК даже в стационарном режиме постоянно происходят ксеноновые колебания по высоте активной зоны. При этом отклонения показаний крайних секций ДКЭВ от их математического ожидания могут достигать 10 %, в особенности после переходных процессов. Этот факт может являться причиной того, что ошибка при восстановлении показаний в крайних секциях выше, чем в центральных, если для восстановления используются только значения с других секций данного ДКЭВ. Анализ архива показывает, что колебания в достаточно больших областях происходят практически синфазно. Следовательно, показания близко расположенных датчиков в

одном слое по высоте будут коррелированы. Датчики ДКЭВ размещаются не во всех каналах, однако для каждого датчика можно выделить направление по радиусу активной зоны, вблизи которого будут расположены еще несколько датчиков. Для каждого такого направления по всем четырем слоям можно построить свой набор радиальных «естественных» функций исходя из требования некоррелированности амплитуд при аппроксимации набором пробных функций. В качестве таких функций было решено использовать собственные функции для цилиндрического реактора, поэтому радиальные «естественные» функции будут представлять собой линейную комбинацию функций Бесселя первого рода нулевого порядка. В работе исследуется эффективность использования такого набора функций для аппроксимации ППН по радиусу. Для этого фиктивно «запрещались» датчики (не использовались в расчете соответствующие показания их секций), а затем аппроксимацией «естественными» функциями по высоте и по радиусу восстанавливались утраченные значения по методу наименьших квадратов. Показано, что ошибка восстановления не превышает 5 % для датчиков, расположенных в средней части радиуса даже при использовании всего двух радиальных «естественных» функций. При восстановлении на краях и в центре активной зоны ошибка увеличивается. При этом достаточный объем архива для построения набора радиальных «естественных» функций составляет около 2 суток.

Таким образом, использование для восстановления утраченных показаний ДКЭВ архивной информации о показаниях соседних датчиков и построение набора радиальных «естественных» функций для послойного радиального распределения ППН может снизить ошибку восстановления, обусловленную наличием в реакторе ксеноновых колебаний. Но в случае выхода из строя центральных секций ДКЭВ, расположенного в центре или на краю активной зоны, использование высотных «естественных» функций может быть предпочтительнее.

ПОИСК ОПТИМАЛЬНОГО УПРАВЛЕНИЯ ЯДЕРНЫМ РЕАКТОРОМ В УГРОЖАЕМЫЙ ПЕРИОД ПО КРИТЕРИЮ МИНИМАЛЬНОЙ ПОТЕРИ ЭНЕРГОВЫРАБОТКИ

Загребаяев А.М., Трифоненков А.В. (НИЯУ МИФИ, Москва, Россия)

В современном мире инфраструктура ядерной энергетики активно развивается по всему миру. Строительство АЭС стало возможным повсеместно, в том числе и в труднодоступных местах, зонах повышенной сейсмической активности и сложных климатических условиях, а также в районах политической нестабильности и потенциальной террористической угрозы. На работу таких АЭС могут накладываться форс-мажорные обстоятельства, являющиеся причиной незапланированных вынужденных остановок ядерных реакторов.

Ядерные реакторы большой мощности, как правило, имеют ограниченный запас реактивности (ЗР). В случае незапланированной вынужденной остановки реактор может на долгое время оказаться в состоянии простоя из-за ксенонового отравления, на компенсацию которого ЗР окажется недостаточно. Резервирование ЗР на компенсацию максимально возможного ксенонового отравления позволило бы избежать простоя реактора, но такой шаг требует загрузки значительного избытка топлива в реактор.

В случае, когда реактор находится под угрозой форс-мажорных обстоятельств, момент времени вынужденной остановки реактора случаен. Можно предположить, что этот момент вероятностно распределён по некоторому угрожаемому периоду. Кроме того, если о возможном наступлении угрозы становится известно заблаговременно, то до момента вынужденной остановки на реакторе можно применить такое управление мощностью, которое позволит уменьшить максимальное отравление после остановки.

В таком случае максимальная концентрация ксенона во время процесса управления и после остановки также случайна, а значит можно рассматривать средний по угрожаемому периоду необходимый ЗР для компенсации ксенонового отравления.

В данной работе приводится постановка задачи поиска оптимального управления ядерным реактором на классе ступенчатых периодических режимов изменения мощности. В качестве минимизируемого функционала выступает сумма потерь энерговыработки в силу двух факторов. Первый фактор связан с резервированием ЗР в реакторе: считается, что избыток топлива, загруженного в реактор, эквивалентен потенциальным потерям энерговыработки из-за его резервирования. В качестве второго слагаемого выступают потери, возникшие в силу отступления реактора от номинального режима работы в угрожаемый период.

Было проведено численное моделирование процессов управления ядерным реактором. В результате моделирования были найдены варианты приближённо-оптимального управления при различных параметрах задачи. Как правило, вариантом, обеспечивающим минимум критерия задачи, являлся вариант ступенчатого снижения мощности на всю длительность угрожаемого периода. В результате исследования были получены зависимости потерь энерговыработки от параметров управления на выбранном классе функций.

ПРИМЕНЕНИЕ КОДА MSU-FR ДЛЯ КРОСС-ВЕРИФИКАЦИИ ИНТЕГРАЛЬНОГО КОДА ЕВКЛИД/V1 В РАСЧЕТАХ СТАЦИОНАРНЫХ СОСТОЯНИЙ РЕАКТОРА БРЕСТ-ОД-300 НА РАЗЛИЧНЫХ УРОВНЯХ МОЩНОСТИ

Колташев Д.А. (ИБРАЭ РАН, Москва, Россия)

Данная работа выполнена в рамках верификации нейтронно-физического модуля интегрального кода ЕВКЛИД/V1 применительно в реакторной установке БРЕСТ-ОД-300.

Одной из ключевых задач при обосновании безопасности проектов перспективных реакторных установок является разработка и применение интегральных расчетных кодов, выполняющих самосогласованное моделирование различных физических процессов. Одним из таких кодов является интегральный код ЕВКЛИД/V1, разрабатываемый в ИБРАЭ РАН в рамках проектного направления «ПРОРЫВ». Код предназначен для моделирования поведения реакторных установок с жидкометаллическим теплоносителем на базе связанных нейтронно-физических, термомеханических и теплогидравлических расчетов. Область применимости кода ЕВКЛИД/V1 включает как условия нормальной эксплуатации (стационарные состояния на разрешенных уровнях мощности, штатные переходные режимы), так и условия нарушения нормальной эксплуатации.

Код ЕВКЛИД/V1 имеет модульную структуру и включает три основных модуля: теплогидравлический, твэльный и нейтронно-физический. Помимо традиционной диффузионной опции нейтронно-физический модуль кода ЕВКЛИД/V1 также включает диффузионную опцию G7 с семью расчетными точками на кассету в плане и кинетическую опцию на базе S_N метода дискретных ординат. Использование данных опций позволяет повысить качество моделирования в условиях сильной пространственной гетерогенности при задании компоновки кассет реактора.

В рамках верификации нейтронно-физического модуля проведены стационарные расчеты модели активной зоны реактора БРЕСТ-ОД-300 на различных уровнях мощности с применением интегрального кода ЕВКЛИД/V1 и нейтронно-

физического кода MCU-FR, базирующегося на методе Монте-Карло и предназначенного для расчета систем с быстрым спектром нейтронов.

При расчетах по коду MCU-FR используется потвэльное задание при описании композиционного состава и геометрической компоновки расчетной модели, а также поставляемые вместе с кодом библиотеки ядерно-физических данных в поточечном представлении, сформированные на базе файлов РОСФОНД.

В расчетах по коду ЕВКЛИД/V1 используется гомогенизация по расчетным ячейкам и библиотеки ядерно-физических данных в 26-групповом представлении, подготовленные с помощью программы CONSYST на базе данных РОСФОНД.

Проведение реперных расчетов занимает особое место при верификации разрабатываемых кодов в условиях отсутствия или недостаточности экспериментальных данных.

В рамках верификации нейтронно-физического модуля интегрального кода ЕВКЛИД/V1 проведены расчеты стационарных состояний реактора БРЕСТ-ОД-300 на различных уровнях мощности с применением кодов ЕВКЛИД/V1 и MCU-FR.

Сравнительный анализ результатов расчетов по кодам ЕВКЛИД/V1 и MCU-FR показал, что реализованные в коде ЕВКЛИД/V1 расчетные модели и алгоритмы позволяют получить корректные значения $K_{эф}$ и распределения энерговыделения.

РАСЧЕТ СПЕКТРА НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ СИСТЕМ С ЯДЕРНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ КОСМИЧЕСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ

Луцук И.О., Украинец О.А., Беденко С.В. (НИ ТПУ, Томск, Россия)

Радиоизотопные термоэлектрические генераторы (РИТЭГ) являются наиболее приемлемым источником энергии для автономных систем, рассчитанных на длительное время работы, которое не способны обеспечить топливные элементы и аккумуляторы. К таким системам относятся космические аппараты, имеющие продолжительную миссию, а РИТЭГ в них используются в качестве основных источников электропитания.

Основным требованием, предъявляемым к радиоактивным изотопам и источникам тепла на их основе, в наибольшей степени соответствует уникальный α -излучатель Pu^{238} , ключевой особенностью которого является отсутствие в цепочке распадов жестких γ -излучателей и достаточно большой период полураспада $T_{1/2} = 87$ лет. В виду своих уникальных особенностей, данный изотоп в виде соединения $Pu^{238}O_2$ нашел широкое применение в качестве тепловыделяющего элемента в РИТЭГ для космических аппаратов. Еще один изотоп U^{232} , который по своим свойствам является очень привлекательным для использования в РИТЭГ имеет $T_{1/2} = 68$ лет и объёмную мощность тепловыделения в 13 раз большую чем Pu^{238} , однако серьезные сложности в его получении и наличие в цепочке распада жестких γ -излучателей значительно ограничивает возможность его применения.

Нейтронно-физические расчеты систем с делящимися материалами тесно сопряжены с расчетом переноса излучения. При решении уравнения переноса определяющее значение имеет функция распределения нейтронов, которая наряду с увеличением числа расчетных итераций позволяет повысить точность искомых решений.

Поиск функции распределения является достаточно трудоемкой задачей. Отметим, что эта задача может быть решена в специальных программах - SOURCE-4C, NEDIS-2m.

Нами эта задача решена путем аппроксимации обширного перечня экспериментальных данных, имеющихся в библиотеках ядерных данных EXFOR и

ENDSF, а необходимые функционалы, используемые для проектирования защиты оборудования аппарата от излучения, получены путем решения уравнения переноса нейтронов в диффузионном 28-ми групповом приближении.

Расчетные данные хорошо согласуются с результатами, выполненными с использованием расчетного кода программы ANISN и KENO-V.a (ENDF/B-V).

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ОЦЕНКА ПОДКРИТИЧНОСТИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

*Артемов В.Г., Артемова Л.М., Бессонов Д.Ю., Зинатуллин Р.Э.,
Иванов А.С., Пискарев А.В. (ФГУП «НИТИ им. А.П. Александра»,
Сосновый Бор, Россия)*

Одной из основных задач расчетного сопровождения испытаний активных зон на стендах НИТИ является корректная интерпретация результатов регламентных измерений, предусмотренных программой испытаний для обеспечения безопасности и проверки проектных прогнозов. При решении данной задачи используется аттестованный в Ростехнадзоре комплекс программ САПФИР_ВВР95-РС, на основе которого реализован расчетно-экспериментальный подход к определению характеристик активной зоны. В общем виде этот подход можно представить следующим образом:

1. проведение эксперимента;
2. расчетное моделирование с полной имитацией условий эксперимента;
3. оценка точности расчетного моделирования по итогам сопоставления с экспериментальными данными, то есть оценка погрешности расчетной модели;
4. окончательный расчет искомой характеристики по методике, аналогичной той, которая была использована при проектировании, и ее сопоставление с проектными данными с учетом выявленной на предыдущем этапе погрешности расчетной модели.

Основополагающая особенность данного подхода заключается в том, что он опирается на детальное моделирование эксперимента, подразумевающее воспроизведение условий реального эксперимента и непосредственный расчет показаний детекторов с учетом их реального расположения и физических принципов работы.

В докладе описана реализация данного подхода применительно к оценке подкритичности активной зоны при имитации зависания отдельных компенсирующих групп на верхнем концевом выключателе. Представлены результаты моделирования экспериментов, предусмотренных программой испытаний и проводимых методом «сброса стержня». Приведено описание полномасштабной трехмерной нестационарной нейтронно-физической модели активной зоны с отражателем, подготовленной с использованием комплекса программ САПФИР_ВВР95-РС.

На основе анализа расчетных и экспериментальных данных показано, что возможности комплекса программ САПФИР_ВВР95-РС позволяют качественно и количественно воспроизвести результаты экспериментов и надежно оценить степень отличия реальной активной зоны от ее проектной модели.

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ СИСТЕМЫ КОНСТАНТ БНАБ-РФ ДЛЯ РАСЧЕТА РЕАКТОРОВ И ЗАЩИТЫ

*Андреанова О.Н., Грабежной В.А., Ломаков Г.Б., Мантуров Г.Н.
(АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, Россия)*

Новая версия системы констант РОСФОНД/БНАБ-РФ предназначена для проведения расчетов реакторов и радиационной защиты как в групповом, так и поточечном приближениях без потери точности в оцениваемых функционалах. Целью данной работы является количественное определение снижения точности расчетов защиты при использовании группового приближения в сравнении с поточечным представлением ядерных данных.

Современная версия библиотеки групповых констант БНАБ-РФ содержит данные по радиоактивным распадам (распадные данные), сечения реакций, не учитываемые в стандартных транспортных расчетах, данные по фотонным и нейтронным эффективным дозам на различные участки тела и органы человека. Обновлены матрицы рассеяния нейтронов и образования вторичных гамма-квантов. Ведутся работы по расширению и развитию ряда функциональных возможностей программы подготовки макроконстант CONSYST. Например, совершенствуется функционал подготовки малогрупповых констант для расчетов защиты, кинетических параметров и др.

Система констант БНАБ-РФ прошла стадии верификации для расчетов активных зон ядерных реакторов на быстрых нейтронах, близится к завершению верификация данных в расчетах защитных задач.

В расчетах характеристик активных зон погрешность группового расчета в $K_{эф}$ для большинства рассмотренных бенчмарк-экспериментов и реакторных установок не превышает 0,2 %. При переносе ионизирующего излучения в протяженных средах без размножения с ослаблением потока нейтронов до 10^4 раз погрешность группового подхода не превышает 5 %, что меньше экспериментальной погрешности.

СТРУКТУРА И СВОЙСТВА ПОРОШКА КАРБИДА БОРА, ПОЛУЧЕННОГО МЕХАНОХИМИЧЕСКИМ СИНТЕЗОМ СМЕСИ САЖИ И БОРА АМОРФНОГО

*Лизунов А.И., Колосовский В.Г. (ПАО «МСЗ», Электросталь, Россия)
Еремеева Ж.В., Панов В.С., Лопатин В.Ю. (НИТУ МИСиС, Москва, Россия)*

Исследованы структура и основные физико-химические свойства порошков карбида бора, полученных механохимическим синтезом из сажи и бора аморфного, СВС-методом и методом восстановления углеродом с применением методов РФА, растровой электронной спектроскопии, Раман-спектроскопии (КР-спектры), ПЭМ и химического анализом. На основании РФ-анализа установлено, что полное превращение исходных материалов (сажи и бора аморфного) в карбид бора (B_4C) происходит при механической обработке смеси в течение 30–60 мин. Микроэлектронограмма порошка B_4C , полученного механосинтезом, имеет характерное для рентгеноаморфной фазы кольцевое строение с некоторым количеством включений кристаллической фазы.

Установлено, что применение наноструктурной керамики из карбида бора позволяет получить комплекс более высоких физико-механических свойств, чем крупнозернистая керамика (микротвердость совместно с трещиностойкостью, прочностью). Получение материалов в высокодисперсном состоянии с большой удельной поверхностью по стандартной технологии, а именно спеканием с последующим измельчением, практически невозможно.

Наиболее перспективным для получения высокодисперсного нанопорошка карбида бора является применение механохимического метода. В процессе обработки в энергонапряженной мельнице-механореакторе, наряду с диспергированием, происходит взаимодействие между исходными веществами (механохимический синтез), вызывающее образование новых фаз. При оптимальных условиях реализации процесса механически синтезированные фазы находятся в ультрадисперсном состоянии с высокоразвитой поверхностью границ зерен и субзерен с нано- или микрокристаллическим типом структуры, что позволит повысить его плотность после виброуплотнения, тем самым снизить скорость выгорания по сечению ПЭЛ и замедлить снижение поглощающих свойств под действием нейтронного облучения. Целью данной работы явилось исследование структуры и свойств порошков карбида бора, полученных механохимической обработкой сажи и бора аморфного.

УСТРОЙСТВО ДЕТЕКТИРОВАНИЯ ОБЪЕМНОЙ АКТИВНОСТИ ПАРОВ РАДИОЙОДА

Иванов А.А., Шаламова В.Ю. (АО «СНИИП», Москва, Россия)

Контроль активности йода-131 в воздухе помещений АЭС и системах вентиляции имеет большое значение для обеспечения радиационной безопасности персонала АЭС и населения, ввиду его относительно высокого кумулятивного выхода при делении ядер на осколки, биологической активности и исключительной миграционной подвижности. Существующая тенденция к снижению предельно допустимых выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду требует постоянного совершенствования методов контроля радионуклидов, в том числе радиойода.

В целях улучшения контроля радиойода в АО «СНИИП» разработано новое устройство детектирования объемной активности паров йода-131 УДАГ-08Р взамен используемого сейчас БДАГ-05Р1. Оба устройства обеспечивают непрерывный контроль концентрации паров йода-131 в автономном режиме и в составе автоматических систем радиационного контроля в воздухе рабочих помещений и системах вентиляции. Новое устройство УДАГ-08Р состоит из блока управления, блока детектирования в защите и узла расходомера. Применение нового алгоритма расчета объемной активности позволило отказаться от второго блока детектирования и крановых распределителей. Блок детектирования, входящий в состав УДАГ-08Р, может быть выполнен на основе кристаллов йодида натрия, либо бромида лантана в зависимости от требований к конкретному устройству. Использование последнего позволяет существенно улучшить энергетическое разрешение. Для УДАГ-08Р также были разработаны картридж в форме сосуда Маринелли и новая защита от гамма-фона

СЕКЦИЯ 3

ТЕПЛОФИЗИКА (РАСЧЕТЫ, ЭКСПЕРИМЕНТЫ)

АЛГОРИТМ ПРОВЕДЕНИЯ РАСЧЕТНОГО АНАЛИЗА АВАРИИ С ПЛАВЛЕНИЕМ АКТИВНОЙ ЗОНЫ БЫСТРОГО РЕАКТОРА

Андреева А.В., Власичев Г.Н. (НГТУ им. П.Е. Алексеева, Нижний Новгород, Россия)

Анализ безопасности ядерного реактора выполняется с целью определения радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду при нормальной эксплуатации и авариях. Существующая концепция безопасности ядерного реактора включает рассмотрение проектных и запроектных аварий, в том числе сопровождающихся плавлением материалов в активной зоне.

В число проектных аварий реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем входят аварии с локальным нарушением расхода. Уменьшение или прекращение расхода теплоносителя в отдельной ТВС возможно в результате частичного или полного перекрытия сечения для прохода теплоносителя. Авария с закупоркой ТВС может произойти при попадании посторонних предметов в хвостовик кассеты или в нижнюю решетку пучка твэлов. Чтобы такое перекрытие могло оказать существенное влияние на расход теплоносителя, оно должно быть достаточно большим. В результате снижения расхода произойдет выход из строя твэлов и попадание продуктов деления в контур.

В данной работе представлен алгоритм для проведения расчетного анализа расплавления твэл в активной зоне при прекращении расхода теплоносителя. В результате будут получены временные зависимости, позволяющие спрогнозировать сценарий развития аварии с закупоркой ТВС.

Актуальность исследования обуславливается необходимостью выработки технических и организационных мер по предотвращению аварий, управлению запроектными авариями, ограничению их последствий.

Объектом исследования в данной работе является реактор типа БН. Энергоблок с реактором этого типа предназначен в основном для выработки электроэнергии и производства тепла. Тепловая схема энергоблока трехконтурная: в первом и втором контурах теплоносителем является жидкий натрий, в третьем – вода и пар.

Алгоритм для проведения расчетного анализа аварии с плавлением активной зоны быстрого реактора включает:

- формирование исходных данных;
- выполнение стационарного теплогидравлического расчета в начальный момент времени (до аварии) в среде MathCAD;
- расчеты по программе TRAMS-TWEL.

На данном этапе для выполнения расчетов в компьютерной программе были заданы основные параметры – геометрические и режимные параметры твэла и ТВС, теплофизические свойства топлива (диоксид урана) и стальной оболочки твэла. Выполнили стационарный теплогидравлический расчет: рассчитали распределение энерговыделения по высоте активной зоны, начальные (до аварии) распределения температуры натрия и температуры оболочки твэла по высоте активной зоны в ячейке ТВС.

На следующем этапе будут выполняться расчеты процесса расплавления твэл из различных топливных композиций по программе TRAMS-TWEL. В результате расчетов по программе будут получены высотные зависимости времен начала и

окончания выпаривания натрия, расплавления оболочки и топливного сердечника, на основании которых будет сделан вывод о безопасности реактора при рассматриваемой аварии.

АНАЛИЗ МАТЕРИАЛОВ, ИСПОЛЬЗУЕМЫХ ДЛЯ ИЗГОТОВЛЕНИЯ ДЕТЕКТОРОВ ПРЯМОГО ЗАРЯДА

Зайцев Е.В. (ФГУП «ПО «Маяк», Озёрск, Россия)

Для контроля плотности потока тепловых нейтронов в активной зоне реактора применяются детекторы прямого заряда (ДПЗ) из-за стойкости к радиационному воздействию, компактности и низкой стоимости их применения. Наиболее распространены электроды ДПЗ из родия, но в нашем случае их применение не оправдано по условиям решаемой задачи, из-за повышенных плотностей потока нейтронов и соответственно быстрый их распад.

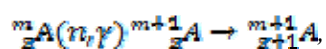
ДПЗ состоит из эмиттера, коллектора и разделяющего их диэлектрика. Для эмиттера используют материалы, в которых под влиянием нейтронного облучения образуются заряженные частицы. Уходя с эмиттера и собираясь на коллекторе, эти частицы создают разность потенциалов. Определяемый ею ток пропорционален плотности потока нейтронов в месте установки детектора.

Материалы других конструктивных элементов ДПЗ выбирают таким образом, чтобы количество образующихся в них заряженных частиц, способных влиять на ток ДПЗ, было намного меньше, чем в эмиттере.

ДПЗ представляет собой генератор тока, причем непосредственно измеряется ток короткого замыкания. Использование ДПЗ в режиме короткого замыкания определяет целый ряд преимуществ этого метода. К ним относятся значительное снижение требований к сопротивлению изоляции детектора, что позволяет использовать ДПЗ при высоких температурах, и относительно малое влияние помех на работу низкоомного измерительного прибора.

Основное уравнение активационного ДПЗ

В работе ДПЗ используется реакция (n, γ) с образованием и последующим распадом β -активного изотопа, определяемый ею ток (активационная составляющая $i_{акт}$) пропорционален плотности потока нейтронов. Эту реакцию можно записать следующим образом:



где m – массовое число изотопа m_zA ; z – атомный номер изотопа.

При взаимодействии γ -квантов радиационного захвата с материалом электрода возникают комптоновские и фотоэлектроны. Ток, обусловленный этим процессом (мгновенная составляющая $i_{п\gamma}$), также пропорционален плотности потока нейтронов в месте расположения электрода детектора.

Задача выбора материала эмиттера ДПЗ сводится к поиску баланса между чувствительностью и радиационной стойкостью: эти два ключевых параметра находятся в обратнопропорциональной зависимости, то есть чем больше чувствительность, тем меньше радиационная стойкость. Поэтому при плотности потока нейтронов 10^{14} нейтр./см²·с оптимальная чувствительность будет в диапазоне от 10^{-20} до 10^{-19} А·см²·с/м·нейтр. при диаметре эмиттера 0,5 мм.

АНАЛИЗ НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К АВАРИИ С «БОЛЬШОЙ» ТЕЧЬЮ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПЕРВОГО КОНТУРА РУ ВВЭР-1000

Касатов М.В., Щеколдин В.В. (АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия)

При обосновании безопасности АЭС в аварийных режимах наиболее часто применяется консервативный детерминистический подход. Однако данный подход может давать избыточно консервативные результаты, что снижает запасы до приемочных критериев, которые могут быть использованы для достижения лучшего баланса между безопасностью АЭС и ее экономической эффективностью. В настоящее время развиваются методы с использованием анализа неопределенности. Суть данного анализа заключается в проведении большого количества расчетов с варьированием исходных данных и получение в качестве результата интервала неопределенности выходных параметров и функции распределения результата на этом интервале. При этом имеется возможность оценить запас до приемочного критерия с заданной вероятностью его нарушения.

Помимо анализа неопределенностей может быть проведен анализ чувствительности выходных параметров к входным, при котором могут быть выявлены наиболее значимые начальные и граничные условия.

В представленной работе данные анализы проводятся на примере аварийного режима с полным разрывом трубопровода первого контура между реактором и ГЦН на одной из циркуляционных петель для РУ ВВЭР-1000. В качестве выходных параметров рассматриваются максимальная температура оболочки и максимальная глубина окисления. Результаты многовариантных расчетов сравниваются с результатом консервативного расчета, с приемочными критериями. При анализе чувствительности выявлены наиболее значимые входные параметры, влияющие на вышеупомянутые выходные.

Результаты данной работы могут быть использованы для дальнейшего применения анализа неопределенностей.

АНАЛИЗ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОЙ УСТОЙЧИВОСТИ ОБРАТНОГО ПАРОГЕНЕРАТОРА ИЯУ МБИР

*Семченков А.А., Кустова И.Н., Никель О.А. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия),
Кабанов Ю.А. (АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград, Россия)*

Устойчивость циркуляции в пароводяном контуре, т. е. сохранение теплогидравлических параметров в допустимых пределах при характерных для эксплуатации возмущениях, в значительной мере определяет надежность самого парогенератора. При определенных условиях в кипящих аппаратах возможно появление пульсаций давления, расхода и температуры.

В данной работе необходимо было определить теплогидравлические характеристики обратного парогенератора (ОПГ) исследовательской ядерной установки (ИЯУ) МБИР в различных режимах работы и оценить устойчивость работы ОПГ при различном дросселировании на входе в модули. ОПГ ИЯУ МБИР состоит из трех однотипных модулей, спроектированных по аналогии с ОПГ реакторной установки БОР-60, надежность которого подтверждена многолетней эксплуатацией. Основным отличием геометрии парогенераторов является изменение пропорций между длиной участков при практически неизменной длине теплообменных труб, а также изменении шага закрутки интенсификаторов и диаметра отверстий для теплообменных труб.

Для расчетного моделирования ОПГ ИЯУ МБИР использовался теплогидравлический код HYDRA-IBRAE/LM/V1. При этом теплогидравлический расчет участков с продольно-поперечным обтеканием пучка труб потребовал применения специальной расчетной методики. Что, в свою очередь, потребовало верификации разработанной численной модели. Для верификации и отладки расчетной модели ОПГ ИЯУ МБИР использовались экспериментальные данные, полученные на ОПГ БОР-60. Сравнение расчетных и экспериментальных данных показало, что численная модель хорошо справляется со своей задачей.

Для анализа теплогидравлической устойчивости было выбрано несколько режимов работы ОПГ ИЯУ МБИР при различном дросселировании на входе в модули ОПГ. Также рассмотрено два возможных сценария изменения расхода. Во-первых, за счет уменьшения давления в водяном коллекторе ОПГ при постоянном проходном сечении трубопровода питательной воды, соединяющего коллектор с модулем. Во-вторых, за счет уменьшения проходного сечения запорно-регулирующего клапана (ЗРК), установленного на трубопроводе питательной воды перед входом в каждый модуль, при постоянном давлении в водяном коллекторе ОПГ.

Расчет показал, что гидравлические потери на испарительном и пароперегревательном участке в номинальном режиме работы ОПГ составили приблизительно 700 кПа. В соответствии с критерием Петрова для устойчивой работы ОПГ суммарные гидравлические потери на дросселе и экономайзерном участке должны быть не менее этого значения. Давление пара на выходе ОПГ составляет 8,8 МПа, поэтому давление в водяном коллекторе ОПГ в номинальном режиме должно быть более 10,2 МПа, а с учетом возможных отклонений в переходных процессах более 10,5 МПа.

Кроме того, расчетом показано, что в неустойчивых режимах работы ОПГ амплитуда колебаний меньше в случае регулирования расхода с помощью индивидуальных для каждого модуля ЗРК при постоянном давлении в водяном коллекторе ОПГ. В результате уменьшение расхода воды связано с увеличением гидравлических потерь на участке с жидкостью и уменьшением их на участке с паром, тем самым улучшается теплогидравлическая устойчивость ОПГ.

БЕЗОПАСНОСТЬ РЕАКТОРА ПИК. ОСТАТОЧНОЕ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЕ ТОПЛИВНЫХ КАССЕТ

Колесник А.П., Борсук И.А. (НИЦ «Курчатовский институт» – ПИЯФ, Гатчина, Россия)

Строительство реактора ПИК началось в 1976 г. Проект реактора был подвергнут полной ревизии и переработке в 1990 г. с учетом новых норм безопасности. В 2007 году Правительство РФ приняло решение о завершении строительства, поскольку реактор ПИК, несмотря на длительный период времени, прошедший с начала его проектной разработки и строительства, превосходит по мощности и экспериментальным возможностям имеющиеся в мире аналоги. Учитывая оснащенность морально и физически устаревшим оборудованием и выход новых нормативных документов по безопасности, предусматривается дооснащение и выборочная целевая замена оборудования и элементов систем с целью обеспечения эффективного и безопасного использования реактора ПИК и его научных станций.

В ходе работ по модернизации и подготовке реактора ПИК к энергопуску отдельное внимание уделяется оценке эффективности систем, важных для безопасности. Важными системами безопасности и одновременно 2-м барьером безопасности на пути распространения радиоактивных веществ являются оборудование и системы нормальной эксплуатации, служащие для охлаждения реактора. Его границы

определяются корпусом реактора, трубопроводами циркуляции активного теплоносителя, корпусами технологического оборудования. Безопасная эксплуатация реакторной установки должна обеспечиваться поддержанием заданных рабочих параметров давления и температуры в контурах, уровней в емкостях, проверкой положения арматуры и состояния агрегатов.

Во время перегрузки активной зоны важным аспектом безопасности является остаточное энерговыделение топливных кассет и теплоотвод от уже выгруженных топливных сборок. Остаточное тепловыделение влечет необходимость в течение длительного времени обеспечивать теплоотвод от активной зоны реактора после его останова. Эта задача требует наличия в конструкции реакторной установки систем расхолаживания с надежным электроснабжением, а также обуславливает необходимость длительного хранения отработавшего ядерного топлива в хранилищах – бассейнах выдержки.

Теплофизический расчет позволяет определить рабочие температуры сред, нагрузки на конструкционные материалы тепловыделяющих сборок и эффективность взаимодействия систем охлаждения реактора и реакторных систем, а также определить степень безопасности и уровень устойчивости реактора в переходных режимах работы и останова.

Значительное количество исследований, направленных на изучение режимов течения и кризисных явлений в многоканальной активной зоне при малых скоростях циркуляции, специфика формы и размеров твэлов ПИК не позволяет использовать для оценки необходимого расхода воды уже известные экспериментальные данные. Результаты экспериментов для гладких щелевых или круглых каналов существенно отличаются по своим гидродинамическим характеристикам от межтвэльных каналов реактора ПИК, поэтому были проведены исследования с помощью электронагреваемых моделей кассет ПИК. Цель экспериментов заключалась в получении количественных зависимостей, необходимых для оценки расхода воды при расхолаживании реактора и перегрузке топлива. Отдельное внимание уделялось естественно-конвективному теплоотводу и оценки необходимости принудительного охлаждения топливных кассет, выгруженных в бассейн шахты реактора.

ВЕРИФИКАЦИЯ, АТТЕСТАЦИЯ И ПРИМЕНЕНИЕ КОДА В СОСРЕДОТОЧЕННЫХ ПАРАМЕТРАХ КУПОЛ-МТ ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ПРОЦЕССОВ ТЕПЛОМАССОПЕРЕНОСА В ЗАЩИТНЫХ ОБОЛОЧКАХ

*Хизбуллин А.М., Соколов А.Н., Тюриков О.В.
(АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, Россия)*

Программное средство (ПС) КУПОЛ-МТ версия 1.0 предназначено для расчета параметров среды в объеме защитной оболочки реакторных установок (РУ) судов, транспортных и транспортабельных ядерных установок. ПС создано на базе аттестованных кодов КУПОЛ-М версии 1.10, разработанного специалистами АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», и РАСНАР-2, разработанного специалистами АО «ОКБМ Африкантов».

Контейментный код КУПОЛ-М был приобретен ОКБМ в 2004 г. С целью применения этого ПС для обоснования безопасности транспортных РУ в период с 2004 по 2009 г. специалистами ОКБМ совместно с ФЭИ проводилась адаптация кода КУПОЛ-М к специфическим особенностям проектов транспортных РУ.

В 2009 году была осуществлено объединение доработанной версии ПС КУПОЛ-М с теплогидравлическим кодом РАСНАР-2. Интегральный код получил условное обозначение «КУПОЛ-МТ». Взаимодействие моделей кодов осуществляется при теплообмене через поверхности тепловых структур. После тестирования была

проведена верификация интегрального кода с использованием экспериментальных данных на стенде СПОТ защитной оболочки (ОКБМ) для ЛАЭС-2 и КЛТ-40С и стенде КМС (НИТИ).

В период с 2012 по 2014 г. в рамках участия ОКБМ в международном исследовательском проекте ERCOSAM-SAMARA была проведена верификация ПС КУПОЛ-МТ применительно к процессам в контейментах легководных реакторов в условиях тяжелой аварии. С использованием кода было выполнено большое количество верификационных и кросс-верификационных расчетно-аналитических работ в рамках планирования экспериментов, а также при проведении пре- и посттестовых расчетов экспериментов.

В этот же период была начата работа с группой экспертов ФБУ «НТЦ ЯРБ» в рамках аттестации кода. 8 декабря 2016 г. Экспертным советом по аттестации программных средств при Ростехнадзоре проведена аттестация ПС КУПОЛ-МТ.

С использованием кода КУПОЛ-МТ проведены расчеты в рамках обоснования безопасности РУ КЛТ-40С, ВБЭР-600, РИТМ-200 в проектных и запроектных авариях типа LOCA. Также с применением кода проведен комплекс работ по исследованию параметров в аварии с тяжелым повреждением а.з. для РУ КЛТ-40С и РИТМ-200.

Развитие ПС КУПОЛ-МТ продолжается. Планируется доработка блока диффузионного горения. Проводятся работы по объединению ПС КУПОЛ-МТ с кодом КОРСАР/BR для расчетного анализа взаимосвязанных контурных и контейментных процессов в аварийных режимах с потерей теплоносителя первого контура. Создана новая версия 1.1 кода КУПОЛ-МТ с расширенными возможностями описания и расчета тепловых структур.

ВЕРОЯТНОСТЬ УГЛА НАКЛОНА ТРАЕКТОРИИ ПАДАЮЩЕГО НА АЭС САМОЛЕТА

Чернуха Н.А. (АО «АТОМПРОЕКТ», Санкт-Петербург, Россия)

Учет падения самолета при проектировании АЭС регламентируется документами МАГАТЭ, нормативными документами России и ряда других стран.

Удар самолета в сооружения АЭС вызывает значительные динамические нагрузки на технологическое оборудование. Данные нагрузки зависят не только от массы, скорости падающего самолета, но и от угла наклона траектории при падении, который является случайной величиной. В детерминистических расчетах сооружений учитывают наиболее неблагоприятные условия соударения самолета с ограждающими конструкциями АЭС. Для вероятностной оценки безопасности АЭС необходимо также знать вероятность реализации различных значений угла наклона траектории падающего самолета.

С целью установления эмпирического закона распределения угла наклона траектории падающего самолета проанализировано 675 протоколов авиапроисшествий за период с 1959 по 2010 год, получены его эмпирические плотность вероятности и интегральный закон распределения. Эти результаты получены на основе статистики авиакатастроф с самолетами транспортной и малой авиации и не могут быть использованы для анализа безопасности АЭС при падении скоростных и военных самолетов.

Полученная эмпирическая плотность вероятности является не гладкой функцией, что делает ее неудобной для использования в вычислениях. По этой причине она была аппроксимирована функцией вида:

$$p_{\alpha}(a) = A + B\alpha + De^{E(\alpha - \pi/2)}.$$

Полученные на основании анализа статистики авиапроисшествий результаты необходимы для вероятностной оценки прочности строительных конструкций и нагрузок на технологическое оборудование АЭС, создаваемых при ударе.

ВЛИЯНИЕ ТЕРМИЧЕСКОГО ОТЖИГА НА ТЕПЛОПРОВОДНОСТЬ ГРАФИТА ГР-280, ОБЛУЧЕННОГО ДО ВЫСОКИХ ФЛЮЕНСОВ НЕЙТРОНОВ

Белан Е.П., Гатауллин Р.Н. (АО «ГНЦ НИИАР», Димитровград, Россия)

Работа посвящена исследованию влияния высокотемпературного отжига на теплопроводность реакторного графита ГР-280, облученного при 450–650 °С до флюенсов нейтронов $(0,5–1,5) \cdot 10^{26}$ м⁻². Коэффициент теплопроводности определяли методом лазерной вспышки. Отжиг радиационных дефектов выполняли при температурах 600–1200 °С в течение двух часов. В результате проделанной работы был установлен характер зависимости теплопроводности исследуемых образцов от температуры и длительности отжига. Показано, что коэффициент теплопроводности начинает восстанавливаться при температуре 800 ÷ 900 °С; разность между коэффициентом теплопроводности образцов до и после отжига ($\lambda_{\text{обл+отж}} - \lambda_{\text{обл}}$) при температуре 1200 °С лежит в пределах 19–39 Вт/(м·К); ($\lambda_{\text{обл+отж}} - \lambda_{\text{обл}}$) уменьшается с увеличением флюенса нейтронов и температуры облучения; $\lambda_{\text{обл+отж}}/\lambda_{\text{обл}}$ остается постоянной величиной, равной 2,3.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ СОВМЕСТНОГО CFD-1D-МОДЕЛИРОВАНИЯ ДЛЯ АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

Павлихин А.Ю., Пугачёв М.А., Воробьёв Ю.Б. (НИУ «МЭИ», Москва, Россия)

Современные условия развития отрасли атомной энергетики побуждают конструкторов разрабатывать проекты новых энергоблоков АЭС, отличающихся от ранее построенных как уровнем мощности, так и более высокими показателями надежности и экономической эффективности. В то же время происходит ужесточение требований, предъявляемых к исследованию безопасности АЭС, для увеличения реализма и полноты проводимого анализа. В связи с этим в современном моделировании развивается новая концепция, заключающаяся в совместном использовании многофизического и полномасштабного подходов, которые позволят проводить полноценный анализ системы с учетом взаимного влияния существующих на разных пространственных уровнях разнородных физических явлений.

В настоящее время для моделирования теплогидравлических процессов в анализе безопасности АЭС широко используются интегральные коды, которые реализуют моделирование одно- и двухфазных потоков в стационарных и нестационарных условиях. Системные коды обладают надежной предсказательной силой, основанной на большом количестве экспериментальных данных, а также позволяют получать решение за приемлемое время. Но как показывает накопленный опыт, вследствие одномерного приближения системного кода, невозможно получить достоверное решение ряда важных задач по прогнозированию аварийных ситуаций.

В последние годы более интенсивно применяются CFD-технологии, обеспечивающие точное моделирование в двух- и трехмерных приближениях путем решения осредненных по Рейнольдсу уравнений Навье-Стокса (RANS). Однако

полномасштабное применение CFD-инструмента в расчетном анализе поведения реальной технической системы зачастую требует чрезмерно больших вычислительных ресурсов, которые трудно или невозможно обеспечить.

Логичным шагом на пути дальнейшего развития существующих численных методов становится попытка использования различных расчетных инструментов в совместном анализе объекта исследования. В таком подходе высокоточные расчеты более рационально производить на локальном масштабе для учета значимых 3D-эффектов реальных физических процессов. Одномерный системный код, в свою очередь, целесообразно применить к моделированию всей системы, а полученные результаты в дальнейшем использовать для подготовки граничных условий CFD-модели, которая будет являться корректирующим звеном характеристик 1D-модели. Такое совместное CFD-1D-моделирование позволит реализовать сочетание необходимых преимуществ разных расчетных систем.

В рамках развития полномасштабного и многофизического подходов в данной работе рассматриваются различные методы связи расчетных кодов, представлена разработанная CFD-1D-система, основанная на совместном использовании системного кода RELAP5 и CFD, представлены результаты использования данного комплекса применительно к расчету пассивной системы безопасности плавучей атомной электростанции и аварии с разрывом паропровода парогенератора реакторной установки ВВЭР-1000.

ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕПЛОМАССОПЕРЕНОСА В ПАРОГЕНЕРАТОРАХ АТОМНЫХ ЛЕДОКОЛОВ

*Мальшева А.Л., Зенина О.А. (НИУ «МЭИ», Москва, Россия),
Устинов В.С., Ганжинов А.М., Уртенев Д.С., Воробьев Ю.Б., Лукашенко М.Л.
(НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия)*

В докладе рассматривается проблема растрескивания трубочки парогенераторов (ПГ) атомных ледоколов и формулируются направления работ по разработке и расчетно-теоретическому обоснованию механизма возникновения аномального наводораживания титанового сплава в месте растрескивания.

Во всех зафиксированных случаях отказов ПГ атомных ледоколов причиной является аномально наводораживание титанового сплава. Исследование причин наводораживания материалов конструкции позволит обосновать рекомендации по их устранению и тем самым обеспечит герметичность трубочки ПГ.

Выполнен обзор источников по проблеме наводораживания материалов трубной системы парогенераторов. На основе экспериментальных данных показаны закономерности поступления в первый контур коррозионного водорода, приводящие к нарушению саморегулируемости ВХР первого контура.

Для расчетного исследования процессов радиационно-химических превращений, межфазного массопереноса и транспорта компонентов водного теплоносителя предлагается использовать одномерную тепло-гидравлическую модель первого контура атомного ледокола.

При исследовании движения и растворения парогазовых пузырьков в межтрубном пространстве и застойном участке ПГ будут использованы трехмерные расчетные модели объектов.

ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕПЛООБМЕННЫХ СИСТЕМ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К РЕАКТОРАМ СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

*Зудин А.Д., Козлов А.А., Котоврасов М.Ю., Метринский Р.А., Черныш А.С.
(НГТУ им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород, Россия)*

Создавая высокотемпературные исследовательские стенды, охлаждаемые жидкометаллическим теплоносителем, возникает необходимость отвода избыточного тепла, избегая перегрева стендов. Такие же проблемы возникают при эксплуатации и аварийных и стояночных режимах ЯЭУ, когда требуется отвод излишка тепла, не используя парогенератор.

Отвод тепла от свинцового теплоносителя требует сложных решений в виду высокой температуры застывания. Существует несколько вариантов теплоотводящих сред. Экспериментальный участок, созданный на базе НГТУ им. Р.Е. Алексеева, использует в качестве теплоотводящей среды смесь воздуха и мелкодисперсной фазы конденсата воды при давлении, близком к атмосферному. Регулируемым изменением содержания водяной фазы в потоке можно обеспечивать заданную мощность теплоотвода и, соответственно, заданную температуру жидкого металла на выходе из теплообменника.

Экспериментальный стенд ФТ-7, предназначенный для проведения исследований характеристик теплообмена в системе, – свинцовый теплоноситель с регулируемым содержанием примеси кислорода в теплоносителе контура.

Сущность работы стенда при проведении исследований заключается в следующем: производится запуск жидкометаллического насоса, после чего достигается требуемый расход теплоносителя через экспериментальный участок. После стабилизации течения теплоносителя в контуре производится контролируемая подача воздуха, а затем и конденсата в центральную трубу экспериментального участка.

Цель исследований – доказать эффективность и простоту эксплуатации теплообменного оборудования с низким давлением, а также определить зависимости $Nu = f(Re)$ и поля температур при различных режимах.

По результатам эксперимента можно сделать следующие основные выводы.

Подтверждена эффективность использования теплообменного оборудования с низким давлением. Возможность тонкого регулирования отводимой мощности при сохранении безопасности установки существенно расширяет область применения данного типа теплообменного оборудования.

Доказана возможность использования достаточно простых теплообменных поверхностей для осуществления эффективной работы данного вида оборудования.

Получены экспериментальные данные характеристик теплообмена, а также зависимости $Nu=f(Re)$, коррелирующие с ранее полученными зависимостями, что подтверждает работоспособность экспериментальной установки и представительность полученных данных. Также выявлены зоны ухудшенного теплообмена вблизи входа водо-воздушной среды в трубу.

Обнаружено, что при малых скоростях обтекания теплообменной поверхности необходим контроль состояния теплоносителя для исключения возможности локального намерзания теплоносителя на теплообменную поверхность.

ИССЛЕДОВАНИЯ ПОТЕРЬ МОЩНОСТИ НА ТРЕНИЕ ВАЛА И ГЕОМЕТРИИ СВОБОДНОЙ ПОВЕРХНОСТИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПРИ ВРАЩЕНИИ ИМИТАТОРА ВАЛА В СРЕДЕ ТЖМТ

*Белов А.И., Безносков А.В., Бокова Т.А., Приказчиков Г.С.
(НГТУ им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород, Россия)*

Цель работы – получение базы данных по величине потерь мощности электродвигателя осевого насоса, перекачивающего тяжелый жидкометаллический теплоноситель, а также построение геометрии свободной поверхности теплоносителя при вращательном движении имитатора вала.

Для достижения поставленной цели необходимо было решить следующие задачи:

- разработать экспериментальные стенды на водяном и свинцовом теплоносителях, а также создать методики для проведения сравнительного анализа полученных на этих стендах данных;
- провести сравнительные экспериментальные и расчетно-теоретические исследования потерь мощности на водяном и высокотемпературном свинцовом теплоносителях;
- провести исследования по получению геометрии свободной поверхности тяжелого высокотемпературного жидкометаллического теплоносителя (ТЖМТ);
- проанализировать полученные данные.

Экспериментальный участок выполнен в виде насоса. Отличие заключается в том, что теплоноситель не циркулирует по контуру, а лишь имитирует движение вала.

Имитатор вала сделан из трубы 104×2, материал 12Х18Н10Т, на конце имитатора вала расположена заглушка с углублением под нижний упорный подшипник.

Методика испытаний заключалась в следующем: вводился экспериментальный участок, устанавливалась скорость вращения имитатора его вала от 150 до 600 об/мин, с увеличением на 50 об/мин. Выдерживалось 5 мин, затем снимались показания датчика момента вращения, мощности двигателя. Эти замеры происходили на четырех уровнях заполнения: 1-й уровень – 100 мм, 2-й – 500 мм, 3-й – 1000 мм, 4-й – 1500 мм.

Представлен результат сравнения экспериментальных данных с теоретическим расчетом. Зависимость перепада давления от числа Рейнольдса для дросселя с диаметром 3 мм и длиной 5 мм показывает расхождение результатов эксперимента на свинцовом теплоносителе и на воде и расчета по традиционной методике.

Такие расхождения можно объяснить разницей в физико-химических свойствах теплоносителей и взаимодействия потока ТЖМТ с несмачиваемыми стенками канала.

На втором этапе были получены зависимости геометрии свободной поверхности теплоносителя от скорости вращения имитатора вала и от уровня заполнения стенда.

Результаты испытаний по определению мощностных потерь показали существенные различия полученных характеристик на водяном и свинцовом теплоносителе при разных уровнях заполнения.

По полученным экспериментальным данным и проведенным расчетам выявлено, что свинцовый теплоноситель напрямую влияет на потери мощности на валу.

Исследование по определению геометрии свободной поверхности теплоносителя в данном случае указывает на существенные различия физических свойств свинцового и водяного теплоносителя.

Ревизия экспериментального участка показала минимальные различия шероховатости поверхностей имитатора вала до и после проведения экспериментов.

КОРРЕКЦИЯ МЕТОДИКИ НЕКОТОРЫХ ВИДОВ ИСПЫТАНИЙ ТРУБОПРОВОДНОЙ АРМАТУРЫ ДЛЯ АЭС

*Матяш А.С., Лычаков В.Д., Старухина К.С.
(ОАО «НПО ЦКТИ», Санкт-Петербург, Россия)*

В действующем нормативном документе МУ 0057-2016, описывающем методику испытаний трубопроводной арматуры для АЭС, некоторые пункты, по нашему мнению, требуют уточнения или изменения. Далее рассмотрим данные пункты.

В п. 6.6 «Испытания на подтверждение ресурса», т. е. наработка циклов «закрыто-открыто» из-за невозможности обеспечить в стендовых условиях для крупной запорной и обратной арматуры рабочие температуру и давление среды одновременно с максимально допустимым расходом через нее, допускается разбивать испытания на два этапа. На первом режиме обеспечиваются рабочие давления и температура, а расход – по возможности стенда. На втором режиме обеспечивается расход, соответствующий скорости потока 5 м/с, а температура и давление – по возможностям стенда. На втором режиме проводится 50–90 % циклов от заданного ресурса, однако, скоростной напор, непосредственно влияющий на износ элементов арматуры, при таких испытаниях в 5–7 раз ниже реального эксплуатационного. При сохранении такого же количества циклов данные испытания не могут гарантировать воспроизведение в стендовых условиях факторов, влияющих на износ испытываемой арматуры при эксплуатации. При первом режиме испытаний, несмотря на значительно меньший расход, при создании полного перепада давления на запорном органе в начальный момент открытия скорость пара или вскипающей воды может превышать 100 м/с, что может привести к локальной эрозии уплотняющих поверхностей и создает наиболее жесткие условия испытаний. Предлагается внести поправки, заменяющие оба режима испытаний на испытания при рабочих температуре и давлении с использованием емкостей перед и после испытываемой арматуры, связанные с ней линиями большого сечения. В перерыве между циклами емкость необходимо опорожнять для создания полного перепада давления на запорном органе в начальный момент открытия. Это позволит более точно по результатам испытаний сделать выводы о правильности выбранной конструкции арматуры, которые в дальнейшем могут повлиять на безопасную эксплуатацию АЭС.

В п. 6.12 «Испытания на устойчивость к теплосменам среды», т. е. отсутствие термических напряжений, приводящих к отказу арматуры при скачкообразном изменении температуры среды. Испытания предполагают разогрев корпуса арматуры до рабочей температуры, после этого интенсивно подавать воду температурой $(20 \pm 15)^\circ\text{C}$ до достижения корпусом температуры близкой к 20°C . Однако, величина давления рабочей среды при охлаждении не указывается, несмотря на то, что эта величина будет значительно влиять на интенсивность теплоотдачи на внутренней поверхности арматуры, где наиболее вероятно возникновение недопустимых напряжений. Были произведены расчеты, показывающие, что при низких давлениях подаваемой воды значение теплового потока в 100 кВт/м^2 при кипении на внутренней поверхности арматуры достигается уже при перепаде температуры между средой и стенкой около 3°C . Однако при превышении определенного значения теплового потока происходит образование низкотеплопроводной паровой пленки на охлаждаемой поверхности, приводящей к снижению теплового потока в сотни раз. Критическое значение перепада температуры между стенкой и температурой насыщения для давления охлаждаемой воды, при превышении которого образуется данная пленка, составляет в зависимости от давления около 15°C . Прокачка воды при отсутствии кипения также не целесообразна в связи с малой интенсивностью теплоотдачи.

МОДЕЛИРОВАНИЕ КОДОМ HYDRA-IBRAE/LM/V2 ПРОЦЕССОВ ПЕРЕНОСА ТРИТИЯ В РУ

Ильясова О.Х., Мосунова Н.А. (ИБРАЭ РАН, Москва, Россия)

Код HYDRA-IBRAE/LM/V2, разрабатываемый в ИБРАЭ РАН, является системным одномерным теплогидравлическим расчетным кодом и предназначен для анализа нестационарных теплогидравлических процессов в контурах ядерных энергетических установок с водо-водяными реакторами под давлением и реакторных установках с жидкометаллическими теплоносителями в нормальных, переходных и аварийных режимах.

Тритий является радиоактивным изотопом водорода, и он образуется в основном в результате процессов деления ядер в реакторе АЭС. В отличие от всех других продуктов деления тритий может проникать через стенки элементов реакторных установок в технологические помещения станции даже в режиме нормальной эксплуатации и далее в окружающую среду, а также в растворенном виде в гидросферу в составе сбросовой воды парогенераторов. Поэтому для обоснования радиационной безопасности реакторных установок в режиме нормальной эксплуатации необходимо уметь моделировать накопление трития в элементах реакторных установок для оценки возможной дозы облучения обслуживающего персонала и степени выхода радиоактивности за пределы станции.

Для моделирования переноса трития в коде HYDRA-IBRAE/LM/V2 был разработан модуль TRITIUM, позволяющий рассчитывать основные процессы динамики трития: накопление и перенос трития и водорода по каналам всех контуров реакторных установок с учетом проницаемости трития через стенки промежуточного теплообменника и парогенератора, стока трития из теплоносителя в холодных ловушках и в гидросферу с водой контура парогенератора, проницаемости трития в технологические помещения станции через стенки трубопроводов.

В настоящем докладе приведено краткое описание основных используемых моделей, а также представлены результаты расчета кодом HYDRA-IBRAE/LM/V2 аналитических тестов, а также эксперимента, проведенного на установке Peach Bottom (США).

Полученные результаты хорошо согласуются с аналитическими решениями и экспериментальными данными. Анализ чувствительности и оценка погрешностей, проведенные для упомянутых расчетов, демонстрируют достоверность и точность полученных результатов, а также применимость кода HYDRA-IBRAE/LM/V2 для моделирования процессов переноса трития в реакторных установках.

МОДЕЛИРОВАНИЕ МАЛОЙ ТЕЧИ НА СТЕНДЕ ПСБ-ВВЭР С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РАСЧЕТНОГО КОДА КОРСАР/ГП

Харламова А.А., Щеколдин В.В. (АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия)

В случае разгерметизации первого контура, а именно малой течи, происходит падение давления, причем до значения, соответствующего давлению насыщения при данной температуре, и последующим образованием большого количества пара. При этом возможно образование кольцевого режима кипения и наступление кризиса теплообмена второго рода, что является опасным с точки зрения безопасности.

В силу того, что практически невозможно и зачастую экономически необоснованно проводить исследование аварийного режима на реакторной установке (РУ), их проводят на экспериментальных стендах. При этом крайне важно, чтобы

основные явления и процессы, имеющие место на РУ, протекали на стенде точно также. Только в этом случае можно говорить о возможности экстраполяции результатов эксперимента на РУ. Стоит отметить, что на сегодняшний день процесс экстраполяции остается очень сложным вопросом.

Объектом данного исследования является экспериментальный стенд ПСБ-ВВЭР, прототип которого РУ типа ВВЭР, и проведенный на нем эксперимент «Малая течь с отказом системы аварийного охлаждения зоны высокого и низкого давления (САОЗ ВД и НД)». В ходе работы была разработана расчетная модель с использованием расчетного кода КОРСАР/ГП для расчета исследуемого режима. Реализованная расчетная модель дала хорошее согласие с экспериментальными данными и была использована далее в качестве базовой для проведения экстраполяции результатов эксперимента на РУ. При этом за основу была взята методика, предложенная профессорами М. Ishii и М. Kataoka для стендов PUMA и LOFT. В данной работе был произведен расчет масштаба критерия гомохронности (масштабного фактора по времени), с помощью которого результат эксперимента был смасштабирован. Для обоснования правильности применения методики был произведен расчет аналогичного режима на РУ ВВЭР-1000. В результате было получено, что результат расчета эксперимента на стенде с помощью величины масштаба критерия гомохронности хорошо описывает поведение РУ. Также для обоснования применимости методики в данном случае был произведен анализ некоторых явлений и процессов, характерных для режима малой течи: естественная циркуляция, расход в течь, скорость разгерметизации и критическое истечение. В ходе анализа было выяснено, что данные явления протекают практически одинаково на обеих установках с точностью до масштаба критерия гомохронности.

Данная работа обладает большой практической значимостью. Она заключается в том, что, во-первых, была продемонстрирована возможность воспроизведения основных явлений, характерных для эксперимента, в расчете, во-вторых, была проведена процедура экстраполяции результатов эксперимента на РУ, в-третьих, на основе проведенного расчета исследуемого режима на РУ и результатов экстраполяции было показано, что расчетная модель для стенда правильно описывает основные явления на РУ. Таким образом, результаты данной работы могут быть использованы при выполнении процедуры экстраполяции результатов экспериментов на РУ для обоснования их безопасности без проведения дорогостоящих и практически невозможных зачастую экспериментов.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПОЖАРОВ С ПОМОЩЬЮ CFD-КОДОВ НА ОБЪЕКТАХ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Подгорный В.Н., Воробьев Ю.Б. (НИУ «МЭИ», Москва, Россия)

Для успешного развития ядерной энергетики важнейшую роль играет повышение ее безопасности. В это существенный вклад вносит пожарная безопасность. Пожары чрезвычайно опасны на АЭС и могут явиться иницирующим событием для дальнейшего развития аварии. Также они могут возникать и в процессе развития аварии, приводить к ухудшению ситуации на ядерном объекте, например, аварии на Чернобыльской АЭС, Фукусима и др.

Возникновение пожара может привести к совершенно различным последствиям и повреждениям – от обычного, кратковременного возгорания с повреждениями малой части имущества станции до аварий с выбросами радиоактивности в атмосферу. Например, в 1957 г. в Великобритании произошел пожар, охвативший 8 т уранового топлива, в результате, произошло расплавление

активной зоны реактора и выброс радиоактивности в атмосферу. Эта авария получила 5-й уровень опасности аварии по шкале INES (Международная шкала ядерных событий).

Мировая статистика пожаров на АЭС свидетельствует, что объектами пожаров чаще всего становятся генераторы, кабельные каналы, электрооборудование, насосные установки. Также потенциальными источниками возгорания являются механизмы и системы, в которых используются легковоспламеняющиеся вещества, примером может являться турбина АЭС.

Проведение серии экспериментов для изучения динамики пожаров на ядерных объектах является дорогостоящим мероприятием, их проведение зачастую не представляется возможным в связи со спецификой объекта и масштабами помещений. Поэтому предпочтение отдается компьютерным кодам.

Современные компьютерные коды CFD-класса, такие как FDS, CFX и т. д. позволяют получить достаточно близкие к эксперименту значения температур при моделировании возгораний в помещениях, понять механизмы его развития, оптимизировать конструкцию АЭС и разрабатывать пути пожаротушения для повышения эффективности пожарной безопасности на ядерных объектах.

В докладе представлен сравнительный анализ эксперимента в производственном помещении объемом 164 м^3 и расчетов на основе CFD-модели. В ходе анализа результатов отмечены оптимальные модели течения (турбулентности) и теплового излучения, выявлены наилучшие решения для моделирования горения в помещениях.

На основе полученного опыта моделирования пожаров с использованием CFD-кодов в докладе рассматривается другой эксперимент по пожару в малом помещении. Для этого, как и ранее, используется CFD-код, производится сравнение результатов расчетов с имеющимися экспериментальными данными. В докладе рассматриваются результаты корректировок модели, а именно уточнение расчетной сетки, граничных условий.

ПОЛУЧЕНИЕ АНАЛИТИЧЕСКИХ ЗАВИСИМОСТЕЙ ДЛЯ ПАРАМЕТРОВ ГИДРАВЛИЧЕСКИХ КАНАЛОВ С ДВУХФАЗНЫМ ПОТОКОМ ПРИ ПОМОЩИ ОТКРЫТОГО CFD-ПАКЕТА

Варсеев Е.В. (НОУ ДПО «ЦИПК Росатома», Обнинск, Россия)

Двух- и многофазные течения, в частности пузырьковой структуры, широко представлены в традиционной и ядерной энергетике. Режимы нормальной эксплуатации таких систем в мировой и отечественной практике обосновываются экспериментальными и расчетными методиками на основе нормативных и справочных данных. Однако переходные и аварийные режимы исследуются с помощью одномерных полуэмпирических и эмпирических подходов по причине многообразия возможных сценариев внешних воздействий и таких критических явлений как, например, кризис теплового потока. Это ограничивает получаемые рекомендации конкретной геометрией, диапазоном режимных условий, соответствующим уровнем используемых в методиках моделей, приводящих к использованию завышенных коэффициентов «запаса» и вынужденных «перестраховочных» конструктивных решений.

В последние десятилетия получены многочисленные экспериментальные данные о гетерогенных распределениях локальных параметров дисперсной фазы (в частности газо- или паросодержания) и сопровождающих их явлениях аномального изменения интегральных характеристик потоков – трения, тепло- и массообмена.

Представленные в большинстве кодов модели, описывающие многофазные течения, не всегда адекватно описывают распределение газосодержания по радиусу канала и не учитывают аномального роста трения на стенке канала, поэтому находятся в активной стадии верификации. Применение CFD-кодов для расчета многофазных течений с помощью подхода «Эйлер-Эйлер» позволяет преодолеть недостатки полуэмпирических одномерных кодов.

Данная работа посвящена верификации численной модели, заложенной в стандартный решатель открытого CFD-пакета *OpenFOAM* для расчета двухфазных потоков – *twoPhaseEulerFoam*, и определению «базового» набора параметров этой модели.

В литературе за последнее время представлено значительное количество работ, посвященных моделированию течения двухфазных потоков с помощью кодов CFD, причем все они обладают следующими особенностями:

- используются модифицированные решатели двухжидкостных моделей;
- для верификации используются зарубежные в основном экспериментальные данные по радиальному распределению газосодержания в канале, без анализа уравнения движения;
- не рассматриваются эффекты, связанные с аномальным ростом трения на стенке.

В ходе выполнения данной работы, напротив, для вычислений авторами использовался стандартный решатель *OpenFOAM* для получения профилей скорости и газосодержания, результаты расчетов сравнивались с отечественными опытными данными. По результатам расчетов получено распределение коэффициента трения на стенке канала в широком диапазоне расходного объемного паросодержания.

В результате серии расчетов получены и проанализированы данные для ряда режимов течения восходящего двухфазного потока с аномальным поведением трения. Представлено исследование гетерогенных распределений газосодержания в двухфазном адиабатном потоке «вода – газ», приводящих к аномальному росту сопротивления трения на стенке канала в двухфазных адиабатных потоках «вода – газ» при малых газосодержаниях.

ПРЕДВАРИТЕЛЬНАЯ ОЦЕНКА ПРОЧНОСТИ НОВОГО ДИЗАЙНА ПАЛЬЦЕВ ВЫСОКОНАГРУЖЕННОЙ ПЕРВОЙ СТЕНКИ ИТЭР

*Решетников В.И., Хохлов М.В., Лабусов А.Н., Герваш А.А.
(АО «НИИЭФА», Санкт-Петербург, Россия)*

Россия поставляет 40 % панелей высоконагруженной первой стенки реакторатокамака ИТЭР. АО «НИИЭФА» и АО «НИКИЭТ» – основные изготовители данных панелей. В связи с тем, что в 2016 г. панели первой стенки ИТЭР потребовали конструктивных изменений, было предложено несколько вариантов изменений конструкции. Для оценки прочности конструкции использовались специальные нормы оценки прочности *Structural Design criteria for In-vessel Components (ITER SDC-IC)*.

Панель первой стенки состоит из несущей конструкции первой стенки (НКПС), узлов крепления НКПС к защитному модулю и элементов, обращенных к плазме (так называемых пальцев). НКПС и пальцы панели первой стенки снабжены водяным охлаждением. Система крепления используется для установки панели в защитный блок, пальцы предназначены для защиты НКПС от теплового потока со стороны плазмы. Целью данной работы была оценка прочности одного из новых вариантов конструкции.

Для выполнения температурного и механического расчетов была разработана объемная конечно-элементная модель. В качестве исходных данных для температурной задачи были взяты условия нормальной эксплуатации реактора:

- поверхностный тепловой поток со стороны плазмы;
- объемное тепловыделение вследствие нейтронного облучения.

Для решения задачи механики были использованы соответствующие исходные данные – температурное поле и перемещения НКПС. Выполненные расчеты показали, что данная конструкция удовлетворяет критериям статической и циклической прочности.

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА ТАГУТИ ДЛЯ ПЛАНИРОВАНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТА ПО ВЫБОРУ АНТИФРИКЦИОННЫХ ПОКРЫТИЙ НА ЭЛЕМЕНТАХ БЛАНКЕТА ИТЭР

Хомяков И.С., Саманчук В.Н. (НИЯУ МИФИ, Москва, Россия), Поддубный И.И., Митин Д.А., Зайцев А.Н. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

При изготовлении компонентов blankets ИТЭР одной из технологических задач, требующих экспериментального обоснования, является выбор и нанесение специальных антифрикционных покрытий. Выделяется ряд факторов, определяющих эффективность покрытий: материал и шероховатость контактных поверхностей, материал самого покрытия и его толщина. Экспериментальным путем необходимо определить такое сочетание величин влияющих факторов, которое обеспечивало бы минимальный коэффициент трения.

В настоящей работе рассматривается метод планирования эксперимента Тагути, позволяющий выбрать оптимальное сочетание исследуемых параметров и существенно снизить количество опытов (и соответственно уменьшить стоимость и время работ). Описывается способ формирования ортогональных матриц, используемых в методе Тагути, представлена методика оценки результатов, полученных по этому методу.

ПРЯМОЕ ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ МГД-ТЕПЛООБМЕНА ПРИ ТЕЧЕНИИ ЖИДКОГО МЕТАЛЛА В КРУГЛОЙ ГОРИЗОНТАЛЬНОЙ ТРУБЕ В ПРОДОЛЬНОМ МАГНИТНОМ ПОЛЕ С УЧЕТОМ ТЕРМОГРАВИТАЦИОННОЙ КОНВЕКЦИИ

Ахмедагаев Р.М., Листратов Я.И. (НИУ «МЭИ», Москва, Россия)

В настоящее время мировое сообщество работает над созданием международного экспериментального термоядерного реактора (ITER), проектирование которого было завершено в 2001 г., а в 2013 г. начато строительство ITER в г. Кадараше (Франция). Несмотря на водяную концепцию охлаждения blankets реактора, планируется конструирование отдельных жидкометаллических модулей для наработки трития, получаемого в результате облучения лития нейтронами. В термоядерном реакторе жидкометаллические системы будут работать при наличии очень сильных магнитных полей (МП). В связи с этим проблема исследования эффектов, связанных с влиянием магнитных полей на гидродинамику и теплообмен при течении жидких металлов (ЖМ), является весьма актуальной как в научном, так и в практическом плане.

Рассматривается прямое численное моделирование (DNS) задачи МГД-теплообмена при турбулентном течении ЖМ в круглой горизонтальной трубе с учетом

совместного влияния продольного МП и термогравитационной конвекции (ТГК). Численное моделирование проводилось со следующими характерными числами подобия: число Рейнольдса $Re = 10^4$, число Грасгофа $G_r = 0,8 \cdot 10^8$, число Прандтля $Pr = 2,72 \cdot 10^{-2}$ и диапазон чисел Гартмана $Na = 0-600$.

Представлены характеристики гидродинамики и теплообмена для задачи МГД-теплообмена в продольном МП в отсутствие ТГК. Наблюдается подавление турбулентного переноса вследствие влияния продольного МП при увеличении числа Гартмана: проиллюстрировано снижение коэффициентов теплоотдачи (числа Нуссельта) и коэффициентов гидравлического сопротивления, подавление осредненных полей скорости и температуры, а также турбулентных пульсаций скорости. При фиксированном числе Гартмана и увеличении числа Рейнольдса коэффициент сопротивления увеличивается, стремясь к значениям, соответствующим формуле Блазиуса.

Впервые выполнено численное моделирование методом DNS задачи совместного влияния продольного МП и ТГК. Данные, которые были получены, сопоставлены с экспериментами, проведенными на кафедре ИТФ НИУ «МЭИ», и дают хорошее соответствие, что говорит о возможности применения прямого численного моделирования для задач такого типа. Исследовано влияние ТГК на осредненные поля скорости и температуры, характеристики теплоотдачи и интенсивности температурных пульсаций по длине трубы, а также распределение температуры стенки по периметру сечения трубы.

Полученные результаты иллюстрируют значительное влияние ТГК на поля скорости и температуры: нарушается осевая симметрия, распределение температуры стенки по периметру сечения становится неоднородным. Влияние ТГК на поля скорости оказывается еще более сильным, чем на поля температуры: максимум скорости смещен к низу трубы и растянут по окружности. В продольном МП эффекты термогравитационной конвекции не ослабляются, а даже усиливаются. Несмотря на подавление турбулентности, при $Na = 300$ не наблюдается снижение теплоотдачи до ламинарных значений. В горизонтальной обогреваемой трубе в продольном МП числа Нуссельта оказываются выше не только ламинарных, но и турбулентных значений, рассчитанных по формуле Лайона.

Работа выполнена при поддержке гранта Министерства образования и науки Российской Федерации № 13.9619.2017/БЧ.

РАЗРАБОТКА И ПРИМЕНЕНИЕ БЕСКОНТАКТНЫХ РАСХОДОМЕРОВ НА УСТАНОВКЕ СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

*Генералов Е.В., Ковалев Д.М., Стефани А.Г., Фомин А.Н., Шурупов В.А.
(АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, Россия), Крылов С.Г., Лавренов Р.Н., Лемехов Ю.В.
(АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)*

Расход теплоносителя – один из ключевых параметров при проведении теплогидравлических испытаний. Измерение расхода свинца связано с необходимостью преодоления некоторых технических проблем, возникающих из-за наличия контактного сопротивления на границе «жидкий металл – стенка трубопровода» и высоких (до 600 °С) рабочих температур.

Показана возможность применения бесконтактных расходомеров (БКР) на жидкометаллических (ЖМТ) стендах и установках с тяжелым теплоносителем, в данном случае свинцом. Конструкция и устройство рассматриваемого расходомера позволяют преодолеть все технические трудности, связанные со спецификой тяжелого ЖМТ (высокие температуры, контактное сопротивление и т. д.). Успешный опыт

применения таких расходомерных устройств на установке ЭУСТ (АО «НИКИЭТ») является доказательством работоспособности БКР на свинце. Дальнейшей задачей является повышение помехоустойчивости при работе в условиях сложной электромагнитной обстановки, расширения диапазона измеряемых расходов.

Для аттестации БКР необходимо создание референтной методики градуировки и поверки БКР на натриевой установке и последующем переносе градуировочных характеристик на другие ЖМТ с использованием критериальных соотношений (числа Re и Re_m).

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕМПЕРАТУРНОЙ СТРАТИФИКАЦИИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ТРУБОПРОВОДАХ ЯЭУ

*Богатырёв Д.П., Будников А.В., Свешников Д.Н., Мешков С.И.
(АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, Россия)*

Стратифицированный режим течения теплоносителя в трубопроводах ядерных энергетических установок, характеризующийся течением неравномерно прогретых слоев жидкости в поле силы тяжести, является одним из основных проблемных факторов, оказывающих существенное влияние на напряженно – деформированное состояние данного оборудования. Обусловлено это тем, что стратификация теплоносителя приводит к переменному распределению температуры по стенке трубы и вследствие разного по сечению теплового расширения материала может вызвать термическую усталость трубопровода, развитие и рост трещин.

В ряде случаев стратификация теплоносителя определяют ресурс оборудования установки. Поэтому задача корректного расчета температурного состояния трубопроводов оборудования РУ в условиях стратификации теплоносителя является актуальной при обосновании ресурсных характеристик данного оборудования.

Явным образом учет эффекта стратификации теплоносителя в расчетах возможен с использованием программ трехмерного теплогидравлического расчета (CFD-программ, от англ. CFD – Computational Fluid Dynamics).

Данный доклад посвящен верификации CFD на предмет описания процесса стратификации теплоносителя в наклонном канале. Верификационные исследования выполнены на основе экспериментальных данных, полученных в гидродинамической лаборатории АО «ОКБМ Африкантов». Для этого в лаборатории спроектирован и изготовлен специализированный стенд, представляющий собой сборку из двух баков, заполненных, соответственно, горячей и холодной водой и соединенных между собой наклонным каналом. Соединение наклонного канала с баками произведено с помощью шаровых клапанов, позволяющих изменять угол наклона канала. Коммуникации стенда позволяют реализовать в канале как естественно-конвективное, так и принудительное течение теплоносителя за счет подключенных к контуру теплообменников и напора насоса.

Для измерения нестационарного поля температур в эксперименте используется тепловизионный метод, позволяющий проводить не вносящие возмущения в поток жидкости измерения. Для анализа полей скоростей термостратифицированного потока выполняются измерения нестационарного поля скоростей с использованием метода цифровой трассерной визуализации (PIV-метод). Особенностью данного стенда является то, что измерения полей температур и скоростей происходит одновременно, тем самым выполняется условие представительности измерений.

В рамках данной темы выполнена обширная серия экспериментов, характеризующихся варьированием угла наклона канала, изменением температуры и величины расхода теплоносителя.

По результатам проведенных верификационных расчетов сделан вывод об удовлетворительном совпадении расчетных и экспериментальных данных. Сравнение проводилось по осредненным по времени профилям температуры и скорости теплоносителя в характерных сечениях наклонного канала.

РАСЧЕТНЫЕ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ГИДРАВЛИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК МОДЕЛИ ПГ

*Волков В.Ю., Носенко А.П., Скибин А.П., Макаров В.В., Афанасьев А.В.
(АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия)*

Разработана CFD-модель 61-трубной модели ПГ. Определены гидравлические характеристики элементов модели в диапазоне чисел Рейнольдса от 150 000 до 575 000.

Определены потери давления на элементах модели: участках трубного пучка с дистанционирующими решетками, входном и выходном участке модели.

Проведено сравнение результатов численного исследования с данными натурного эксперимента.

Результаты численного исследования хорошо соотносятся с экспериментальными данными.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ПО ОПРЕДЕЛЕНИЮ ХАРАКТЕРИСТИК НАСОСОВ, ПЕРЕКАЧИВАЮЩИХ СВИНЦОВЫЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЬ

*Волков Н.С., Безносков А.В., Боков П.А., Бокова Т.А., Львов А.В.
(НГТУ им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород, Россия)*

На сегодняшний день все методики расчета проточной части насосов базируются на полуэмпирических формулах с применением уточняющих коэффициентов, полученных для воды и не пригодных для расчета высокотемпературных теплоносителей. Для создания оптимальной конструкции осевого насоса реакторных контуров типа БРЕСТ-ОД-300 необходимо создание моделей таких насосов и их отработка на стенде с высокотемпературным свинцовым теплоносителем.

Целью работ являлось исследование характеристик лопастных систем с плоскими лопатками в свинцовом теплоносителе в зависимости от угла установки плоских лопаток на рабочем колесе насоса.

Для обоснования оптимального проектирования проточной части осевого насоса, перекачивающего высокотемпературный свинцовый теплоноситель в НГТУ была разработана программа НИР, результаты отдельных этапов которой представлены в настоящей статье.

Эксперименты проводились с последовательно устанавливаемыми на валу осевого насоса НСО-01 НГТУ рабочими колесами с четырьмя и шестью плоскими лопатками с углами установки плоских лопастей 15, 22, 28, 35, 41, 53° при температуре свинцового теплоносителя 400–450 °С со скоростями вращения вала насоса 600, 700, 800, 900, 1000, 1100 об/мин с осевым рабочим колесом, диаметром 200 мм, при трех гидравлических характеристиках трассы циркуляции, изменяемых положением клина задвижки на напоре насоса. Термодинамическая активность кислорода в свинцовом теплоносителе поддерживалась в диапазоне 10^{-5} –100. Сменные лопастные системы устанавливались последовательно на выемной части осевого насоса НСО-01 НГТУ в контуре свинцового теплоносителя установки испытания моделей проточной части

главного циркуляционного насоса реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 (стенда ФТ-4 в НГТУ).

Сравнение характеристик колеса насоса с четырьмя и шестью плоскими лопатками показывает, что при прочих равных условиях подачи лопастных систем с четырьмя и шестью лопатками близки друг к другу, а напоры существенно различаются и зависят от угла установки лопаток.

Для проверки полученных ранее данных в условиях высокотемпературного свинцового теплоносителя по характеристикам лопастных систем в НГТУ была создана конструкция выемной части осевого насоса НСО-01 НГТУ с поворотными лопатками. Она подтвердила достоверность полученных ранее результатов.

Очевидным способом предотвращения эрозионных разрушений элементов лопастных систем насоса, работающих в ТЖМТ, является создание такой геометрии проточной части, которая исключала бы отрыв потока и образование вихрей в межлопастном пространстве с интенсивностью, приводящей к разрушению поверхностей лопастной системы. Воздействием потока ТЖМТ на элементы конструкций лопастной системы насоса может служить разрушение рабочего колеса на стенде ФТ-4 в НГТУ, полученное в результате проведенных исследований.

В результате выполнения комплексной программы экспериментальных и расчетно-теоретических исследований предполагается разработка обоснованных методик расчета и оптимального проектирования лопастных насосов, перекачивающих ТЖМТ. Результаты, отраженные в статье, являются первым этапом этой работы.

СОСТОЯНИЕ ВЕРИФИКАЦИИ ПАКЕТА ПРОГРАММ ЛОГОС ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ТЕЧЕНИЯ ТЯЖЕЛОГО ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ОБОРУДОВАНИИ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

*Мелешкин Н.В., Деулин А.А., Циберева Ю.А. (ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ», Саров, Россия),
Фомичев Д.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)*

При проектировании современных реакторных установок (РУ) используемые технические решения в первую очередь направлены на повышение безопасности и увеличение срока службы РУ. При этом особое внимание уделяется теплогидравлическим характеристикам течения теплоносителя и его влиянию на элементы конструкции РУ. В современных РУ на быстрых нейтронах (РУ БР) как правило используются жидкометаллические теплоносители (ЖМТ), включая тяжелые ЖМТ (ТЖМТ). Несмотря на значительную базу экспериментальных и расчетных данных, накопленную российскими и зарубежными специалистами в течение последних лет, исследование гидродинамики и теплообмена при течении ЖМТ по-прежнему является одной из ключевых теплофизических задач в реакторостроении. Создание полномасштабных стендов на ЖМТ является достаточно сложным и дорогим процессом, поэтому благодаря развитию вычислительных технологий выбор и оптимизация конструкторских решений в последнее время во многом осуществляется с использованием методов вычислительной гидродинамики (Computational Fluid Dynamics — CFD). Применение в атомной промышленности современных CFD-кодов позволяет соблюдать требования по снижению сроков и стоимости создания новых образцов, а также повышению их безопасности и эксплуатационных характеристик. Для проведения расчетного обоснования оборудования РУ с использованием CFD-кода необходимо предварительно выполнить его верификацию и валидацию применительно к физическим явлениям и процессам, возникающим при рассматриваемых течениях. РУ БР характеризуются как сложностью конструктивных решений, так и широким

диапазоном режимов течения, поэтому верификацию отдельных физико-математических моделей и их различных сочетаний целесообразно начинать с решения упрощенных задач, плавно переходя к валидации с использованием результатов, полученных на полномасштабных экспериментальных стендах и РУ.

В работе представлено состояние верификации расчетного модуля, предназначенного для решения задач теплогидродинамики, российского пакета программ инженерного анализа ЛОГОС для обоснования возможности его применения при моделировании течений ТЖМТ в оборудовании РУ. Для выполнения верификации создан верификационный базис, ориентированный на следующие классы течений: ламинарные и турбулентные, стационарные и нестационарные, течения с теплообменом и конвекцией, включая течения со смешением неизотермических потоков и т. п. Рассматриваются модельные задачи и бенчмарк-эксперименты как для течений ЖМТ, так и для течений воды и воздуха, что позволяет обосновать корректность физико-математического описания основных явлений трехмерной однофазной теплогидродинамики, актуальных для РУ БР. В качестве примеров представлены результаты численного решения по пакету программ ЛОГОС наиболее показательных задач созданного верификационного базиса, в том числе и с использованием полномасштабных моделей оборудования РУ. Результаты моделирования сравниваются с экспериментальными данными, а также с данными, полученными по другим расчетным кодам.

СРАВНИТЕЛЬНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ПОЖАРОВ НА ОБЪЕКТАХ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ НА ОСНОВЕ CFD-КОДОВ И ЗОННОГО ПОДХОДА

Зенина О.А., Мальшиева А.Л., Воробьев Ю.Б. (НИУ «МЭИ», Москва, Россия)

В докладе рассматриваются различные способы моделирования пожаров в помещениях для обеспечения безопасного функционирования и обслуживания объектов использования атомной энергии (ОИАЭ).

В первой части доклада рассматривается расчет пожара производственного помещения – типового объекта для плавучей АЭС (транспортной ядерной энергетической установки – ТЯЭУ) и для атомных электростанций (АЭС). На основе расчетов выработан алгоритм создания модели на CFD-кодах, а также алгоритм нахождения оптимальных параметров используемых моделей горения.

Во второй части работы рассматривается двухзонная модель пожара, которая описывает совокупность взаимосвязанных процессов, сопровождающих явление пожара: тепловыделение в результате горения; дымовыделение в пламенной зоне; изменение оптических свойств газовой среды; выделение и распространение токсичных газов; газообмен помещений с окружающей средой и со смежными помещениями; теплообмен и нагревание ограждающих конструкций; снижение концентрации кислорода.

Проведен сравнительный анализ областей применения, преимуществ и недостатков зонного моделирования и применения CFD-кодов для расчетов пожаров в помещениях ТЯЭУ и АЭС. Сделаны выводы о применимости вышеупомянутых способов моделирования в тех или иных ситуациях для создания модели горения на ОИАЭ.

СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОЙ ЭФФЕКТИВНОСТИ ПЛАСТИН РАЗБОРНЫХ ПЛАСТИНЧАТЫХ ТЕПЛООБМЕННИКОВ

*Лычаков В.Д., Матяш А.С., Старухина К.С.
(ОАО «НПО ЦКТИ», Санкт-Петербург, Россия),
Зайцев А.В. (ООО «Корпорация АК «ЭСМ», Краснодар, Россия)*

Разборные пластинчатые теплообменники относятся к самому распространенному типу пластинчатых теплообменников и широко применяются в различных отраслях промышленности, включая и атомную энергетику. Их использование на АЭС предусмотрено в современных отечественных проектах (например, в проекте АЭС-2006). Существует большое количество производителей теплообменников такого типа. В связи с этим возникает вопрос: есть ли существенные отличия в теплогидравлических характеристиках между теплообменниками разных производителей?

Для ответа на этот вопрос были проанализированы результаты проведенных испытаний и данные, имеющиеся в открытых источниках. Анализ были подвергнуты пластины четырех производителей, как с острым, так и с тупым углом наклона шевронов, одного из наиболее широко применяемых типоразмеров (диаметр отверстия 100 мм, площадь пластины 0,22...0,27 м²).

Для начала были изучены и сопоставлены основные геометрические характеристики пластин: площади, занятые шевронной и распределительной зонами, углы наклона шевронов, шаг расположения шевронов и др. Сопоставление значений площадей пластин по данным производителей и определенным в данной работе показало их несоответствие, а, следовательно, площадь пластины по данным производителей является условной величиной. Поэтому для сравнения тепловой эффективности пластин (теплоотдача, отнесенная к полной площади теплообменной поверхности) коэффициент теплоотдачи приводился к замеренной единым для всех способом площади пластин.

Отличия в теплоотдаче для исследованных пластин не превысило 13 %. Обычно погрешность формул для определения коэффициента теплоотдачи оценивается в 10...15 %, поэтому отмеченные отличия лежат в пределах погрешности расчетных соотношений. Следовательно, заметных отличий в тепловых характеристиках рассмотренных пластин нет.

Для выявления наиболее эффективной пластины с учетом не только тепловых, но и гидравлических характеристик, был проведен теплогидравлический расчет теплообменников с исследованными пластинами при условии фиксированного перепада (падения) давления в канале теплообменника. Расчет проводился для воды, ее теплофизические свойства брались при температуре 100 °С и давлении 1 МПа, абс., перепад давления воды в канале принимался равным 30 кПа. Данный расчет показал, что отличия в передаваемой мощности для пластин с острым углом наклона шевронов не превышает 5 %, а для пластин с тупым углом наклона шевронов – 11 %.

В результате данной работы показано отсутствие заметных отличий в тепловых и гидравлических характеристиках исследованных пластин различных производителей. Однако у пластин каждого производителя имеются свои особенности, например, профиль «Off-Set» или прокладка «Perfect seal». Поэтому при выборе пластинчатого теплообменника необходимо учитывать особенности его эксплуатации.

Также следует отметить, что в настоящей работе не исследовано влияние эффекта дыхания на теплогидравлические характеристики теплообменников.

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЙ РАСЧЕТ ЭНЕРГОНАПРЯЖЕННЫХ КОМПОНЕНТОВ ПАНЕЛИ ПЕРВОЙ СТЕНКИ.

Трапезникова О.В., Свириденко М.Н., Размеров А.В., Лешуков А.Ю. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия), Сафронов В.М. (ЧУ «ИТЭР-Центр», Москва, Россия)

В рамках реализации Соглашения о Поставке теплонапряженных панелей первой стенки бланкета ИТЭР разрабатывается конструкция квалификационного макета панели первой стенки (ПС) для демонстрации возможности ее изготовления и аттестации основных технологических процессов.

Конструкция прототипа разработана на основе панели ПС № 14 тип А и включает следующие элементы: энергонапряженные компоненты (пальцы ПС), несущую конструкцию ПС (НКПС), защитный тепловой экран, системы механического крепления и электрической связи (комплект электрических соединителей). Пальцы ПС фиксируются на НКПС с помощью двух силовых сварных швов и соединяются гидравлически трубками системы охлаждения.

Основной целью данной работы является расчетное исследование конструкции пальцев ПС. Выполнен сопряженный теплогидравлический анализ конструкции пальцев панели ПС с целью оценки распределения температур в материалах конструкции и определения гидравлических параметров теплоносителя в тракте охлаждения.

Полученные результаты подтверждают работоспособность энергонапряженных компонентов панели ПС в режиме Inductive I.

ТЕПЛООБМЕН ПРИ ПЛЕНОЧНОМ КИПЕНИИ НЕДОГРЕТОЙ ЖИДКОСТИ

*Канин П.К., Денисов М.А., Забиров А.Р., Ягов В.В.
(НИУ «МЭИ», Москва, Россия)*

Пленочное кипение недогретой жидкости – процесс, важный для ряда технологий: криогенная техника, технология закалки, ядерная энергетика. Понимание его физических механизмов важно в научном и прикладном отношении.

В последнее время интерес исследователей в особенности вызывает пленочное кипение недогретой воды благодаря экспериментально обнаруженному интенсивному режиму теплообмена при условии невозможности прямого контакта жидкости и твердой стенки. Этот режим был впервые описан английскими специалистами (Hewitt G.F. и Kenning D.B.R.) в 1986 г. и был назван ими микропузырьковым кипением (microbubble boiling). Отличительной чертой этого типа кипения является нарушение устойчивости паровой пленки при температуре поверхности выше температуры предельного перегрева воды и ее недогреве выше 20 К. Как следствие, наблюдается высокая плотность теплового потока, величина которой в некоторых экспериментах превышала 5 МВт/м², что на один-два порядка выше соответствующей устойчивому пленочному кипению насыщенной воды. Из-за необычно высокого темпа охлаждения металлических изделий в сильно недогретой ($\Delta T_{\text{sub}} > 20 \text{ К}$) воде, совершенно несвойственного хорошо изученному пленочному кипению воды насыщенной, некоторые исследователи делают ошибочное, с точки зрения термодинамики, заявление, что наблюдаемый режим кипения – пузырьковый. Несмотря на возрастающий интерес к этому явлению, окончательных, общепризнанных математических моделей, описывающих механизм процесса, на данный момент не существует.

Чтобы выявить механизмы интенсивного теплообмена при пленочном кипении, на кафедре ИТФ НИУ «МЭИ» были реализованы эксперименты по

охлаждению высокотемпературных шаров из разных материалов (никель, нержавеющая сталь, медь) в неводных жидкостях (перфторгексан, изопропиловый и этиловый спирты). Но даже при достижении огромных недогревов (до 170 К), при варьировании давлений от 0.1 до 1 МПа, режим «микропузырькового» кипения не обнаружен. Во всех экспериментах вокруг шаров длительное время (от 40 до 105 с) сохранялась гладкая паровая пленка. Тем не менее полученный массив опытных данных представляет самостоятельный научный интерес. Была скорректирована приближенная полуэмпирическая модель, предложенная в 2009 году (В.В. Ягов, М.А. Лексин. Приближенная модель теплообмена при устойчивом пленочном кипении недогретой жидкости. Труды РНКТ5. Т.4. – М.: Издательский дом МЭИ, 2010. С. 177–180). Модель основана на предположении о ламинарном течении пара в пленке, что оправдано для больших недогревов жидкостей и учитывает эффект свободной конвекции в жидкости на границе с паровой пленкой. Для турбулентного течения пара в пленке, что характерно для экспериментов на слабо недогретой (менее 20 К) воде, предложено соотношение, основанное на известной формуле Д.А. Лабунцова для пленочного кипения насыщенной жидкости. Обе формулы описывают большой массив данных с погрешностью $\pm 30\%$.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ МГД-ТЕПЛООБМЕНА ПРИ ТЕЧЕНИИ ЖИДКОГО МЕТАЛЛА ПРИМЕНИТЕЛЬНО К ПЕРСПЕКТИВНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

*Черныш Д.Ю. (НИУ «МЭИ», Москва, Россия),
Лучинкин Н.А., Беляев И.А. (ОИВТ РАН, Москва, Россия)*

Область применения жидких металлов в технике, как правило, сопряжена со значительными тепловыми нагрузками. В этом случае термогравитационная конвекция способна оказывать существенное влияние на течение. Этому обстоятельству долгое время не оказывалось достаточного внимания из-за относительно высоких коэффициентов теплоотдачи жидкого металла (ЖМ) и как следствие отсутствия интереса к изучению детальной структуры потока, например, для дополнительной интенсификации теплообмена. На предыдущих этапах исследования смешанной конвекции в каналах были экспериментально обнаружены специфические упорядоченные структуры, имеющие термогравитационную природу, которые естественным образом возникают под воздействием сильных магнитных полей.

Крупномасштабные упорядоченные вихри могут развиваться и устойчиво существовать в потоке ЖМ не только в условиях, близких к системам охлаждения токамака, но и при отсутствии сильного внешнего МП (как например в проектах быстрых ядерных реакторов, жидкометаллических аккумуляторов, металлооксидных химических реакторов, электролитических ванн, кристаллизаторов) при некоторых соотношениях критериев Рейнольдса и Грасгофа. Ясное понимание закономерностей МГД-конвекции способно дать новые подходы к контролю и диагностике таких систем, к увеличению их надежности и эффективности. Наиболее актуальной конфигурацией потока на данный момент является течение в прямоугольном канале под воздействием поперечного магнитного поля в условиях несимметричного по периметру обогрева. Эта конфигурация, во-первых, является достаточно традиционной для всех современных проектов жидкометаллических blanketных модулей. Во-вторых, ранее было обнаружено, что пульсации скорости и температуры в этих условиях проявляются наиболее значительно, а значит, могут выступать в качестве такой модели МГД-взаимодействия, на основе которой наиболее удобно организовать фундаментальное изучение возникающих вторичных течений.

В ходе предшествующих работ при исследованиях течения в трубах под воздействием продольного магнитного поля были обнаружены области, в которых в развитом потоке ЖМ (числа Рейнольдса более 10000) образовывались замкнутые стоячие вихри, значительно снижавшие эффективность модельного теплообменника. В поперечном к каналу (компланарном) магнитном поле, в вертикальных каналах и трубах подобные по своей природе явления наблюдались в виде периодических крупномасштабных срывов потока. В тех же условиях в горизонтальных трубах образовывались практически гармонические колебания температуры, вызванные упорядоченными вихрями на фоне основного течения. Эти особенности различаются в вертикальных и горизонтальных каналах и трубах по своим характеристикам (амплитуда, периодичность и спектр температурных пульсаций; пространственный масштаб и форма вихревых структур). Целью данной работы является изучение особенностей формирования и развития вторичных течений при смешанной конвекции в каналах различной ориентации (вертикальных, горизонтальных и наклонных) с упором на изучение влияния наклона канала на образование стоячих возвратных вихрей.

Работа выполнена при поддержке гранта Президента МК-1133.2017.8

ЭФФЕКТИВНЫЙ КОЭФФИЦИЕНТ ТУРБУЛЕНТНОЙ ВЯЗКОСТИ В МОДЕЛИ ПОРИСТОГО ТЕЛА

Сапожников И.С., Корсун А.С. (НИЯУ МИФИ, Москва, Россия)

Использование модели пористого тела является перспективным для описания теплогидравлических процессов в активной зоне ядерных энергетических установок, составленных из бесчехловых сборок стержневых твэлов. В таких установках поля скоростей и температур трехмерны и в полной мере реализуются существенно анизотропные процессы переноса.

Для замыкания уравнений модели пористого тела, т. е. определения компонент тензоров переноса тепла, импульса и других субстанций, предлагается использовать $(k-\varepsilon)$ -модель турбулентности в осредненном виде.

Центральным параметром интегральной модели турбулентного переноса в структурах типа сборок стержней является среднее по представительной ячейке значение кинетического коэффициента турбулентного переноса ${}^{яч}v_t$, который определяется следующим образом:

$${}^{яч}v_t = C_V \frac{k^2}{\varepsilon}, \quad (1)$$

где k – средняя по представительной ячейке кинетическая энергия турбулентности;

ε – средняя по представительной ячейке скорость диссипации турбулентной энергии;

C_V – эмпирический коэффициент, зависящий от числа Рейнольдса и от угла обтекания потоком пучка стержней.

Множитель C_V , в отличие от локальных моделей турбулентности, не является универсальной константой, а зависит от угла обтекания потоком жидкости стержневой структуры и от числа Рейнольдса.

Получена предварительная рекомендация для определения C_V :

$$C_V = 0,0134 \cdot \text{Re}^{0,25} \cdot \cos^2 \alpha + 0,105 \cdot (1 - \cos^2 \alpha), \quad (2)$$

где Re – число Рейнольдса, α – угол обтекания потоком пучка стержней.

Для уточнения этой формулы необходимо проведение экспериментов с целью определения характеристик потока при обтекании потоком пучка стержней под разными углами.

Значимость коэффициента γv_t заключается в том, что по его величине в данной точке путем введения двух корректирующих множителей определяются компоненты тензоров переноса для всех необходимых величин. Первый множитель учитывает род переносимой субстанции (тепло, примесь, кинетическая энергия турбулентности, скорость диссипации турбулентной энергии и др.) и имеет смысл аналога турбулентного числа Прандтля для соответствующей субстанции. Вторым корректирующим множителем учитывается геометрию анизотропной структуры и направление переноса субстанции.

Развитие методик расчета на основе модели пористого тела с применением интегральной модели турбулентности сдерживается отсутствием экспериментальных данных по гидродинамике течения в ориентированных пучках стержней. В частности, актуальным остается исследование опорных деформационных течений.

Предложено два подхода к постановке эксперимента, целью которого является определение коэффициента эффективной вязкости в приближении модели пористого тела.

СЕКЦИЯ 4

ТЕПЛОНОСИТЕЛЬ, ТОПЛИВО, КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ, ПРОЧНОСТЬ, КОРРОЗИЯ

АНАЛИЗ ВЛИЯНИЯ ИЗМЕНЕНИЙ НИЖНЕЙ ОПОРНОЙ РЕШЕТКИ НА ПРОЧНОСТНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РАБОЧИХ КАССЕТ ВВЭР-440

Сотников В.Э. (МГТУ им. Н.Э. Баумана, Москва, Россия)

Конструкция топливных кассет ВВЭР-440 на протяжении всего срока эксплуатации установки подвергается изменениям, которые определяются двумя основными факторами:

- 1) требованиями, вытекающими из эксплуатации топлива (повышение надежности топлива и повышение эффективности топливоиспользования);
- 2) требованиями, вытекающими из аспектов изготовления топлива (унификация, снижение себестоимости и др.).

Поэтому для снижения трудозатрат на изготовление нижней решетки рабочих кассет ВВЭР-440 рассматриваются различные формы проливных отверстий в ней.

Цель данной работы – проведение анализа влияния изменений нижней решетки на прочностные характеристики рабочих кассет.

В программном комплексе Ansys Mechanical v.17 анализировались нижние решетки с близкой гидравлической пористостью, но с разными формами проливных отверстий: гантелеобразными, круглыми и лепестковыми.

Результаты исследований показали, что при выбранных способах изготовления прочность решетки с круглыми отверстиями выше прочности штатной решетки с гантелеобразными отверстиями на 16 %, а у решетки с лепестковыми отверстиями – ниже на 4 %, жесткость обеих решеток выше на 28 и 23 % соответственно.

Данные результаты позволяют рекомендовать решетки с круглыми и лепестковыми вариантами изготовления проливных отверстий, при этом если стоит задача удешевить конструкцию и повысить прочность, то предпочтительнее решетки с круглыми проливными отверстиями, а если повысить гидравлические характеристики (базируясь на опыте эксплуатации и обоснования ТВС реакторов ВВЭР большой мощности) – предпочтительны нижние решетки с лепестковыми проливными отверстиями.

ВЕРИФИКАЦИЯ МЕТОДИКИ ОЦЕНКИ ВЛИЯНИЯ НЕСТАЦИОНАРНЫХ ТЕРМОЦИКЛИЧЕСКИХ НАГРУЗОК НА РЕСУРСНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ОБОРУДОВАНИЯ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

*Бесчеров Д.Е., Большухин М.А., Ереев М.Н., Лебедев В.В., Марков А.С., Панов В.А.
(АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, Россия),
Рязанов Р.Р. (НГТУ им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород, Россия)*

Пульсации температуры всегда сопровождают процессы теплообмена и являются высокочастотным нагружением случайного характера, для которого реализуется механизм многоциклового термоусталости. Вследствие того что теплообменное оборудование реакторных установок (РУ) функционирует в условиях высоких температурных перепадов между теплообменивающимися средами, интенсивность термопульсаций может достигать больших значений. При длительном воздействии температурных пульсаций в конструкционном материале оборудования могут возникнуть повреждения в виде усталостных трещин или интенсифицироваться

коррозионные процессы, что в конечном итоге может привести к потере его работоспособности. Для РУ транспортного назначения, таких как РИТМ-200, характеризующихся высокими тепловыми нагрузками на оборудование из-за необходимости обеспечения повышенной мощности при минимальных габаритах и массе, проблема влияния температурных пульсаций на ресурс играет особую роль.

В АО «ОКБМ Африкантов» разработана методика, позволяющая проводить оценку влияния случайных термоциклических нагрузок на ресурсные характеристики оборудования РУ. Данная методика основана на подходе, при котором численными методами с применением суперЭВМ решается так называемая «связанная» задача: «теплогидравлика – теплопроводность – напряженно-деформированное состояние – поврежденность».

Для проведения точного трехмерного теплогидравлического расчета используются CFD-программы, которые позволяют корректно учесть весь спектр нагружающих факторов по теплогидравлике.

Для расчета напряженно-деформированного состояния и процессов теплопроводности используются FEA-программы, позволяющие получать достоверные решения линейных и нелинейных задач и адекватно исследовать процессы неизоэнтальпического, в том числе упругопластического, деформирования конструкционных материалов.

Учитывая постоянную тенденцию к повышению ресурсных характеристик оборудования и систем РУ с одновременным обеспечением высокой его надежности, актуальной является задача повышения точности расчета кинетики накопления усталостных повреждений в конструкционных материалах при воздействии температурных пульсаций. Наибольший интерес, с точки зрения практической значимости и верификации существующих методов оценки долговечности, представляют экспериментальные исследования кинетики накопления усталостных повреждений при максимально возможных градиентах температур теплоносителей, соответствующих штатным параметрам РУ. Для решения данной задачи АО «ОКБМ Африкантов» проведены экспериментальные исследования на специально сконструированном стенде для моделирования термоциклического нагружения экспериментальных моделей случайными температурными пульсациями.

С целью верификации методов оценки долговечности проведен сравнительный анализ результатов расчетов с результатами эксперимента, по итогам которого получена их хорошая корреляция.

ИЗЫСКАНИЕ И ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОГРЕССИВНОГО ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ПРОЦЕССА ИЗГОТОВЛЕНИЯ ГЛУБОКИХ ОТВЕРСТИЙ БОЛЬШОГО ДИАМЕТРА В КОРПУСНОМ ОБОРУДОВАНИИ ОТВЕТСТВЕННОГО НАЗНАЧЕНИЯ

Усманов М.З., Аверин А.С. (ПАО «ЗиО-Подольск», Подольск, Россия)

Объектом, рассматриваемым в докладе, является технология и инструмент для механической обработки глубоких отверстий большого диаметра в корпусном оборудовании на расточном обрабатывающем центре.

Перед «ЗиО-Подольск» поставлена задача изготовления в установленные сроки нового реактора силовой установки «РИТМ-200». Одной из сложнейших операций стало выполнение глубоких отверстий большого диаметра, выполняющих роль выдачи пара из корпуса реактора, из парогенераторов, интегрированных в корпус активной

зоны. Сложность обработки данных отверстий состоит в том, что диаметр отверстий равен 84 мм, а глубина – 810 мм. Таким образом, отношение глубины к диаметру составляет ~10.

Цель работы: разработка и внедрение технологии механической обработки глубоких отверстий. Для этого были решены следующие задачи:

1. Разработана математическая модель и теоретическое исследование изгибных колебаний инструмента при сверлении глубоких отверстий;
2. Разработана математическая модель и теоретическое исследование крутильных колебаний инструмента при сверлении глубоких отверстий;
3. Разработан технологический процесс с выбором оптимальной скорости резания;
4. Обеспечить геометрических параметров каналов паропроводящих отверстий;
5. Снизить цикл механической обработки каждого глубокого отверстия в корпусе реактора «РИТМ-200».

Выбранный режущий инструмент – перовое скоростное сверло с регулируемой головкой HTS фирмы KENNAMETAL.

Используя разработанные технологические приёмы, обеспечены геометрические параметры отверстий. Как результат, снижен цикл изготовления каждого отверстия до 7 часов. На основании результатов расчетов и испытаний составлены технологические рекомендации, которые внедрены в производство.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ КОМБИНИРОВАННОГО НАТРИЙ-ТАЛЛИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ БЫСТРОГО РЕАКТОРА

*Котов Я.А., Шимкевич А.Л., Алексеев П.Н.
(НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия)*

В настоящее время одной из основных проблем быстрых реакторов с легкометаллическим теплоносителем является его высокая химическая активность. Это усложняет конструкции трубопроводов, требует сложных систем пожаротушения и дополнительных обоснований.

Одним из решений этой проблемы может быть использование композитного теплоносителя, а именно натрий-таллиевого. Эвтектика натрия-таллия обладает гораздо меньшей химической активностью, не склонна к самовоспламенению на воздухе при высоких температурах, а при принудительном поджоге реакция быстро гасится. Также данный теплоноситель имеет большую температуру кипения и большую теплоемкость. Однако особенности нейтронных сечений таллия – наличие резонансов рассеяния в промежуточной области, могут повлиять на нейтронно-физические параметры активной зоны и сделать его невыгодным.

Исследованию этого влияния и посвящена данная работа. На примере модели малого быстрого реактора с металлическим топливом проведен расчет влияния замены теплоносителя на NaTl на итоговые показатели удельной загрузки, воспроизводства, пустотного коэффициента реактивности и доплеровской постоянной. Результат представлен для различных вариантов компоновки зоны и изотопного состава таллия.

ИСПЫТАНИЯ ТВС И ПРИВОДА СУЗ ШЭМ-3 НА СЕЙСМОСТОЙКОСТЬ

*Егоров Ю.В., Макаров В.В., Афанасьев А.В., Матвиенко И.В., Лисенков Е.А., Селезнев А.В.
(АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия),*

Малинин А.А., Чесноков Б.В. (ФГУП ЦНИИмаш, Королев, Россия)

В докладе представлены результаты первого этапа работ по обоснованию сейсмостойкости привода СУЗ ШЭМ-3 с ТВС для площадки с высокой сейсмичностью. Исследовано влияние основных факторов на время падения ОР СУЗ (параметры колебаний ТВС и привода, перепад давления теплоносителя, сила механического трения при перемещении ОР СУЗ, время задержки подачи сигнала АЗ относительно начала землетрясения), определено взаимное влияние факторов.

Испытания выполнены на стенде с двухосным многоточечным возбуждением сейсмических воздействий на канал регулирования реактивностью реактора и моделированием потока теплоносителя.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПОВЕДЕНИЯ ПОКРЫТИЙ В ПОТОКЕ СВИНЦОВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ДЛЯ ДОПОЛНИТЕЛЬНОЙ ЗАЩИТЫ СТАЛЬНОЙ ОБЛИЦОВКИ РЕАКТОРОВ ЕСТЕСТВЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Васильева Н.А., Карзов Г.П., Капитанов А.Д., Ованесьян К.К.

(НИЦ «Курчатовский институт» – ЦНИИ КМ «Прометей», Санкт-Петербург, Россия)

Реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем БРЕСТ представляет собой установку бассейнового типа, в которой корпус реактора конструктивно исключается. В шахте находится металлическая оболочка (лайнер), заключенная снаружи в теплоизоляционный бетон, в котором расположены системы охлаждения и подогрева. Внутри лайнера находится свинцовый теплоноситель и размещены активная зона, парогенераторы, насосы и другие ВКУ.

В проекте реактора основная идея защиты металла лайнера от коррозионного воздействия теплоносителя заключается в том, что в теплоноситель вводится регламентированное количество кислорода для образования на стали защитной оксидной пленки. Во избежание засорения фильтров, влияния неизбежного процесса термического переноса массы между горячей и холодной зоной реакторов, а также в связи с трудностью контроля расхода кислорода с учетом больших поверхностей, потребляющих его для окисления, в НИЦ «Курчатовский институт» – ЦНИИ КМ «Прометей» были начаты работы по выбору технологичного и недорогого покрытия для дополнительной защиты материала лайнера и его сварных соединений от коррозионных поражений.

На основании анализа химических и физических свойств различных покрытий для первых исследований на образцы были нанесены три вида алюминиевых покрытий, в зависимости от содержания в покрытии корунда, титановое покрытие и покрытие фехраль. Все испытания проводились в уникальной стендовой установке со свинцовым теплоносителем, имитирующей работу реактора.

Проведенные исследования позволили сделать предварительный вывод о целесообразности использования покрытия для защиты лайнера реактора и как следствие о необходимости дальнейших исследований на большей временной базе. В статье представлены данные по исследованию испытанных на базе 3000 и 5000 часов образцов с покрытиями, проанализирована кинетика взаимодействия покрытия с потоком свинцового теплоносителя, а также рассмотрены задачи дальнейших исследований на длительной временной базе.

ИССЛЕДОВАНИЕ СТРУКТУРЫ И СВОЙСТВ МАТЕРИАЛОВ, ПОЛУЧЕННЫХ МЕТОДОМ АДДИТИВНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

*Юдин А.В., Третьяков Е.В., Береговский В.В. (АО «НПО «ЦНИИТМАШ»,
Москва, Россия)*

В данной работе рассмотрено получение высокоплотных экспериментальных образцов из порошка аустенитной коррозионно-стойкой стали 316L на установке послойного наращивания методом селективного лазерного плавления (СЛП) Melt Master 3D 550, производства АО «НПО «ЦНИИТМАШ». Приведено описание и рассмотрены отличительные особенности конструкции установки. Исследованы морфометрические свойства исходного материала, показавшие, что порошок имеет округлую форму, с показателем округлости 1,5, а средний размер частиц 40 мкм. Произведена теоретическая оценка максимальной скорости сканирования, полученное значение составляет 1200 мм/с. Задан диапазон основных технологических параметров: мощность лазерного излучения 154–491 Вт, скорость сканирования 100–1000 мм/с, толщина порошкового слоя 50 мкм. В ходе экспериментов изготовлены непрерывные единичные векторы (треки), получены образцы с относительной плотностью более 97 %. При исследовании свойств образцов выявлена зависимость плотности металла от плотности энергии лазерного излучения. А также установлено влияние технологических параметров на микроструктуру и механические характеристики образцов.

Проведено изготовление экспериментальных образцов из порошков типа ХН62ВМЮТ (ЭП-708ВД) и ХН45МВТЮБР (ЭП-718), ВТ1-0 и ВТ6 по технологии селективного лазерного плавления на установке SLM 280 Н на разных технологических режимах. В работе проведены экспериментальные исследования влияния физических параметров (мощность лазера в диапазоне 125–305 Вт, скорость сканирования в диапазоне 435–1005 мм/с) селективного лазерного плавления в процессе послойного синтеза изделий с криволинейными элементами и ячеистыми структурами на размеры и плотность распределения пор, шероховатость поверхности. Установлено, что для никелевых суперсплавов (ЭП-718 и ЭП-708ВД) в зависимости от величины плотности энергии лазерного излучения в диапазоне 244–504 Дж/мм пористость образцов сложной геометрической формы, исследуемая в сечениях, перпендикулярных и параллельных направлению построения, составляет 0,58–3,18 %, а шероховатость поверхности варьируется в пределах Ra 8,6–19,3 мкм. Определено, что при увеличении плотности энергии лазерного излучения от 200 до 400 Дж/мм, пористость в сечениях образцов уменьшается от 10,0 до 0,1 % для титана и его сплава марки ВТ6. Показано, что шероховатость поверхности имеет такой же характер зависимости от плотности энергии лазерного излучения, что и пористость для различных технологических режимов. Установлено, что оптимальным технологическим режимом селективного лазерного плавления сплава типа ХН45МВТЮБР (ЭП-718) для деталей сложной геометрической формы является мощность лазерного излучения 275 Вт, скорость сканирования 605 мм/с, интервал штриховки 120 мкм, диаметр пятна лазера 80 мкм, толщина слоя порошка 50 мкм, шахматная стратегия сканирования. Оптимальный режим процесса СЛП для титана марки ВТ1-0: мощность лазерного излучения 175 Вт, скорость сканирования 500 мм/с, интервал штриховки 120 мкм, диаметр пятна лазера 80 мкм, толщина слоя порошка 50 мкм. В то время как для титанового сплава марки ВТ6 мощность лазерного излучения 225 Вт, скорость сканирования 755 мм/с, интервал штриховки 120 мкм, диаметр пятна лазера 80 мкм, толщина слоя порошка 50 мкм.

КОМПЛЕКСНЫЕ ИСПЫТАНИЯ ЭЛЕМЕНТОВ КОНСТРУКЦИИ ПАНЕЛЕЙ ПЕРВЫХ СТЕНОК И СОЕДИНИТЕЛЕЙ МОДУЛЕЙ БЛАНКЕТА ИТЭР

Чебурова А.В., Хомяков С.Э., Колганов В.Ю., Поддубный И.И., Власов Д.А., Паршутин Е.В., Лешуков А.Ю., Свириденко М.Н., Томилов С.Н., Размеров А.В. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

АО «НИКИЭТ» в соответствии с соглашениями о поставках панелей первых стенок (ППС) и соединителей модулей бланкета (СМБ) является ответственным за разработку, экспериментальное обоснование и изготовление компонентов ППС и СМБ. Одним из этапов экспериментального обоснования работоспособности являются циклические механические испытания. АО «НИКИЭТ» в 2016 г. провело механические циклические испытания следующих элементов системы крепления ППС и СМБ ИТЭР:

- цилиндрических накладок с уменьшенным радиусом контактных поверхностей и осевым нагружением;
- призматических накладок с уменьшенным радиусом контактных поверхностей и смещенным нагружением;
- резьбового стакана ППС с установленным центральным болтом.

Механические циклические испытания накладок СМБ проводились с целью экспериментального определения остаточных деформаций в накладках и нажимных пластинах (имитаторах ключей вакуумной камеры) и исследования их влияния на динамические усилия в накладках при работе реактора ИТЭР. Данные работы были проведены в рамках Соглашения о поставках СМБ.

Испытания резьбового стакана проводились с целью подтверждения работоспособности элементов системы крепления ППС и определения коэффициентов запаса по нагрузке и по количеству циклов. Также в данном испытании была продемонстрирована работоспособность резьбовых соединений, выполненных методом механической обработки. По результатам испытаний целесообразно рассматривать механическую обработку в качестве базового метода для изготовления резьбы вместо накатки. Данная работа была проведена в рамках Соглашения о поставках ППС.

В настоящей статье представлено описание конструкций элементов ППС и СМБ, условия и параметры испытаний, а также полученные результаты, подтверждающие работоспособность элементов системы крепления ППС и СМБ ИТЭР.

НОВЫЕ МЕТОДЫ ПОВЫШЕНИЯ ЭФФЕКТИВНОСТИ И ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ РАБОТ ПО ДЕЗАКТИВАЦИИ И ПЕРЕРАБОТКЕ РАО ПРИ ВЫВОДЕ ЯЭУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Шастин А.Г., Щеклеин С.Е. (УрФУ, Екатеринбург, Россия), Баум С.А. (Белоярская АЭС, Заречный, Россия), Никитин Е.А., Соколова М.С. (ООО «Реформа», Екатеринбург, Россия)

Вывод ядерных энергетических установок из эксплуатации всегда связан с необходимостью выполнения большого объема работ по демонтажу оборудования с радиоактивным загрязнением, что в свою очередь вызывает необходимость выполнения работ по дезактивации и переработке образующихся при этом жидких радиоактивных отходов. Снижение затрат на эти работы, а также снижение возможного при этом техногенного воздействия на окружающую среду являются актуальными. Это может быть достигнуто разработкой новых, более эффективных методов дезактивации и новых эффективных и надежных способов кондиционирования радиоактивных отходов.

В докладе представлены новые методы дезактивации с применением отверждаемых дезактивирующих растворов, представляющих собой водные или

водокислотные суспензии природных сорбентов, которые после их использования для дезактивации служат основой матрицы для кондиционирования радионуклидов. Более того, для кондиционирования могут быть использованы техногенные отходы других производств, которые, объединяясь с ЖРО, нейтрализуют свое вредное воздействие на окружающую среду.

В докладе также предлагаются способы использования этих методов при выполнении работ по выводу из эксплуатации энергоблоков с реакторами РБМК-1000.

ОПТИМИЗАЦИЯ ПАРАМЕТРОВ СИСТЕМ СЕЙСМОИЗОЛЯЦИИ ПО КРИТЕРИЮ ИНТЕНСИВНОСТИ НАГРУЗОК НА ОБОРУДОВАНИЕ

Безбородов Р.С. (Санкт-Петербургский филиал АО «ФЦНИВТ «СНПО «ЭЛЕРОН» – «ВНИПИЭТ», Санкт-Петербург, Россия)

При проектировании сейсмостойкость сооружений традиционно обеспечивается путем увеличения несущей способности конструкции, но такое решение не всегда является оптимальным. В настоящее время сложилось направление сейсмостойкого строительства, предполагающее устройство сейсмоизоляции, направленной на снижение инерционных нагрузок за счет регулирования процесса колебания сооружения при сейсмическом воздействии.

При этом, как и в любом другом случае, при вычислении нагрузок на оборудование выполняют динамический расчет здания на исходные акселерограммы с последующим вычислением поэтажных акселерограмм (ПА) на интересующих отметках. Затем, по полученным ПА строятся поэтажные спектры (ПС) отклика, которые представляют собой реакцию линейного неконсервативного осциллятора на воздействие ПА. В дальнейшем по полученным ПС можно выполнить необходимые расчеты оборудования.

Так как динамический расчет здания является сравнительно трудоемкой задачей, то для предварительной оценки эффективности различных вариантов сейсмоизоляции с точки зрения сейсмостойкости оборудования представляется целесообразным получить функциональные зависимости между параметрами сооружения и величиной ожидаемого отклика установленного в этом здании оборудования на основании теории планирования эксперимента.

В качестве класса исследуемых зданий в данном докладе рассматриваются одноэтажные и двухэтажные железобетонные здания со стеновой конструктивной схемой и различными вариантами сейсмоизоляции.

ОРГАНИЗАЦИЯ ВОДНО-ХИМИЧЕСКИХ РЕЖИМОВ ЯЭУ В УСЛОВИЯХ ПЕТЛЕВЫХ УСТАНОВОК РЕАКТОРА МИР

*Ижutow А.Л., Владимирова О.Н., Свистунов В.А., Двойнишникова С.А.,
Васильев В.И., Демидовская Е.О. (АО «ГНЦ НИИАР», Дмитровград, Россия)*

На исследовательском реакторе МИР в условиях петлевых установок (ПУ) проводятся реакторные испытания различных топливных и конструкционных материалов в обоснование их ресурсной надежности при последующей эксплуатации в промышленных легководных ЯЭУ. Реализуются ресурсные испытания, скачкообразные изменения мощности, осуществляется имитация различных аварийных ситуаций. Одним из важнейших вопросов представительности данных исследований является организация соответствующих типов водно-химических режимов (ВХР).

Изначально в первых контурах ПУ был реализован только аммиачный ВХР. Впоследствии, с расширением тематики исследований по отечественным реакторам типа ВВЭР, на реакторе МИР был реализован аммиачно-калиевый с дозированием борной кислоты ВХР данных промышленных установок. В последние годы в связи с необходимостью обоснования конкурентоспособности отечественной продукции на зарубежном рынке появилась необходимость организации в ПУ реактора МИР борно-литиевого с дозированием газообразного водорода водно-химического режима, реализуемого в реакторах PWR западного типа.

Имитация данного типа ВХР потребовала проведения комплекса мероприятий по модернизации системы ввода координирующих реагентов в теплоноситель первого контура ПУ. Применение на зарубежных ЯЭУ для подавления радиолитического распада воды прямого инжектирования газообразного водорода инициировало к разработке аналогичного узла дозирования на ПУ реактора МИР, на стадии монтажа находится система непрерывного дозирования микрокомпонентов.

Представительность проводимых облучательных экспериментов определяется в том числе обеспечением соответствующего аналитического контроля параметров водного теплоносителя. Для этого методическая база постоянно совершенствуется. Наряду с традиционными методиками контроля ВХР первых контуров ПУ (кондуктометрия, потенциометрия, газовая хроматография, фотометрия, в том числе пламенная) применяются и современные методы: ионная хроматография, атомно-абсорбционная спектрометрия, высокопараметрические поточные датчики.

В докладе дан обзор ранее выполненных работ по поддержанию экспериментальных ВХР и приведены результаты технической модернизации систем дозирования и методик контроля режимобразующих реагентов в ПУ реактора МИР.

ОЦЕНКА ВЗРЫВОПОЖАРОБЕЗОПАСНОСТИ СОРБЕНТА ТОКЕМ-200, ПРИМЕНЯЕМОГО НА РАДИОХИМИЧЕСКОМ ПРОИЗВОДСТВЕ

Татарникова Ю.М. (ОТИ НИЯУ МИФИ, Озёрск, Россия)

Безаварийная и безопасная работа любого химического производства зависит от ряда факторов: физико-химических свойств используемых продуктов, параметров технологических процессов, конструкции и надежности оборудования и КИП. Оценка взрывоопасности химических производств и отдельных операций должна основываться на соответствующих характеристиках ВПБ применяемых химических веществ и их смесей.

Изучаемый в работе сорбент, согласно ГОСТ, относится к твердым материалам. Основным показателем пожаровзрывобезопасности для них является способность к экзотермическому разложению и условия возникновения химической экзотермической реакции. Сорбенты относят к потенциально пожаровзрывоопасным материалам.

Для установления пределов безопасного использования материала в радиохимическом производстве (РХП) используют экспериментально определенные значения показателей пожаровзрывоопасности. Их применение в качестве пределов безопасности эксплуатации требует своего обоснования, что обусловлено следующими обстоятельствами: различие состава реальных технологических сред химико-технологических процессов РХП и состава образцов, используемых для определения значений показателей пожаровзрывоопасности, различие условий осуществления химико-технологических процессов РХП и условий определения значений показателей пожаровзрывоопасности.

В данной работе исследуются образцы, которые не содержат радионуклиды и не подвергаются облучению, в то время как влияние радионуклидов на изменение значений показателей ВПБ веществ весьма существенно и им нельзя пренебречь. Вследствие процесса радиолиза жидкой фазы могут образовываться химически активные частицы, радикалы, накапливаясь выделяются взрывоопасные газы.

Экспериментальная оценка термической стабильности может быть проведена методами термического анализа.

Исследования образцов сорбента были проведены на двух установках. Совмещенный термоанализатор SDT Q 600 и синхронный термоанализатор NETZSCH STA 449 F3 Jupiter.

Образцы катионита ТОКЕМ-200: сухой образец, набухший образец в азотнокислом растворе, $pH = 5,5$. Набухший образец в азотнокислом растворе ($C_{HNO_3} \approx 2,0$ моль/дм³, десорбирующий). По результатам измерений трех образцов получили результаты в виде ТГ и ДСК-кривых. Из полученных термограмм следует, что образцы подвергаются дегидратации разной интенсивности на протяжении всего эксперимента, кроме того на выпаривание накладываются процессы кипения и разложения азотной кислоты (для набухших образцов). Разрушение матрицы ионита начинается при температуре свыше 270 °С. Установили, что нельзя допускать осушения ионита и нагрева его выше температуры в 120 °С, так как при повышении температуры будет происходить процесс саморазогрева и инициирование нежелательных реакций, которые приводят к разрушению структуры ионита.

Была проведена часть исследований, направленных на обеспечение пожаровзрывобезопасности, действующего на производстве, технологического процесса. При помощи термогравиметрического анализа, осуществленного на современных приборах, были определены параметры, необходимые для конструкционного расчета и безопасной эксплуатации сорбционной колонны.

ОЦЕНКА СВАРИВАЕМОСТИ СТАЛИ ЭП823-Ш

Романов Е.С. (ПАО «НЗХК», Новосибирск, Россия)

В 2013 году на ПАО «НЗХК» были начаты работы в части разработки технологии изготовления тепловыделяющих сборок (ТВС), блоков защиты и отражателей для РУ БРЕСТ-ОД-300 на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем.

В качестве конструкционного материала для изготовления комплектующих ТВС главным конструктором АО «НИКИЭТ» была назначена жаропрочная хромистая нержавеющая сталь ферритно-мартенситного класса 16X12МВСФБР-Ш (ЭП823-Ш). Данная сталь относится к группе ограниченно-свариваемых, которая при сварке склонна к образованию дефектов (трещин). Образование трещин в стали ЭП823-Ш связано с низкой критической скоростью закалки стали при охлаждении на воздухе. Для исключения получения трещин технология выполнения сварных соединений (СС) из стали ЭП823-Ш должна включать в себя предварительный подогрев свариваемых деталей и последующую термообработку (ТО), которая позволяет снизить уровень остаточных напряжений, приводящих к образованию трещин. Также при ТО выравнивается твердость и прочность шва и зоны термического влияния до уровня, близкого к основному материалу.

По имеющейся информации на момент начала 2013 г., каких-либо законченных исследовательских работ по оценке свариваемости толстостенных деталей стали ЭП823-Ш не было, лишь в ГНЦ ФЭИ проводился ряд работ по оценке свариваемости стали ЭП823-Ш малых толщин (трубок с толщиной стенки до 1 мм) способами

электронно-лучевой сварки (ЭЛС) и ручной аргонодуговой сварки (РАДС) с применением присадочного материала (механически нарезанной «лапши» из стали ЭП823-Ш). В августе 2013 г. в ОАО «НИКИЭТ» были проведены работы по исследованию свариваемости стали ЭП823-Ш способом лазерной сварки и РАДС с присадочной проволокой марки Св-08Х19Н10Г2Б. В ноябре 2015 г. ФГАУ «Научно-учебный центр «Сварка и контроль» при МГТУ им. Н.Э. Баумана» провело ряд работ по НИОКР: «Исследование фазовых превращений в стали ЭП823-Ш при сварке и ТО сварных соединений», с применением следующих способов сварки: ЭЛС, РАДС и контактно-точечной сварки. Также в январе 2017 г. в АО «НИКИЭТ» были проведены работы по отработке технологии ремонта дефектов СС РУ БРЕСТ-ОД-300 из стали ЭП823-Ш с применением РАДС (с присадкой из стали ЭП823-Ш и без присадки) и ЭЛС с применением ТО и последующим проведением рентгенографических и металлографических исследований.

В ПАО «НЗХК» лабораторией сварки были проведены опытно-исследовательские работы по оценке свариваемости стали ЭП823-Ш (с толщиной свариваемых изделий по месту сварки до 5 мм) РАДС и ЭЛС с применением предварительного подогрева и последующей ТО. С последующими исследованиями полученных СС следующими способами: неразрушающим (внешним осмотром, цветная дефектоскопия) и разрушающими (механические испытания на разрыв, структурными исследованиями микроструктуры зон СС, оценка объемной сплошности, определение глубины проплавления, определение микротвердости зон СС).

По результатам работ определена свариваемость стали ЭП823-Ш. Отработанная технология РАДС и ЭЛС позволяет получать СС с качеством, соответствующим требованиям КД и ОСТ 95 503-2016. Остается нерешенным вопрос по коррозионной стойкости СС в свинце при принятой температуре и высоком облучении нейтронами, выполненных ЭЛС и РАДС, в связи с отсутствием проведенных дореакторных испытаний, т.е. обоснование эксплуатационной надежности стали ЭП823-Ш.

ПОВЫШЕНИЕ СЛУЖЕБНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК МЕТАЛЛА МОНТАЖНЫХ СВАРНЫХ СОЕДИНЕНИЙ БЛОКОВ КОРПУСОВ ТРАНСПОРТНЫХ АЭУ

Тимофеев М.Н. (НИЦ «Курчатовский институт» – ЦНИИ КМ «Прометей», Санкт-Петербург, Россия)

При изготовлении транспортных атомных энергетических установок (АЭУ), таких как блоки корпусов ледоколов, из теплоустойчивых сталей типа 15Х2МФА, существует необходимость выполнения сварки сборочных единиц оборудования в условиях отсутствия возможности проведения послесварочной термической обработки.

Для предупреждения образования закалочных структур в зоне термического влияния (ЗТВ) монтажного сварного шва на свариваемые кромки предварительно выполняются «силовые» малоуглеродистые наплавки, после чего проводится высокий отпуск сборочных единиц с наплавками. Таким образом, ЗТВ монтажного сварного шва располагается в «силовой» наплавке, не склонной к образованию закалочных структур.

При автоматическом способе наплавки применяется сварочная проволока марки Св-06АА в сочетании с плавным флюсом АН-42М. Многолетняя статистика применения данных материалов свидетельствует о нестабильных прочностных свойствах металла «силовой» наплавки после высокого отпуска.

Целью работы являлось исследование влияния легирующих элементов на прочностные свойства, твердость, ударную вязкость и структуру металла «силовых» малоуглеродистых наплавки и монтажных швов.

Исследованы образцы наплавленного металла, выполненного кремнемарганцовистой сварочной проволокой, имеющей различный химический состав. Содержание кремния варьировалось от 0,07 до 0,57 %, марганца от 0,7 до 1,9 %. Также исследовано влияние добавки до 1 % никеля и до 0,3 % молибдена. В качестве сварочного флюса использован агломерированный флюс 48АФ-71.

Установлено, что требуемый уровень прочностных характеристик обеспечивает металл, имеющий ~ 0,4 % кремния и ~ 1,4 % марганца. При таком содержании химических элементов твердость наплавленного металла соответствует твердости металла, выполненного штатными сварочными материалами, что гарантирует отсутствие закалочных структур в ЗТВ монтажного сварного шва. Структура представлена полигональным ферритом.

Дальнейшее повышение содержания кремния и марганца приводит к повышению прочностных свойств и твердости по твердорастворному механизму упрочнения.

Добавка 1 % никеля существенно повышает ударную вязкость в исходном после сварки состоянии за счет увеличения доли игольчатого феррита. Однако в процессе высокого отпуска происходит преобразование игольчатого феррита в полигональный, что приводит к снижению ударной вязкости.

Легирование наплавленного металла молибденом в количестве 0,3 % способствует формированию сегрегаций МАК-фазы на границах игольчатого и зернограничного полигонального феррита, что приводит к снижению пластичности и ударной вязкости.

Таким образом, выбрано сочетание материалов для автоматической сварки под флюсом, гарантированно обеспечивающее повышение служебных характеристик металла монтажных сварных соединений до уровня требований конструкторской документации.

ПРИМЕНЕНИЕ КВАЗИСТАТИЧЕСКОГО ПОДХОДА ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ ВИБРОПРОЧНОСТИ ТРУБОПРОВОДОВ АС

Горюнов О.В. (ОАО «НПО ЦКТИ», Санкт-Петербург, Россия)

В соответствии с НП-096-15 управление ресурсом оборудования и трубопроводов на стадиях проектирования, эксплуатации и вывода из эксплуатации должно основываться на оценке технического состояния и остаточного ресурса, выявлении доминирующих (определяющих) механизмов старения, деградации и повреждений оборудования и трубопроводов атомных станций (АС), постоянном совершенствовании мониторинга процессов старения, деградации и повреждений оборудования и трубопроводов АС. Из-за сложной пространственной конфигурации, различного функционального назначения трубопроводных систем АС, сложностей верификации гидродинамического расчета, а также специфики гидроупругого взаимодействия потока и трубопровода выбор расчетных методов оценки динамического напряженно-деформированного состояния может быть сделан только на основе результатов экспериментальных измерений параметров вибрации трубопроводов (виброускорение, виброскорость и виброперемещение). Вибрация трубопроводов с точки зрения ресурса относится к многоцикловой усталости, особенности которой требуют использования консервативных подходов. Во многих случаях ответный спектр мощности системы при широкополосном возбуждении имеет относительно низкие СКЗ на собственных частотах, что значительно снижает погрешность результатов и является критерием применения квазистатического подхода. Преимущество квазистатического расчета – его относительная простота, что весьма полезно на ранних этапах вариантного проектирования с целью выбора

наиболее удачного технического решения. Прикладываемые нагрузки при решении уравнения упругости, ввиду их сложности, всегда являются приближенными, что отражается на результатах, получаемых при решении уравнения упругости.

На примере численного эксперимента показано применение квазистатического подхода, дающего удовлетворительные результаты. Обоснованное применение квазистатического подхода основано на анализе спектра мощности виброперемещений трубопровода в различных точках измерения и может эффективно применяться для оценки вибронпряженного состояния, трещиностойкости и обоснования вибропрочности трубопроводов АС.

ПРОБЛЕМЫ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ КОНТАКТНЫХ ПАР ТРЕНИЯ В ТЖМТ

*Карбышев А.А., Безносков А.В., Бокова Т.А., Шумилков А.И.
(НГТУ им. Р.Е. Алексеева, Нижний Новгород, Россия)*

Одно из приоритетных и малоизученных направлений трибологии – наука о контактном взаимодействии твердых тел – трибология в элементах ядерных энергетических установок с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем (ТЖМТ). Решение проблем данного направления позволит увеличить ресурсоспособность и надежность механизмов с контактными парами трения в элементах ядерной энергетической установки.

Основные объекты трибологии: главные циркуляционные насосы, элементы системы управления и защиты, стержни с нейтронопоглощающим веществом, находящимся в стальных оболочках, элементы системы перегрузки ядерного топлива, трубная система парогенераторов, поверхности тепловыделяющих элементов и др. Поверхности конструкционных материалов контура, контактирующие с поверхностью движущегося потока высокотемпературного жидкого металла также можно рассматривать как объект трибологии.

Для изучения влияния пристенного слоя «сталь – ТЖМТ» и образующегося оксидного покрытия на стали на триботехнические характеристики рабочих поверхностей контактных пар трения (коэффициента трения и др.), при варьируемых параметрах высокотемпературного расплава свинца и эвтектики свинец–висмут, в НГТУ им. Р.Е. Алексеева выполняется комплекс расчетно-теоретических и экспериментальных исследований. Образовавшиеся оксидные покрытия и пристенный слой предохраняют контактные поверхности сталей и чугунов от схватывания, связанного с ним глубинного вырывания и других негативных эффектов. Они являются важным фактором эксплуатации контактных поверхностей в реакторных условиях. Частицы оксидов теплоносителя, соединений компонентов сталей, пузырьки паров, газов и др., находящиеся в пристенных слоях поверхностей трения, пропитанные теплоносителем, оказывают эффект, аналогичный эффекту смазочного материала.

Основная цель экспериментальных исследований, представленных в докладе, – увеличение ресурса механизмов с контактными парами трения, работающих в расплаве высокотемпературного свинцового теплоносителя в условиях, приближенных к условиям работы реакторной установки с ТЖМТ, и определение трибологических характеристик для обоснования проектных решений.

Для определения трибологических характеристик контактных пар трения в НГТУ был создан высокотемпературный экспериментальный стенд ТР-2012 НГТУ.

Полученные экспериментальные данные показывают:

– наличие сформированных оксидных покрытий на поверхностях контактной пары подшипников (вал–втулка) приводит к незначительному износу поверхности;

– значительный износ зубьев зубчатого колеса шестеренного насоса показывает, что оксидные покрытия не эффективны для защиты контактных пар зубчатого зацепления, и требует альтернативных способов защиты поверхностей контакта.

В результате исследований получен большой массив экспериментальных данных трибологических характеристик контактных пар трения, показано положительное влияние оксидных покрытий, сформированных на поверхностях контакта, работающих в расплаве высокотемпературного свинца для контактных пар трения при возвратно-поступательном (палец–пластина) и вращательном (вал–втулка) перемещении контактной пары трения. Исследованы процессы трения в условиях, приближенных к натурным условиям работы РУ.

РАЗВИТИЕ МЕТОДИК ДЛЯ ОЦЕНКИ СОСТОЯНИЯ НЕГЕРМЕТИЧНЫХ ТВЭЛОВ НА АЭС ПО АКТИВНОСТИ ИНЕРТНЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ГАЗОВ

*Калиничев П.М., Евдокимов И.А., Лиханский В.В., Афанасьева Е.Ю.
(АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», Троицк, Москва, Россия)*

При эксплуатации ядерного топлива на АЭС возможна разгерметизация оболочек твэлов. Это может приводить к значительным финансовым потерям. Для снижения негативных последствий эксплуатации энергоблоков, в активной зоне которых находятся негерметичные твэлы, важно своевременно идентифицировать факты разгерметизации и оценивать параметры негерметичного топлива. С этой целью проводится контроль герметичности оболочек (КГО) твэлов во время работы реактора. При этом по активности реперных радионуклидов в теплоносителе оценивается выгорание топлива, количество и степень дефектности негерметичных твэлов.

Для повышения информативности КГО на работающем реакторе в России (на энергоблоках ВВЭР) и за рубежом (на реакторах PWR) используются данные измерения активностей инертных радиоактивных газов (ИРГ). Обработка данных по ИРГ дает следующие дополнительные возможности:

1. Данные измерения активности ИРГ позволяют более надежно идентифицировать факт разгерметизации в случае образования малого дефекта в оболочке твэла. Известно, что в таких случаях выход йода из негерметичного твэла может быть незначительным по сравнению с фоновым уровнем активности. При этом активность Xe^{133} может заметно увеличиваться.

2. По отношению активностей ИРГ во время стационарной работы реактора можно оценить выгорание дефектных твэлов. Альтернативная методика оценки выгорания по соотношению активностей Cs^{134} и Cs^{137} не может быть использована до регистрации спайк-эффекта в переходном режиме реакторной установки.

3. По отношению активностей Xe^{133} и I^{133} можно оценить степень деградации оболочки твэла после разгерметизации (образовался ли крупный вторичный дефект в оболочке).

Абсолютные значения и отношения активностей ИРГ зависят от скорости очистки теплоносителя от растворенных газов. Очистка осуществляется, главным образом, в системе продувки-подпитки первого контура. При неизвестном параметре очистки использование указанных выше методик по ИРГ может приводить к заметным неопределенностям при КГО на работающем реакторе.

Измерение параметров очистки газов на АЭС не предусмотрено действующим регламентом эксплуатации ВВЭР. Тем не менее параметры очистки могут быть определены по данным измерения активности ИРГ для кампаний, во время которых не было разгерметизации твэлов.

В работе рассмотрены способы определения параметров очистки ИРГ по имеющимся данным АЭС. Проведены оценки для нескольких реальных кампаний на энергоблоках ВВЭР. Обсуждаются вопросы повышения информативности КГО на работающем реакторе за счет привлечения данных по активностям газовых продуктов деления.

РАЗРАБОТКА, ПРОМЫШЛЕННОЕ ВНЕДРЕНИЕ И РАЗВИТИЕ ТЕХНОЛОГИИ ПОЛУЧЕНИЯ ГАФНИЯ И ПРОДУКЦИИ НА ЕГО ОСНОВЕ ИЗ ГИДРОМЕТАЛЛУРГИЧЕСКИХ ОТХОДОВ

*Штуца М.Г., Бутя Е.Л., Погудин С.Е., Зиганшин А.Г., Копарулина Е.С., Кучин В.В.
(АО ЧМЗ, Глазов, Россия)*

На сегодняшний день в АО ЧМЗ функционирует кремнефторидная схема переработки циркония, включающая полный цикл переработки исходного концентрата до металлических циркония, гафния и изготовления изделий из них.

В основу схемы заложен процесс очистки фторцирконата калия (ФЦК) от гафния методом противоточной перекристаллизации.

Ранее, в период разработки и внедрения кремнефторидной схемы, гафний содержащийся в побочных продуктах процесса направлялся во временное хранилище отходов.

В настоящее время в АО ЧМЗ, разработана и внедрена схема получения гафния из отходов переработки цирконийсодержащего сырья. Существующая схема включает в себя следующие основные операции:

- вскрытие цирконового концентрата фторидами;
- фракционная кристаллизация фторидов;
- экстракционное разделение и извлечение циркония и гафния из азотнокислых сред трибутилфосфатом;
- получение кристаллов фторгафната калия (ФГК);
- получение порошка гафния электролизом расплавленных солей;
- выплавка слитков металлического гафния;
- получение изделий из гафния.

Основная очистка гафния от циркония и примесей осуществляется в едином экстракционном цикле с использованием каскада центробежных экстракторов. Полученный в результате экстракционной очистки особо чистый рафинат гафния с содержанием основного вещества более 99,5 %, масс. используют для получения ФГК.

Разработанная и внедренная схема позволила наладить выпуск гафниевых продуктов и изделий из гидратных отходов кремнефторидной схемы: гидроксид гафния, йодидный гафний, металлический гафний (в виде заготовок, таблеток, дисков, брикетов, слитков и пластин).

В АО ЧМЗ ведется поиск новых направлений развития существующего производства гафния. Одним из направлений выбрано производство высокотемпературной керамики. В рамках направления разработана технология получения диоксида гафния, в том числе стабилизированного иттрием. В завершающей стадии работы по получению карбида гафния. В опытно-промышленных условиях получены образцы карбида гафния. Прорабатывается возможность по получению диборида гафния, а также высокотемпературной керамики на основе карбидов и боридов гафния.

РАЗРАБОТКА КОНСТРУКЦИИ И ДИФФУЗИОННАЯ СВАРКА СОЕДИНЕНИЙ СТАЛЬ – ЦИРКОНИЙ ИЗДЕЛИЯ «ХВОСТОВИК» ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ПОЛЗУЧЕСТИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ

*Черепнин Ю.С., Семенов А.Н., Уваров А.А. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)
Журко Д.А., Скундин М.А., Мисько В.Н. (НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия)*

В настоящее время компания АО «ТВЭЛ» ведет работы, конечной целью которых является создание верифицированного расчетного средства для прогнозирования поведения отработавших в реакторах твэлов ВВЭР-1000. Одной из задач является проведение послереакторных исследований в горячих камерах материалов оболочек твэлов, направленных на установление температурной зависимости скорости ползучести в диапазоне ~ 350–420 °С. Эксперименты проводятся на цилиндрических укороченных образцах, изготовленных из твэльных труб на основе сплава Э110, с рабочей длиной 10 см.

Для проведения испытаний образцы из твэльных труб соединяются с биметаллическими изделиями «хвостовик», представляющими собой стальную цилиндрическую деталь, к которой приварен циркониевый наконечник.

Соединение стали с циркониевым сплавом методами сварки плавлением приводит к образованию в сварном шве сплошной эвтектики, обладающей крайне высокой твердостью и хрупкостью. Поэтому оптимальным решением при изготовлении хвостовиков является применение разработанного в АО «НИКИЭТ» метода сварки в твердой фазе – диффузионной сварки в вакууме.

В силу нестандартных требований к геометрии деталей и условий эксплуатации изделий АО «НИКИЭТ» разработал специальную конструкцию изделия «хвостовик».

В АО «НИКИЭТ» отработана технология и режимы диффузионной сварки и изготовлена партия изделий «хвостовик». Сварку проводили в вакуумной камере установки диффузионной сварки. Сварную заготовку нагревали индукционным способом в вакууме, не доводя до расплавления, с последующей объемной совместной пластической деформацией свариваемых деталей. Затем проводили выдержку при температуре сварки для протекания диффузионных процессов, в ходе которых формировалась переходная зона между сталью и цирконием.

Полученные изделия прошли рентгенографический и металлографический контроль, испытания на герметичность. Результаты положительные. Конструкцию хвостовика испытали на временное сопротивление при температуре 420 °С. Максимальная нагрузка составила 970 кг, что выше, чем требуется по условиям эксплуатации изделия.

Данная работа выполнялась при финансовой поддержке АО «ТВЭЛ».

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ И ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА В ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ СБОРКАХ РЕАКТОРА ВК-50 С РАСШИРЕННОЙ АКТИВНОЙ ЗОНОЙ

*Синявина Е.В., Святкина Н.А., Садулин В.П., Бреусова Е.Г.
(АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград, Россия)*

Реактор ВК-50 – корпусной водо-водяной кипящий реактор с естественной циркуляцией теплоносителя. Для повышения надежности работы установки ВК-50 и улучшения эксплуатационных характеристик реактора проведена большая работа по модернизации активной зоны: реализован переход с малой (пятирядной) на расширенную (шестирядную) активную зону реактора, увеличен срок эксплуатации топливных сборок до 6 лет за счет их дожигания в дополнительном шестом ряду.

Расчетные обоснования по безопасности загрузки расширенной активной зоны и обеспечения безопасной и эффективной работы установки с загрузкой шестого ряда подтверждены экспериментальными исследованиями. Проведенный анализ расчетно-экспериментальных данных, полученных при эксплуатации РУ ВК-50 с расширенной активной зоной в период 2010–2016 гг., показал, что при сохранении базовых свойств безопасности и самозащищенности, модернизированная (шестирядная) зона обладает важными преимуществами по сравнению с пятирядной зоной:

- снижаются максимальные нагрузки на ТВЭЛы и максимальная мощность ТВС;
- повышается нейтронно-физическая устойчивость;
- увеличивается глубина выгорания топлива за счет более длительного времени его облучения;
- сокращается количество загружаемых «свежих» ТВС.

К настоящему времени накоплен достаточный опыт эксплуатации РУ ВК-50 с 18 дополнительными ТВС, пополнена база экспериментальных данных, анализ которых позволяет сделать следующие выводы:

- полученные опытные данные подтверждают корректность расчетного прогноза характеристик расширенной зоны, выполненного на стадии ее проектирования, и позволяют продолжить эксплуатацию реактора ВК-50 с расширенной активной зоной;
- отработана схема загрузки топлива для шестирядной активной зоны, удовлетворяющая требованиям ядерной безопасности;
- к окончанию 6-летнего срока эксплуатации ТВС средняя глубина выгорания топлива в них достигает 28 МВт·сут/кгU, при этом максимум локального выгорания находится в ее нижней части и может достигать значений до 40 МВт·сут/кгU;
- наибольший вклад в энерговыработку установки вносят те загружаемые в шестой ряд ТВС, средняя глубина выгорания топлива в которых на начало кампании ≤ 24 МВт·сут/кгU;
- созданная база расчетных и экспериментальных данных может быть использована для верификации программных кодов.

За годы эксплуатации РУ ВК-50 выполнен большой объем расчетных и экспериментальных исследований. Установка имеет все возможности и внутренние ресурсы для дальнейших наукоемких разработок и уникальных инженерных и экспериментальных решений.

Высокий уровень радиационной и ядерной безопасности, а также выгодные экономические показатели, отличающие реакторы данного типа, позволяют рассматривать их как полноценных участников рынка ядерных технологий.

РЕЛАКСАЦИИ КОНТАКТНЫХ УСИЛИЙ В ПАРЕ «ЯЧЕЙКА ДИСТАНЦИОНИРУЮЩЕЙ РЕШЕТКИ – ОБОЛОЧКА ТВЭЛА» В ЗАВИСИМОСТИ ОТ ГЕОМЕТРИИ И МАТЕРИАЛА ЯЧЕЙКИ ТВС ВВЭР-1000

Ковалева В.А., Сатин А.А. (МГТУ им. Н.Э. Баумана, Москва, Россия)

В настоящее время наиболее востребованными реакторами, которые строятся Российской Федерацией, являются реакторы ВВЭР. При этом идет постоянная модернизация реактора, в частности, от проекта к проекту меняется активная зона, конструкция поглощающих элементов, тепловыделяющих сборок (ТВС). Уход от

чехлового, а потом и бесчехлового стального каркаса к циркониевой бесчехловой конструкции имел ряд преимуществ: повышение мощности и увеличение времени эксплуатации. Однако такое решение привело к проблеме искривления ТВС, что опасно застреванием в них органов регулирования системы управления и защиты, изменению водо-уранового отношения в сборке. Решение было найдено в повышении жесткости каркаса за счет введения уголков или приварки дистанционирующих решеток к направляющим каналам. Было достигнуто существенное повышение жесткости. Но одним из ключевых факторов, определяющих термомеханическое поведение ТВС в ходе эксплуатации, остаются условия взаимодействия твэлов с дистанционирующими решетками. Большие контактные силы в парах «оболочка твэла – ячейка дистанционирующей решетки», с одной стороны, повышают жесткость ТВС, но одновременно с этим приводят к появлению больших напряжений в элементах ТВС, вызванных несогласованным удлинением твэлов и направляющих каналов в ходе эксплуатации. Малые контактные силы в парах «твэл – ячейка дистанционирующей решетки» уменьшают напряжения в элементах ТВС, однако могут привести к сильному искривлению ТВС, появлению фреттинг-коррозии оболочек твэлов и ячеек дистанционирующей решетки. В ходе эксплуатации вследствие ползучести и радиационного роста конструкционных материалов (изменение внешнего диаметра оболочки твэла и внутреннего диаметра вписанной окружности в ячейках дистанционирующей решетки) происходит изменение упругих натягов в парах «оболочка твэла – ячейка дистанционирующей решетки», что приводит к изменению условия взаимодействия твэлов с дистанционирующей решеткой и, как следствие, к напряженно-деформированному состоянию ТВС.

В настоящей работе с использованием программного комплекса ANSYS APDL v 17.0 анализировалось влияние на начальные контактные силы, а также на время их сохранения следующих факторов:

- величины начального натяга (40, 60 и 80 мкм);
- материала ячейки (циркониевые сплавы Э110, Э125 и Э635);
- длины пуклевки (4, 6 и 8 мм).

В результате исследования было получено, что:

- увеличение начального натяга приводит к увеличению времени упругого взаимодействия в паре «оболочка твэла – ячейка дистанционирующей решетки»;
- переход на сплав с более низкой скоростью радиационной ползучести (в исследовании сплав Э635) приводит к существенному увеличению времени упругого взаимодействия в паре «оболочка твэла – ячейка дистанционирующей решетки»;
- влияние длины пуклевки на время упругого взаимодействия в паре «оболочка твэла – ячейка дистанционирующей решетки» незначительно.

СИНТЕЗ ИЗНОСОСТОЙКИХ И КОРРОЗИОННО-СТОЙКИХ КЕРАМИЧЕСКИХ ПОКРЫТИЙ ДЛЯ АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

*Марков М.А., Красиков А.В., Геращенко Д.А., Макаров А.М., Быкова А.Д.
(НИЦ «Курчатовский институт» – ЦНИИ КМ «Прометей», Санкт-Петербург, Россия),
Орданьян С.С. (СПбГТИ (ТУ), Санкт-Петербург, Россия)*

Предложен подход к созданию новых керамических покрытий на основе Al_2O_3 на стальных деталях, в соответствии с которым «холодным» газодинамическим напылением (ХГДН) сначала формируется алюминиевое покрытие заданной толщины,

содержащее в своем составе керамические наночастицы Al_2O_3 . Затем полученное покрытие подвергается микродуговому оксидированию (МДО), в результате чего образуется износостойкое керамическое покрытие, обеспечивающее защиту от коррозии в высокотемпературной среде жидкого свинца.

Покрyтия, полученные комбинацией ХГДН с МДО, можно условно разделить на несколько слоев:

- основной слой, обладающий высокой твердостью, плотностью и износостойкостью;
- слой ХГДН, упрочненный наноразмерным корундом;
- металлическая основа.

Основные характеристики синтезированного износостойкого покрытия

Общая толщина покрытия, мкм	80
Толщина МДО-покрытия, мкм	50
Микротвердость МДО-слоя, ГПа	20
Адгезионная прочность к подложке, МПа	60
Открытая пористость, %	3
Скорость коррозии, мм/год	0,007

Испытания покрытий на износостойкость по «жесткой» схеме «стальное кольцо (марка Ст45) с покрытием – стальное кольцо (марка Ст45)» сопровождаются износом контртела.

Формирование МДО-слоя приводит к сохранению целостности покрытия после испытаний в потоке жидкого свинца при $t = 450\text{ }^{\circ}\text{C}$ (продолжительность испытаний 3000 часов). Наблюдается проникновение жидкого свинца через сквозные поры керамики, скопления свинца задерживаются в армированном нанокорундом алюминиевом слое с низкой пористостью и не проходят вглубь покрытия. Данный факт позволяет говорить о перспективе использования таких покрытий на более дешевых сталях с низкой устойчивостью к коррозии.

СПОСОБЫ ВВОДА РАСТВОРЕННОГО КИСЛОРОДА В СВИНЦОВЫЙ ТЕПЛОНОСИТЕЛЬ

Легких А.Ю., Асхадуллин Р.Ш. (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, Россия)

Одной из особенностей свинцового теплоносителя является его коррозионно-эрозионное воздействие на конструкционные стали. Обеспечение длительной работоспособности конструкционных сталей первого контура и оборудования, находящихся в контакте со свинцовым теплоносителем, возможно только при условии наличия на поверхностях сталей защитных (пассивационных) покрытий. В настоящее время выбрана и экспериментально обоснована технология пассивации поверхностей конструкционных сталей, заключающаяся в формировании и обеспечении целостности в процессе эксплуатации оксидных защитных пленок на поверхностях сталей путем поддержания заданного кислородного потенциала свинцового теплоносителя.

Для реализации выбранной технологии обеспечения коррозионной стойкости сталей необходимо обеспечить регулярную подпитку теплоносителя растворенным кислородом. В случае отсутствия такой подпитки в процессе эксплуатации установки происходит самопроизвольное раскисление теплоносителя до уровня, при котором не обеспечивается надежная противокоррозионная защита конструкционных сталей. Для стабильной и надежной защиты сталей, контактирующих со свинцовым теплоносителем, в течение заданного времени эксплуатации необходим своевременный ввод растворенного кислорода в теплоноситель в требуемом количестве.

Поскольку кислород является важнейшей примесью свинцового теплоносителя, то способы и средства его ввода в теплоноситель необходимы для проведения материаловедческих исследований, исследований процессов массопереноса, а также для испытаний оборудования и его элементов.

Доклад посвящен анализу особенностей отработанных способов ввода растворенного кислорода в свинцовый теплоноситель, а также ответам на вопрос: «Какие способы ввода кислорода и в каком случае (для каких задач) актуально применять?»

ТЕРМОДИНАМИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ОБЛУЧЕННОГО НЕСТЕХИОМЕТРИЧЕСКОГО НИТРИДНОГО ТОПЛИВА

Долгодворов А.П., Озрин В.Д. (ИБРАЭ РАН, Москва, Россия)

Развитие квантово-механических и молекулярно-динамических методов делает возможным вычисление величин, описывающих термодинамическое поведение веществ, из первых принципов. Успехи описания нитридного топлива с применением подхода, объединяющего теорию функционала плотности и молекулярную динамику, дали возможность построить химический потенциал для растворенного в матрице нитрида урана азота.

В работе проведено термодинамическое моделирование равновесного молекулярно-фазового состава в рамках модели, включающей растворенный в матрице топлива азот. Результаты моделирования с хорошей точностью согласуются с расчетами из литературы и с экспериментальными данными.

Включение растворенного азота в термодинамическую модель дает важнейший инструмент для развития моделей переноса азота в облученном нитридном топливе.

УСТРОЙСТВО ДЛЯ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ ОБРАЗЦОВ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ПЕРЕМЕННОГО ХИМИЧЕСКОГО СОСТАВА

*Шабельников Е.В., Шушлебин В.В., Лукьяненко В. Ю., Козлов А.В., Кошечев К.Н.,
Бельтюков И.Л. (АО «ИРМ», Заречный, Россия)*

В направлении повышения безопасности работы оборудования атомных энергетических установок актуальными являются результаты определения механических свойств облученных перспективных образцов переменного химического состава.

В рамках решения данного вопроса была поставлена задача провести реакторные испытания конструкционных кандидатных образцов при температурах 100, 200, 300 °С до флюенса $2,8E+21$ нейтр./см² ($E > 0,1$ МэВ).

Для этого на этапе подготовки экспериментального устройства (ЭУ) для облучения в исследовательском реакторе ИВВ-2М необходимо было руководствоваться следующими принципами:

- простота (изготовления, загрузки, контроля и последующего демонтажа);
- возможность облучения большого числа образцов при трех базовых температурах;
- возможность получить данные о температуре и нейтронном потоке при облучении.

Была реализована собственная разработка ЭУ-300, предназначенного для проведения реакторного облучения экспериментальных образцов перлитной стали 15Х2НМФА, кл.1 и аустенитной стали Нп-08Х25Н13ГУ.

Для изготовления деталей ЭУ используется нержавеющая сталь марки 12X18H10T ГОСТ 5632-72 и алюминиевые сплавы типа САВ, разрешенные для применения в атомной энергетике.

Предварительный анализ дает основание для следующих выводов:

- ЭУ-300 обеспечивает при использовании стенда «УРАЛ» требования к условиям облучения образцов при температурах 100–300 °С;
- нейтронно-физические и теплогидравлические расчеты показывают возможность достижения в представленной конструкции требуемых тепловых нагрузок;
- поступление радионуклидов во внешнюю среду в нормальных условиях эксплуатации, а также аварийных ситуациях не превышает контрольных уровней;
- анализ аварийных возможных ситуаций показывает безопасность эксплуатации ЭУ;
- ЭУ-300 отвечает требованиям стандарта предприятия, предъявляемым к экспериментальным облучательным устройствам;
- ЭУ-300 соответствует 4 классу безопасности по НП-033-11.

Работа выполнена в рамках Соглашения №14.579.21.0116 о предоставлении субсидии Минобрнауки России (Уникальный идентификатор ПНИЭР RFMEFI57915X0116).

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ НАПРЯЖЕННО-ДЕФОРМИРОВАННОГО СОСТОЯНИЯ КОНСТРУКЦИЙ ПОД ВОЗДЕЙСТВИЕМ ВЫСОКОСКОРОСТНОГО ПОТОКА ЖИДКОСТИ

*Ереев М.Н., Козин А.В., Панов В.А., Скородумова Н.С., Богатырев Д.Н.
(АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, Россия)*

Конструктивные элементы оборудования объектов атомной энергетики в процессе эксплуатации подвергаются интенсивному воздействию потока жидкости. Обтекание конструктивных элементов сложной формы при высоких скоростях потока жидкости приводит к возникновению интенсивных вибрационных нагрузок. В этой связи актуальна проблема обоснования вибропрочности и работоспособности таких элементов. Для решения этой проблемы требуется корректное определение напряженно-деформированного состояния.

В настоящее время для решения данной проблемы существует два подхода, основанных на оценке взаимодействия конструкции и высокоскоростного потока жидкости.

Первый подход – односторонний FSI (Fluid Solid Interface). Рассматривается только влияние потока жидкости на конструкцию. Данные (давление и температура жидкости) передаются в одном направлении: от CFD-решателя (Computational Fluid Dynamics) в прочностной решатель.

Второй подход – двусторонний FSI. Рассматривается влияние потока жидкости на конструкцию, а также влияние изменения формы конструкции на поле потока. Данные давления и температуры жидкости передаются от CFD-решателя в прочностной решатель, а данные перемещения и температуры стенок конструкции передаются от прочностного решателя в CFD-решатель.

В расчетной практике используется только первый подход в связи с простой схемой взаимодействия между программными продуктами различных фирм и консервативными допущениями, налагаемыми в процессе моделирования.

Программные продукты численного моделирования постоянно развиваются, стали появляться модули сопряжения, позволяющие внедрить второй подход в расчетную практику организаций.

В докладе представлен пример численного моделирования напряженно-деформированного состояния конструктивного элемента, находящегося под воздействием высокоскоростного потока жидкости с использованием двух подходов и проведено сравнение результатов.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ ОТНОСИТЕЛЬНОЙ СКОРОСТИ ВЫХОДА ГАЗООБРАЗНЫХ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ИЗ ОБРАЗЦОВ КАРБОНИТРИДНОГО ТОПЛИВА

Шабельников Е.В., Коцеев К.Н., Бельтюков И.Л., Лукьяненко В.Ю. (АО «ИРМ», Заречный, Россия), Выбыванец В.И., Сериков В.С., Солнцева Е.С. (ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ», Подольск, Россия)

Изучение таких видов высокотемпературного ядерного топлива как монокририд и монокарбид урана (UN и UC) на сегодняшний день является перспективным и особо важным направлением в рамках проектов разрабатываемых реакторов на быстрых нейтронах (РБН). Но у данных видов топлива есть некоторые особенности, отрицательно влияющие на непрерывную и безопасную работу твэлов проектируемых РБН. К ним относятся химическая диссоциация монокриридной фазы на жидкий уран и газообразный азот при $T > 1600$ °С, паразитный захват тепловых нейтронов на N^{14} , а для монокарбида – неустойчивость при воздействии атмосферной влаги, сильное науглероживание стали и ее охрупчивание при облучении.

В ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ» во второй половине 1980-х был синтезирован циркониевый карбонитрид урана – U-Zr-C-N (далее КНТ). Этот вид топлива решает перечисленные выше проблемы и рассматривается как самостоятельное высокотемпературное ядерное топливо. КНТ сочетает в себе важные достоинства UC и UN в сравнении с распространенным на сегодняшний день ядерным топливом – UO_2 .

Одним из основных процессов, определяющих безопасную эксплуатацию и ресурс твэла любого типа, является выделение газообразных продуктов деления – изотопов Хе, Кг – под оболочку твэла и газовое распухание топлива при облучении. Скорость выхода газообразных продуктов деления из топлива определяет давление газов, действующее на оболочку твэла, что может привести в деформации последней.

Для определения скорости и количества выходящих под оболочку газов необходимо поставить эксперимент с контролем температуры топлива и возможностью отбора проб газовой среды. Такие эксперименты ставятся в АО «ИРМ», г. Заречный.

В докладе представлен вид экспериментального устройства с исследуемыми образцами ядерного топлива, а также описаны методика и ожидаемые результаты этого исследования.

ЭКСПЛУАТАЦИОННАЯ НАДЕЖНОСТЬ МИКРОТОПЛИВА ПРИ ВЫСОКИХ ГЛУБИНАХ ВЫГОРАНИЯ

Беденко С.В., Кнышев В.В., Зорькин А.И., Украинец О.А. (НИ ТПУ, Томск, Россия)

Достижение высоких глубин выгорания ядерного топлива представляет собой сложную научно-техническую задачу, а повышение эффективности его использования и достижение сверхвысоких выгораний существенно усложняет данную проблему.

Одной из главных проблем повышения глубины выгорания ядерного топлива является рост концентраций твердых и газообразных продуктов деления.

Продолжительное время проводится анализ различных решений, позволяющих повысить эксплуатационную надежность топлива ядерных реакторов IV поколения. Промышленная эксплуатация микро топлива с трехслойным защитным покрытием (TRISO) показала стабильную работу, ресурс эксплуатации такого микро топлива для топливных композиций с большим выходом Xe, Kr, CO и CO₂ превышает штатные режимы работы реакторов IV поколения (газоохлаждаемые реакторные установки с эпитепловым спектром нейтронов).

Оценки экономической эффективности производства энергии показали, что техническое решение, основанное на двухслойных покрытиях (BISO), значительно упрощает процедуру изготовления топлива, уменьшает топливную составляющую затрат.

В данной работе приводятся результаты исследования микро топлива (BISO), диспергированного в графитовую матрицу цилиндрических топливных таблеток. Выбранная конфигурация микро топлива диаметром 600 мкм представляет собой сферический топливный керн, покрытый последовательными слоями PuC и Ti₃SiC₂. PuC-слой служит для локализации газообразных продуктов деления, компенсации несоответствия коэффициентов линейного термического расширения топливного керна и слоя из Ti₃SiC₂, и является первым диффузионным барьером, защищая второй слой от повреждений твердыми продуктами деления. Ti₃SiC₂-слой обладает превосходными механическими и теплофизическими характеристиками, является основным силовым покрытием и диффузионным барьером по отношению к твердым продуктам деления.

Ресурсные испытания показывают, что радиационные размерные изменения выбранной конфигурации керна, покрытий и таблетки незначительны, малы по абсолютной величине, прочностные характеристики стабильны (эксперименты выполнены на базе УНУ реактора ИРТ-Т, id работ RFMEFI59114X0001, Соглашение № 14.591.21.0001, 2014 г.).

Ресурс эксплуатации топливной таблетки ограничен температурой совместимости по отношению к примесям металлов в керне ~ 1350 К, радиационная стабильность ограничена флюенсом быстрых нейтронов $\sim 2 \cdot 10^{26}$ м⁻², конфигурация таблетки кратковременно устойчива до флюенса $\sim 10^{27}$ м⁻².

Таким образом, предлагаемая топливная таблетка с микро топливом типа BISO позволяет существенным образом повысить эффективность использования ядерного топлива в инновационных системах IV поколения.

СЕКЦИЯ 5

ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ МАЛОЙ МОЩНОСТИ

ВОПРОСЫ БЕЗОПАСНОСТИ ЭКСПЛУАТАЦИИ МЕЖОРБИТАЛЬНЫХ БУКСИРОВ С СИЛОВЫМИ УСТАНОВКАМИ

Загорков А.Н., Ошкин А.Е. (ФГУП «ГКНПЦ имени М.В. Хруничева», Москва, Россия)

В соответствии с нормативными требованиями безопасность эксплуатации изделий ракетно-космической техники (РКТ) должна обеспечивать отсутствие или минимальный риск нанесения ущерба здоровью обслуживающего персонала, природной среде и сопрягаемым изделиям при эксплуатации РКТ в заданных условиях. Решения и мероприятия по обеспечению безопасности зависят от вида опасных факторов.

К основному виду опасностей для автоматических межорбитальных буксиров (МОБ) с силовыми установками относится воздействие ионизирующих излучений на материалы и электронное оборудование. Последствия такого воздействия на МОБ в течение срока его эксплуатации не должны приводить к потере работоспособности материалов его конструкции и электроники.

Для автоматических МОБ данная проблема решается в первую очередь за счет принятия соответствующих технических решений при его создании. Отдельные вопросы решения такой задачи рассмотрены в настоящей статье.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ГИДРАЗИН-ГИДРАТА В ТЕХНОЛОГИИ БЕЗРЕАГЕНТНОЙ ДЕЗАКТИВАЦИИ ПЕРВОГО КОНТУРА ЯЭУ ТРАНСПОРТНОГО НАЗНАЧЕНИЯ

*Орлов С.Н., Змитродан А.А., Фоменков Р.В., Гусев Б.А.
(ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Сосновый Бор, Россия)*

Метод безреагентной дезактивации первого контура водо-водяных ЯЭУ заключается в иммобилизации на штатных фильтрах очистки продуктов коррозии, переходящих в теплоноситель под действием физико-химических и гидродинамических возмущающих факторов (таких как изменение режима работы насосов, мощности реактора, водородного показателя и окислительно-восстановительного потенциала теплоносителя).

Основной проблемой при реализации метода безреагентной дезактивации на ЯЭУ транспортного назначения является достаточно быстрое повторное осаждение продуктов коррозии, перешедших в теплоноситель при действии возмущающих факторов. Так, для случая останова реактора с мощности, близкой к номинальной, постоянная осаждения составляет порядка $1,3 \text{ ч}^{-1}$, при значении постоянной очистки порядка $0,19 \text{ ч}^{-1}$. Подобное соотношение постоянных свидетельствует о том, что более 80 % продуктов коррозии и ассоциированных с ними радионуклидов, перешедших в теплоноситель, не выводятся на штатных системах очистки и вновь иммобилизуются на поверхностях контура.

Анализ литературных данных позволил предположить, что одним из способов снижения постоянной осаждения продуктов коррозии может являться дозирование в теплоноситель гидразин-гидрата – химического реагента, разрешенного для использования в первом контуре ЯЭУ согласно действующим нормам ВХР.

Для подтверждения сделанного предположения было экспериментально исследовано влияние гидразин-гидрата на поведение продуктов коррозии в теплоносителе при их залповом поступлении с поверхностей оборудования первого контура полномасштабного стенда-прототипа ЯЭУ транспортного назначения.

Показано, что введение гидразина в первый контур позволяет снизить постоянную осаждения продуктов коррозии практически на порядок (до значения $0,09 \text{ ч}^{-1}$), при сохранении постоянной очистки на уровне $0,18 \text{ ч}^{-1}$. Причиной снижения скорости повторного осаждения ПК на поверхностях является уменьшение размера частиц, переходящих в теплоноситель, за счет перестроения структуры отложений продуктов коррозии при их взаимодействии с гидразином.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ РОЖДЕНИЯ ПАР ЧАСТИЦ И ВЫСОКОЭНЕРГИЧНОГО ФОТОЭФФЕКТА ДЛЯ РЕАКТИВНОГО ДВИЖЕНИЯ КОСМИЧЕСКИХ АППАРАТОВ

Барышников Ю.С. (АО «НИИЭФА», Санкт-Петербург, Россия)

Одной из основных проблем космонавтики является ограниченность ресурсов рабочего тела (РТ) для реактивного движения космического аппарата (КА). Известны поиски решения обойти эту проблему с помощью космического паруса, космического троса, перебрасывания масс между двумя КА. Такие способы, из-за своих недостатков и недоработок, пока не эксплуатируются для широких задач космонавтики. В данной статье предлагается способ и расчет применимости такого способа, который также призван решить проблему ограниченности РТ на КА, с помощью использования известного в ядерной физике факта: рождение пар частиц в вакууме вблизи частицы или ядра (в области имеющей размер комптоновской длины волны $\lambda = 2,4 \cdot 10^{-12} \text{ м}$) с помощью гамма-излучения не ниже границы $1,022 \text{ МэВ}$, с последующим выбросом рожденных частиц для придания КА реактивного движения. То есть, к примеру, при преобразовании энергии света (исходящего от Солнца и звезд) в гамма-излучение, которое направлено в поле ядра или частицы, можно генерировать массу РТ на самом КА и ограниченность выработки РТ будет заключаться только в надежности работы такого реактивного двигателя.

Также одной из проблем космической техники является увеличение удельного импульса (скорости выброса РТ) самой большой скоростью истечения реактивной струи является у электроракетных двигателей (ЭРД) около $2,9 \cdot 10^5 \text{ м/с}$. Рождение пар и высокоэнергичный фотоэффект (когда гамма-излучение вырывает из вещества электрон) могут происходить со скоростью вылета частиц около $2,8 \cdot 10^8 \text{ м/с}$.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ УРОВНЯ МОЩНОСТИ НА ЭКОНОМИЧЕСКИЕ ПОКАЗАТЕЛИ АТОМНЫХ ЭЛЕКТРИЧЕСКИХ СТАНЦИЙ

Гольцов А.Е. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия),

Молоканов Н.А. (АО «НИКИЭТ», НИЯУ МИФИ, Москва, Россия)

В представленной работе областью исследования являются атомные энергоустановки малого и «сверхмалого» диапазона мощностей, их экономические показатели сооружения и эксплуатации.

Интерес к коммерческой малой атомной энергетике в России в основном обусловлен потребностью в освоении отдаленных регионов в зоне децентрализованного электроснабжения. Энергетика таких районов базируется в основном на дорогостоящем дальнепривозном топливе. Высокие затраты на энергоснабжение

приводят к ежегодным многомиллиардным тратам средств федерального и региональных бюджетов, сдерживают социально-экономическое развитие.

В АО «НИКИЭТ» проводится большая работа по проектированию ядерных энергетических установок малой мощности. Наряду с первоочередными вопросами надежности и безопасности большое внимание уделяется экономическим показателям разрабатываемых энергоустановок и обеспечению их конкурентоспособности.

В настоящее время представление об экономической эффективности АСММ выходит на новый уровень.

В работе предложены методы оценки стоимости сооружения атомных станций малой мощности на этапах реализации проекта.

Выполнен расчет капиталовложений АСММ методом масштабирования и проведена его верификация на основе данных из российской практики в области атомной энергетики.

Выявлены особенности и даны рекомендации по применению закона масштабирования для анализа показателей АСММ. Предложено выделять основные факторы сопоставимости исследуемых объектов при использовании метода масштабирования: уровень развития технологии, площадка размещения, конструктивное исполнение, экономические условия проекта.

Отражено влияние закона масштабирования на экономические показатели АСММ, приведен пример сглаживания негативного влияния эффекта масштаба.

Дано представление о формировании и выполнены расчеты амортизационной составляющей себестоимости энергии АСММ.

Представлено предложение АО «НИКИЭТ» по замещению выбывающих мощностей в Чаун-Билибинском энергоузле на основе сооружения разрабатываемых в организации АСММ. Сооружение АСММ будет способствовать стабилизации и снижению энерготарифов в Чукотском АО и других изолированных энергосистемах России.

Современные эффективные атомные генерирующие мощности позволят повысить устойчивость и надежность энергоснабжения, будут соответствовать самым высоким экологическим стандартам, дадут высокий мультипликативный эффект развития в научной и экономической сферах деятельности.

Выполненные исследования задают вектор проектно-конструкторских работ в области АСММ в сторону обеспечения их экономической конкурентоспособности.

ОСНОВНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ КОНЦЕПЦИИ МОДУЛЬНОЙ АСММ С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ И ГАЗОВЫМИ ТУРБОУСТАНОВКАМИ, РАБОТАЮЩИМИ ПО ОТКРЫТОМУ ЦИКЛУ

*Зубарев К.И., Плеханова А.А., Перевалов Д.Е., Долинский А.В.
(АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, Россия)*

В настоящее время наряду с разработкой и сооружением энергоблоков большой единичной мощности компании-лидеры атомного энергетического машиностроения ведут активные проектно-конструкторские работы по атомной станции малой мощности (АСММ) на основе реакторов различного типа и диапазоном мощностей от 1 до 300 МВт (эл).

На основе опыта создания реакторных установок (РУ) различного назначения АО «ОКБМ Африкантов» разработано концептуальное предложение модульного ядерного энергетического блока для АСММ с жидкометаллическим теплоносителем и газовыми турбинами.

Реакторные установки с жидкометаллическим теплоносителем обладают очень важным по сравнению с водо-водяными реакторами качеством – повышение уровня

температур теплоносителя в контурах РУ до 520–550 °С, что обуславливает возможность применения газотурбинного цикла преобразования энергии как возможное направление повышения технико-экономических показателей энергоблока.

ЯЭБ АСММ состоит из трех модулей заводской готовности: реакторного; турбинного и модуля управления. В концептуальном предложении АО «ОКБМ Африкантов» по АСММ мощностью 6 МВт на основе РУ с жидкометаллическим теплоносителем и открытым газотурбинным циклами реализуются все современные подходы создания АСММ, направленные на обеспечение повышенных для данного класса мощностей технико-экономических показателей, в том числе:

- длительное время работы без перегрузки топлива;
- простой и надежный цикл преобразования тепловой энергии в электрическую;
- модульность;
- крупноблочный метод транспортировки и сооружения;
- упрощение конструкции и эксплуатации.

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПАРАМЕТРОВ ЗАМКНУТЫХ ГАЗОТУРБИНЫХ УСТАНОВОК КОСМИЧЕСКОГО НАЗНАЧЕНИЯ НА РАЗЛИЧНЫХ РЕЖИМАХ РАБОТЫ

Каревский А.В., Терехов Д.Н. (ГНЦ ФГУП «Центр Келдыша», Москва, Россия)

Системы преобразования энергии на основе замкнутых газотурбинных установок (ЗГТУ), работающих по циклу Брайтона с регенерацией тепла, рассматриваются для перспективных космических энергетических и энергодвигательных установок большой мощности (сотни киловатт – мегаватты), в том числе с ядерным источником тепловой энергии.

В процессе эксплуатации ЗГТУ может работать на различных режимах, существенно отличающихся требованиями по вырабатываемой электрической мощности, также могут изменяться внешние условия, влияющие на работу ЗГТУ. Для определения выходных характеристик ЗГТУ на различных режимах работы или при изменении внешних условий необходимо выполнить расчет параметров рабочего тела (температур, давлений, расходов) в характерных точках замкнутого контура и мощностей входящих в его состав агрегатов.

В докладе представлены методические основы выполнения такого расчета, заключающиеся в нахождении совместной рабочей точки турбины и компрессора, с последующим определением избыточной мощности на валу электрогенератора. Решение данной задачи реализуется в виде итерационного процесса, в котором уравнения, описывающие расходно-напорные и энергетические характеристики турбины и компрессора, решаются совместно с уравнениями, описывающими процессы передачи тепла в трактах теплообменных аппаратов, гидравлические потери давления рабочего тела в элементах замкнутого контура, условия подвода тепла от источника и отвода тепла холодильником-излучателем.

ТЕНЕВАЯ РАДИАЦИОННАЯ ЗАЩИТА КОСМИЧЕСКОЙ РУ

Кухарь И.Н. (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия)

Плотность потока нейтронов и гамма-квантов на поверхности реактора на много порядков превосходит допустимый их уровень для модуля полезной нагрузки, а также для радиационно-чувствительных узлов и элементов установки. Снижение

удельных потоков нейтронов и гамма-квантов до допустимых достигается размещением между реактором и космическим аппаратом (КА) радиационной защиты.

Основные требования к радиационной защите:

- обеспечение допустимых уровней излучений;
- минимальная масса защиты;
- работоспособность в течение заданного ресурса времени;
- технологичность изготовления.

В КА применяется тенева радиационная защита реактора и (при необходимости) локальные экраны, образующие зону затенения, в которой размещается оборудование и агрегаты. При оптимальной компоновке КА роль защиты частично может выполнять оборудование и элементы конструкции.

В настоящей работе предлагается конструкция радиационной защиты КЯЭУ, которая удовлетворяет всем требованиям, предъявляемым к данным системам. Предложенная конструкция радиационной защиты обеспечивает выполнение требований в контрольной плоскости (плоскости радиационных требований) по уровням излучения.

Положительные результаты проведенных вибрационных испытаний изготовленных макетов, а также реакторных испытаний материалов радиационной защиты позволяют приступить к изготовлению штатного образца и проведению его испытаний на защитные свойства.

По результатам работы получены два патента на изобретения (№ 2562234 и 2562237), а также два патента на полезную модель (№ 139313 и 154090).

ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЧИСТОТЫ ОТВЕТСТВЕННЫХ КОРАБЕЛЬНЫХ СИСТЕМ

Орлов М.В., Канаев Д.Н., Грачёв И.В. (АО «ЦТСС», Санкт-Петербург, Россия)

Технологические особенности обеспечения чистоты ответственных корабельных систем – это технически сложная и многоэтапная задача. Она была реализована путем последовательного решения следующих задач: актуализации нормативной базы, внедрение устройств интенсификации промывки, изготовление стендов промывки с разными техническими характеристиками, современный мониторинг качества среды промываемой среды.

ТРЕБОВАНИЯ К ИСТОЧНИКАМ ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ НА СТАДИЯХ СОЗДАНИЯ И ЭКСПЛУАТАЦИИ ЛУННОЙ БАЗЫ

Синяевский В.В., Стулов В.Г. (РКК «Энергия», Королёв, Россия)

Приоритетность освоения Луны. Ключевые направления проводимых на Луне исследований. Стадии создания лунной базы. Вариации стадий. Требования к параметрам источников электроэнергии при строительстве лунной базы. Требования к источникам электроэнергии для эксплуатации лунной базы. Предполагаемый облик лунной базы. Лунное производство. Применение двух типов энергоустановок для данной задачи. Применение ядерных энергоустановок компактного типа космического назначения. Концептуальные предложения компактной лунной атомной электростанции.

Научное издание

Конференция молодых специалистов
ИННОВАЦИИ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

23–24 мая 2017 г., Москва

Сборник тезисов докладов

Издание подготовлено в Научно-исследовательском и конструкторском институте энерготехники имени Н.А. Доллежала

Ответственные за выпуск: *А.О. Пименов, Е.А. Карандина*
Компьютерная верстка: *А.Ю. Корженкова, А.А. Куликов*
Художник: *И.С. Веретенникова*

ISBN 978-5-98706-104-6



Подписано в печать 17.05.2017
Бумага офсетная. Гарнитура Таймс
Тираж 500 экз.

Формат 60×90 ¹/₈
Уч.-изд. л. 7,84
Заказ № 8

Усл.-печ. л. 13,75

АО «НИКИЭТ», 101000, Москва, а/я 788
Отпечатано в типографии АО «НИКИЭТ»
101000, Москва, а/я 788