



**СБОРНИК
ТЕЗИСОВ ДОКЛАДОВ**

**13-й Международной научно-практической
конференции по атомной энергетике
БЕЗОПАСНОСТЬ, ЭФФЕКТИВНОСТЬ, РЕСУРС**

**Россия
Севастополь
3 ÷ 6 октября 2017 г.**

Сборник тезисов докладов 13-й Международной научно-практической конференции по атомной энергетике «Безопасность, эффективность, ресурс». – Севастополь, Оргкомитет МНПК АЭ-2017. – 132 с.: илл.

В Сборнике представлены тезисы докладов участников 13-й Международной научно-практической конференции по атомной энергетике «Безопасность, эффективность, ресурс» (МНПК АЭ-2017).

Редакционная коллегия: А.А. Саркисов, В.Ф.Тишков (отв. редактор), И.И. Свириденко, В.А. Ксенофонтова (секретарь)

Утверждено к печати Ученым советом Севастопольского государственного университета.

Издание осуществлено с оригинал-макета, подготовленного Оргкомитетом Международной научно-практической конференции по атомной энергетике «Безопасность, эффективность, ресурс».

© Оргкомитет Международной научно-практической конференции по атомной энергетике «Безопасность, эффективность, ресурс» (МНПК АЭ-2017), 2017

© Севастопольский государственный университет, 2017

© Авторы, 2017



ОРГАНИЗАТОРЫ



Севастопольский государственный
университет



АО «Всероссийский научно-
исследовательский институт по
эксплуатации атомных
электростанций»



Институт проблем
безопасного развития
атомной энергетики РАН



Национальный
исследовательский центр
«Курчатовский институт»



Ядерное общество
России

ПРИ ПОДДЕРЖКЕ



РОСАТОМ

Государственная корпорация
по атомной энергии



АО «Концерн Росэнергоатом»

ТЕХНИЧЕСКИЙ ОРГАНИЗАТОР



ООО «НПК «Форт»



ОГЛАВЛЕНИЕ

<i>Барсанова С.В., Глушкова Н.В., Козлов А.В., Пастухов В.И., Портных И.А.</i> Методология исследований материалов и элементов конструкций реакторов в АО «ИРМ»	9
<i>Аверин С.А., Ильин К.И., Синельников Л.П., Цыгвинцев В.А.</i> Состояние и работоспособность каналов СУЗ РБМК по результатам послереакторных исследований	10
<i>Звонарев Ю.А., Семченков Ю.М.</i> Обеспечение безопасности при тяжелых авариях с плавлением топлива в проектах АЭС с ВВЭР-1200	11
<i>Ильченко А.Г., Седов Д.В.</i> Пароводяные струйные аппараты в системе регенерации низкого давления турбоустановок ТЭС и АЭС	13
<i>Лежнин С.И., Прибатурин Н.А.</i> Истечение вскипающего теплоносителя с докритическими и закритическими параметрами	15
<i>Гололобов С.М., Дружаев А.А., Семенов А.А., Чернаков В.А.</i> Возможности по применению программно-технического комплекса «Виртуально-цифровая АЭС с ВВЭР» для обеспечения безопасности эксплуатации АЭС	19
<i>Алексеев П.Н., Субботин С.А., Удянский Ю.Н., Щепетина Т.Д.</i> Состояние и перспективы развития проектов атомных станций малой и средней мощности	20
<i>Гомин Е.А., Давиденко В.Д., Давиденко О.В., Ковалишин А.А.</i> Программный комплекс «ДАРЕУС» для моделирования динамических процессов в растворных реакторах	22
<i>Александров А.О., Алексеев В.И., Гавриков А.И., Ефименко А.А., Зарецкий Н.П., Мацуков И.Д., Привезенцев С.С., Чайванов Б.Б., Черненко Е.В., Щепетов Н.Г.</i> Экспериментальное исследование полного подавления взрывных процессов с участием водорода посредством флегматизирующих добавок	25
<i>Вольнов А.С., Галиев К.Ф., Гончаров Е.В.</i> Особенности системы пассивного отвода тепла (JNB50-80) блока № 1 НВ АЭС-2 (проект АЭС-2006). Опыт ввода в эксплуатацию	28
<i>Антоненко М.В.</i> Ядерная безопасность, как основа культуры безопасности на ФЯО ФГУП «ГХК»	30



<i>Арутюнян Р.В.</i> Обеспечение радиационной безопасности населения и создание региональных систем радиационного мониторинга.....	33
<i>Бакланов А.В., Бахметьев А.М., Линьков С.П.</i> Внедрение методологии ВАБ в практику анализа и мониторинга надежности и безопасности ядерных установок.....	36
<i>Болнов В.А., Зотов И.С., Зотова М.В., Смирнов Д.А., Соколова Л.Б., Цыгвинцев А.Н.</i> Принципы построения аналитических систем оперативной параметрической диагностики. Возможности создания.....	38
<i>Абалин С. С., Бурлаков Е.В., Гольцев А.О.</i> Ядерный термоэлектрический генератор на жидких солях (ЯТЭГ-ЖСР).....	41
<i>Климонов И.А., Кудашов И.Г., Прибатурин Н.А., Усов Э.В., Чухно В.И.</i> Численный расчет экспериментов по плавлению ТВЭЛов быстрого реактора с помощью модуля SAFR/V1 интегрального кода ЕВКЛИД/V2.....	43
<i>Шпанский Ю.С., Кутеев Б.В.</i> Разработка проекта гибридной установки «синтез-деление» ДЕМО-ТИН.....	45
<i>Орловская В.И., Трифонов А.Г.</i> Прогнозная оценка дозовых нагрузок на персонал белорусской АЭС при запроектных авариях с учетом инфраструктуры промплощадки.....	48
<i>Лутишко А.Н., Чернаков В.А.</i> Полномасштабные тренажеры АО «ВНИИАЭС» для АЭС российского дизайна с российскими цифровыми АСУ ТП: опыт разработки и перспективы.....	52
<i>Алексеев П.Н., Андрианова Е.А., Бландинский В.Ю., Лубина А.С., Седов А.А., Степанов А.С., Субботин С.А., Фомиченко П.А., Фролов А.А.</i> Быстрый реактор с высокой избыточной наработкой делящихся нуклидов в двухкомпонентной системе ЯЭ с U-PU и TH-U-PU ЯТЦ.....	54
<i>Вольнов А.С., Боровой А.В., Гончаров Е.В., Яуров С.В.</i> Ввод в эксплуатацию системы продувки парогенераторов проекта АЭС-2006 (РУ В-392м). Предложения по модернизации.....	56
<i>Безуглов В.В., Брызгин А.А., Власов А.Ю., Воронин Л.А., Коробейников М.В., Лукин А.Н., Нехаев В.Е., Радченко В.М., Сидоров А.В., Ткаченко В.О., Факторович Б.Л., Штарклев Е.А.</i> Промышленные ускорители электронов для стерилизации медицинских изделий и обработки пищевых продуктов.....	58



<i>Куликов К.Н., Лодочников С. В., Низамутдинов Р. А., Попов С.В.</i> Концептуальные решения по утилизации тяжелого атомного крейсера проекта 1144 «Ушаков».....	58
<i>Лубина А.С., Седов А.А., Фролов А.А.</i> Особенности гидродинамики и теплообмена в подкритическом жидкосолевом реакторе ПЖСР.....	60
<i>Асеев А.Г., Субботин С.А., Щепетина Т.Д.</i> Человеческий фактор как основной источник рисков в проектах атомной энергетики и альтернативный путь его преодоления через АС малой мощности.....	61
<i>Крапивин М.А.</i> Моделирование течения теплоносителя в камере смешения реактора ВВЭР.....	65
<i>Андрижиевский А.А., Карпович Л.С., Трифонов А.Г.</i> Моделирование структуры и динамики парожидкостных потоков в системе пассивного отвода тепла АЭС.....	66
<i>Грунин В.В., Ильин Н.Ю., Коротков Г.В., Лямин К.А., Юрченко Д.А.</i> Расчёт прочности корпуса блока реакторного с применением нелинейных моделей бетона.....	69
<i>Буров А.Л., Кутень С.А., Михальчева Э.А., Ушева К.И.</i> Анализ сценариев с негомогенным разбавлением борной кислоты в теплоносителе первого контура реактора ВВЭР-1200.....	71
<i>Гурович Б.А., Ерак Д.Ю., Журко Д.А., Кулешова Е.А., Мальцев Д.А.1, Сандлер В.Ю., Фролов А.С.</i> Восстановительный отжиг для продления срока службы корпусов и ВКУ действующих реакторов ВВЭР-1000.....	74
<i>Букина З.В., Крикун Е.В., Кулешова Е.А., Мальцев Д.А., Фролов А.С.</i> Оценка радиационной стойкости стали 15Х2НМФА класс 1 в условиях эксплуатации перспективных водоохлаждаемых энергетических реакторов с повышенным КПД.....	76
<i>Гурович Б.А., Кулешова Е.А., Мальцев Д.А., Федотова С.В., Фролов А.С.</i> Теплостойкие стали с повышенной радиационной стойкостью для реакторов нового поколения.....	77
<i>Батенин В.М., Беляев И.А., Листратов Я. И., Пятницкая Н.Ю., Разуванов Н.Г., Свиридов В.Г., Свиридов Е.В., Фрик П.Г.</i> Особенности теплообмена тяжёлого жидкого металла в ядерных энергоустановках нового поколения.....	79



<i>Беляев И.А., Ивочкин Ю.П., Разуванов Н.Г., Свиридов В.Г., Свиридов Е.В., Тепляков И.О.</i> Контактные методы и средства измерений теплофизических величин.....	82
<i>Витковский С.Л., Колягина И.А., Щедрин М.Г.</i> Применение современных химических технологий на энергоблоке №1 Нововоронежской АЭС-2.....	85
<i>Артемов В. Г., Артемова Л. М., Коротаев В. Г., Михеев П. А.</i> Анализ температурного состояния ТВЭЛов с использованием по ТВЭЛЬных моделей комплекса программ нейтронно-физического и теплогидравлического расчета САПФИР-КОРСАР.....	87
<i>Данилович А.С., Иванов О.П., Потапов В.Н., Семенов С.Г., Чесноков А.В.</i> Методы и средства дистанционного контроля радиоактивного загрязнения оборудования исследовательских реакторов.....	88
<i>Колташев Д.А., Митенкова Е.Ф.</i> Обеспечение надежности связанных расчетов тепловых реакторных систем с использованием кодов MCU и HYDRA-IBRAE.....	90
<i>Артемов В. Г., Артемова Л. М., Коротаев В. Г., Михеев П. А.</i> Некоторые аспекты применения метода анализа неопределенности и чувствительности при обосновании безопасности РУ с использованием сопряженных нейтронно-физических и теплогидравлических моделей.....	93
<i>Поляков А.В., Свириденко И.И., Свердлов В.В., Шевелев Д.В.</i> Обеспечение безопасного состояния ВВЭР автономными ПСБ при ЗПА с полным длительным обесточиванием.....	96
<i>Алексеев П.В., Киселев Александр С., Киселев Алексей С., Лоскутов О.Д., Тутнов А.А.</i> Термомеханические расчеты элементов оборудования и элементов активных зон реакторных установок с использованием кодов UZOR-1.0 и МАВР-5.....	100
<i>Выборнов С.С., Подопрязгора А.В., Свириденко И.И., Шевелев Д.В.</i> Организация пассивного тепловода от бассейна выдержки отработавшего ядерного топлива.....	102
<i>Кастерин Д.С., Румянцев С.Н., Челилко С.С., Юдов Ю.В.</i> Расчетный анализ эксперимента с перемешиванием пробки деборированной воды на модели реактора ВВЭР-1000 по системному коду КОРСАР/CFD.....	106



<i>Лобанов П.Д., Кашинский О.Н., Прибатурин Н.А., Светоносков А.И.</i> Экспериментальное исследование распределения температуры в 7-ми стержневой модели ТВС при течении тяжелого жидкометаллического теплоносителя.....	109
<i>Колташев Д.А., Мосунова Н.А., Селезнёв Е.Ф., Шершов А.В.</i> Моделирование стационарных и нестационарных режимов работы реакторной установки на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем по коду ЕВКЛИД/V1	110
<i>Алюшин А.М., Алюшин М.В., Колобашкина Л.В.</i> Управление человеческим фактором на основе реализации возможностей современных информационных технологий.....	112
<i>Алюшин А.М., Алюшин М.В., Колобашкина Л.В.</i> Метрологическое обеспечение новых информационных биометрических технологий для решения задач управления человеческим фактором.....	113
<i>Коган Е.А., Пухлий В.А., Пухлий К.В.</i> Мирошниченко С.Т. Вопросы прочности крышек ядерных реакторов.....	117
<i>Федоровский К.Ю.</i> Применение импактных струй для обеспечения работы систем охлаждения СЭУ.....	121
<i>Черкашин Д.А.</i> Перспективы использования виртуальной реальности для подготовки и переподготовки персонала в сфере физической ядерной безопасности.....	126
<i>Гвидо Глушке</i> Законодательная база германии по кибербезопасности операторов системы передачи и распределения электроэнергии.....	128
<i>Новых А.В., Свириденко И.И.</i> Аккумулирование энергии.....	129
<i>Грицай А.С.</i> Пути снижения ксерватизма в теплогидравлических расчетах с применением методологии анализа неопределенностей.....	133
<i>Федоровская Н. К.</i> Снижение отрицательного антропогенного воздействия систем охлаждения энергоустановок.....	134



МЕТОДОЛОГИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ МАТЕРИАЛОВ И ЭЛЕМЕНТОВ КОНСТРУКЦИЙ РЕАКТОРОВ В АО «ИРМ»

**Барсанова С.В., Глушкова Н.В., Козлов А.В.,
Пастухов В.И., Портных И.А.**

АО «Институт реакторных материалов»,
г. Заречный Свердловской обл., Россия, irm@irmatom.ru

Одним из ключевых направлений деятельности «Института реакторных материалов» является проведение послереакторных исследований по обоснованию безопасности и надежности различных элементов активной зоны реакторов при текущей эксплуатации, а также по поиску путей повышения их ресурса.

Характерной чертой проводимых в ИРМ работ является то, что исследования не ограничиваются констатацией факта изменения состояния элементов конструкций и свойств материалов, из которых они состоят. Целью проводимых работ является прогнозирование их дальнейшего поведения и выявление причин происшедших изменений. Для решения поставленных задач недостаточно проведения отдельных послереакторных исследований, а нужен систематический набор результатов, базирующийся на развитии теоретических представлений о механизмах происходящих процессов, разработке моделей, описания процессов эволюции структуры и связанных с этим изменением физико-механических свойств. Требуется, так же, усовершенствование существующих и создание новых методик исследований, направленных на получение характеристик используемых для прогнозирования остаточного и предельного ресурса работы элементов активной зоны, и реактора в целом.

Соседство с Белоярской атомной станцией дает возможность проводить исследования топливных и конструкционных материалов после эксплуатации в реакторах на быстрых нейтронах. На примере работ проводимых в тесном взаимодействии с конструктором реактора (ОКБМ), эксплуатирующей организацией (БАЭС), материаловедческой организацией (ВНИИНМ), изготовителем ТВС (МСЗ) и рядом других организаций, показана возможность оперативного использования результатов послереакторных исследований для усовершенствования внутриреакторных



конструкций реактора и повышения экономической эффективности реактора. К основным направлениям этих работ относятся:

- исследования ТВЭЛов и чехловых труб штатных, опытных и экспериментальных ТВС;
- исследования органов регулирования и защиты реактора (контролирующих и регулирующих стержней, включая ПЭЛы и чехловые трубы);
- исследования образцов материаловедческих сборок, прошедших облучение в реакторе БН-600;
- исследования обоснования продления ресурса реактора с 30 до 45 лет, и, в дальнейшем, до 60 лет.

Целью доклада является показать методологический подход, используемый при решении поставленных задач, проиллюстрировать его результатами, полученными в ИРМ при исследованиях элементов конструкций реактора БН-600, продемонстрировать их практическое использование, а также сделать краткий обзор методик, разработанных в ходе этих исследований.

СОСТОЯНИЕ И РАБОТОСПОСОБНОСТЬ КАНАЛОВ СУЗ РБМК ПО РЕЗУЛЬТАТАМ ПОСЛЕРЕАКТОРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

Аверин С.А., Ильин К.И., Синельников Л.П., Цыгвинцев В.А.

«Институт реакторных материалов»,

г. Заречный Свердловской обл., Россия, irm@irmatom.ru

В настоящее время большая часть энергоблоков с реакторами РБМК эксплуатируется за пределами проектного 30-летнего срока службы. В соответствии с регламентными требованиями контроля за состоянием конструкций реактора проводятся обследования каналов СУЗ с внутриреакторным контролем и послереакторными исследованиями.

В АО «ИРМ» (ранее СФ НИКИЭТ») проводятся регулярные послереакторные исследования топливных каналов и каналов СУЗ реакторов РБМК. К настоящему моменту исследовано 26 каналов СУЗ со сроками эксплуатации от 4 до 37 календарных лет.



На основании этих результатов установлено, что по формоизменению, коррозионному состоянию, механическим свойствам и характеристикам вязкости разрушения циркониевых труб, электроннолучевых сварных соединений и переходников «сталь-цирконий» каналы СУЗ сохранили свою работоспособность. Выявлен факт повышения содержания водорода в материале труб и ниппелей переходников каналов СУЗ после эксплуатации в течение более 26 лет. Повышенное содержание водорода сопровождается появлением на внутренней поверхности локальных областей скоплений гидридов. Зарегистрирован факт потери герметичности одного канала СУЗ, разрушение которого произошло по ниппелю переходника в зоне термического влияния электронно-лучевой сварки. Фрактографические исследования установили, что разрушение хрупкое и происходит по гидридам. Это вызывает определенное опасение, так как на данном этапе однозначно не выяснена природа и причины этого явления.

Учитывая необходимость эксплуатации каналов СУЗ до 45-летнего срока с появлением в них искривления (прогиба) и соответственно дополнительных напряжений целесообразно в дальнейшем провести специальные исследования для выяснения причин и возможных последствий появления локальных скоплений гидридов в трубах и ниппелях каналов СУЗ.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЯХ С ПЛАВЛЕНИЕМ ТОПЛИВА В ПРОЕКТАХ АЭС С ВВЭР-1200

Звонарев Ю.А., Семченков Ю.М.

НИЦ «Курчатовский институт»,
Москва, Россия, Zvonarev_YA@nrcki.ru

Безопасность АЭС, в том числе с реакторными установками ВВЭР, обеспечивается за счет последовательной реализации концепции глубоко эшелонированной защиты, которая основана на применении системы физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду. В соответствии с последними рекомендациями МАГАТЭ в случае тяжелой аварии с плавлением топлива



на 4-ом уровне глубоко эшелонированной защиты должно осуществляться управление аварией с целью защиты последнего физического барьера – герметичного ограждения.

На сегодняшний день применяются две стратегии управления аварией для локализации и охлаждения расплава: удержание расплава внутри реактора за счет наружного охлаждения корпуса реактора и применение вне реакторного устройства локализации расплава (УЛР) – ловушки расплава. Первая стратегия обладает рядом существенных преимуществ, прежде всего, с точки зрения стоимостных характеристик энергоблока, поскольку приводит к уменьшению номенклатуры требуемого оборудования, снижению затрат на транспортировку и монтаж оборудования, уменьшению размеров контейнмента и, соответственно, снижению количества расходуемого бетона и металла. Однако, согласно выполненным в НИЦ «Курчатовский институт» исследованиям, данная стратегия может быть использована лишь для реакторных установок невысокой мощности. В проектах АЭС с реакторными установками большой мощности для управления ЗПА должна применяться стратегия вне реакторной локализации и охлаждения расплава с помощью УЛР.

Впервые в России УЛР применено на 6-м энергоблоке Нововоронежской АЭС с ВВЭР-1200, который является реактором поколения 3+, и отвечает самым современным требованиям безопасности, включая уроки аварии на АЭС «Фукусима». Сегодня УЛР применяется в проектах всех современных АЭС с ВВЭР большой мощности, разрабатываемых и реализуемых, как внутри России, так и за ее рубежами. НИЦ «Курчатовский институт» участвует в разработке проектов АЭС не только как научный руководитель, но и как разработчик конкретной проектной документации, в первую очередь в части обоснования радиационной и ядерной безопасности АЭС, включая вопросы обеспечения безопасности при тяжелых авариях с плавлением топлива. При анализе эффективности работы УЛР используется разработанный в НИЦ «Курчатовский институт» расчетный код ГЕФЕСТ-УЛР (Зарегистрирован в государственном Реестре программ для ЭВМ в 2010 году).

В докладе приводятся сведения об основных моделях кода ГЕФЕСТ-УЛР и его верификации с использованием маломасштабных и крупномасштабных экспериментов, представлены результаты расчетного



анализа применения стратегий внутри- и вне корпусной локализации и охлаждения расплава для реакторов ВВЭР различной мощности и обосновывается выбор в пользу применения УЛР для реакторов ВВЭР-1200. Показано, что УЛР эффективно выполняет свои функции по управлению тяжелой аварией с плавлением топлива и надежно обеспечивает локализацию и охлаждение коридора.

ПАРОВОДЯНЫЕ СТРУЙНЫЕ АППАРАТЫ В СИСТЕМЕ РЕГЕНЕРАЦИИ НИЗКОГО ДАВЛЕНИЯ ТУРБОУСТАНОВОК ТЭС И АЭС

Ильченко А.Г.¹, Седов Д.В.²

¹ФГБОУВПО «Ивановский государственный энергетический университет им. В.И.Ленина», г. Иваново, Россия

²Филиал АО «Концерн Росэнергоатом»
«Калининская атомная станция», г. Удомля, Россия

Пароводяные струйные аппараты (ПВСА) – струйные аппараты, работающие по принципу пароводяного инжектора, являются перспективным оборудованием, находящим все более широкое применение в различных отраслях народного хозяйства. Главными их достоинствами являются простота конструкции, низкая материалоемкость и повышенная надежность, вследствие отсутствия движущихся частей и развитой поверхности нагрева, отсутствие недогрева среды до температуры насыщения, низкая требовательность к ее качеству.

Пароводяной струйный аппарат совмещает в себе функции насоса и теплообменника, в котором рабочей средой является греющий пар, а перекачиваемой средой вода. При функционировании ПВСА происходит теплообмен при смешении потоков и повышение давления перекачиваемой среды, вследствие реализации скачка уплотнения в камере смешения аппарата, таким образом, аппарат совмещает в себе функции теплообменника и насоса. Применение ПВСА позволит отказаться от значительного числа теплообменников и большей части насосов, используемых в системе регенерации



низкого давления турбоустановок ТЭС и АЭС, что позволяет значительно сократить капитальные затраты при строительстве станции, затраты на техобслуживание и ремонт, повысить надежность работы и, возможно, при правильно выбранных параметрах, повысить тепловую экономичность.

Для оценки эффективности применения ПВСА в системе регенерации низкого давления турбоустановки был проведен расчет тепловой схемы турбоустановки К-220-44 для номинального режима работы, при этом сравнивались два варианта системы регенерации низкого давления: базовый – применение пяти поверхностных подогревателей с конденсатными и сливными насосами и модернизированный – в котором все ПНД, кроме первого по ходу воды, и насосы заменены тремя ПВСА. Уменьшенное количество подогревателей обусловлено сложностью расчета схемы.

Для расчета тепловой схемы турбоустановки использовалась программа «СХЕМА», при расчете модернизированного варианта схемы геометрические характеристики ПВСА итерационно уточнялись. Тепловая мощность, подводимая к циклу в обоих вариантах, принималась одинаковой.

Расчет показал незначительное снижение тепловой экономичности цикла модернизированного варианта турбоустановки по сравнению с базовым вариантом (КПД 31,14 %, и 31,29 % соответственно). Это снижение во многом обусловлено снижением количества ступеней регенерации.

Таким образом, пароводяные струйные аппараты целесообразно применять для строящихся блоков ТЭС и АЭС, так как главным их достоинством является снижение капитальных затрат при строительстве станции при практически одинаковых показателях тепловой экономичности.



ИСТЕЧЕНИЕ ВСКИПАЮЩЕГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ С ДОКРИТИЧЕСКИМИ И ЗАКРИТИЧЕСКИМИ ПАРАМЕТРАМИ

Лежнин С.И., Прибатурин Н.А.

Институт теплофизики им. С.С. Кутателадзе СО РАН,
Новосибирск, Россия, lezhnin@itp.nsc.ru

При разгерметизации ёмкостей и трубопроводов энергетических установок, находящихся под высоким давлением, происходит выброс вскипающей перегретой воды с резким понижением давления в зоне разрыва, образованием в окружающем пространстве волн давления и дальнейшим формированием кипящей двухфазной струи [1].

В работе обсуждаются проблемы, возникающие при численном моделировании процесса взрывного вскипания. Рассматриваются начальные термодинамические параметры воды в сосуде (давление, температура) как до- так и закритические. Полная математическая модель гомогенной неравновесной двухфазной среды включает уравнение неразрывности, уравнение Эйлера, уравнение энергии, уравнение состояния смеси и связанное с релаксационным процессом уравнение «производства» пара [1]. При проведении численных расчетов большое внимание уделяется развитию релаксационной схемы фазовых переходов. Для высоких давлений и температуре воды капельная структура двухфазной среды является характерной даже при небольших массовых паросодержаниях (но умеренных и больших объемных содержаниях) [1], и ее можно использовать при моделировании интенсивного парообразования в жидкости. В настоящей работе реализуется алгоритм определения «времени релаксации», основанный на анализе экспериментальных данных по распределению капель по размерам [2]. Крупные капли (микрометры – десятки микрометров) образуются из-за механического дробления струи, определяемого числом Вебера и существующего и при истечении как холодной, так и горячей вскипающей струи воды (рисунки 1а и 1б). Мелкие капли (менее микрометра), формирующиеся при взрывном вскипании капель [2], не определяют релаксацию парожидкостной смеси, так как они на очень малых временах (наносекунды – десятки наносекунд) приходят в термодинамическом равновесие с паром (рисунок 1б). В результате



моделирования для определения времени релаксации предложена двухзонная модель и алгоритм расчета среднего радиуса капли, который превышает наиболее вероятный радиус крупных капель и существенно превышает так называемый «заутеровский средний» радиус [3]. Модель может быть использована как для процессов парообразования, так и возможной конденсации возникающей, например, при взаимодействии струи с преградой.

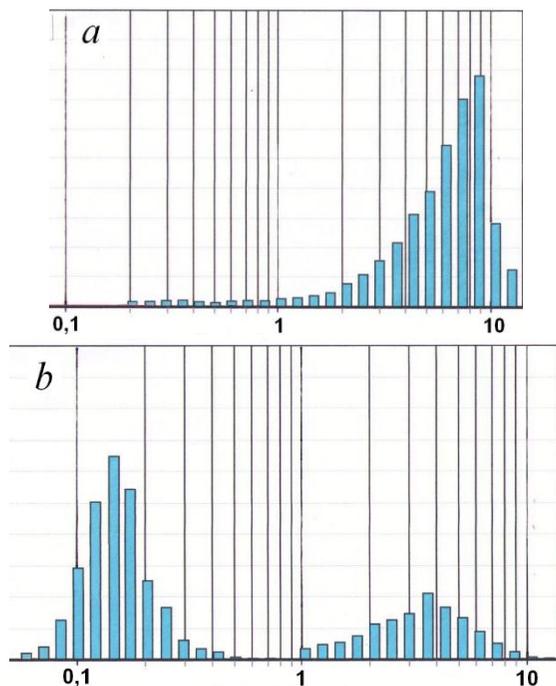


Рис. 1. Распределение капель по размерам (микрометры) при давлении воды перед форсункой 8 МПа. Измерения на установке «Распыл» [2]: *a* - $T_0=293\text{K}$; *b* - $T_0=513\text{K}$

При численном моделировании истечения воды после мгновенного торцевого разрыва патрубка одновременно проводился сквозной счет течения воды (парожидкостной смеси) в сосуде, внутри соединенного с ним патрубка и в атмосфере. На рисунке 2 приведены примеры расчета пространственного распределения нормированного градиента давления и



массового паросодержания для случая натекания вскипающей воды на круглую мишень. Начальные давления выбраны закритическими, а температуры – докритическая (Рис. 2а), закритическая (Рис. 2b). Наблюдаются два фронта, как и для случая истечения теплоносителя, находящегося при докритических значениях давления и температуры [1]. Различие полей градиента давления для процессов вскипания (Рис. 2а, верх) и конденсации (Рис. 2b, верх) несущественно. Амплитуды волн давления для данных случаев также близки. Существенное различие можно наблюдать для полей массового паросодержания (рисунок 2, низ). Внутри канала распространяется фронт вскипания (Рис. 2а) и фронт конденсации (Рис. 2b). При этом скорость фронта конденсации выше скорости фронта вскипания.

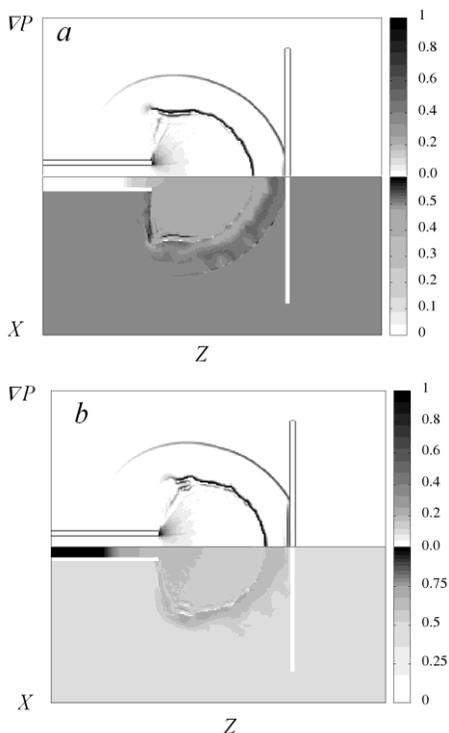


Рис. 2. Поле нормированного градиента давления (вверху) и поле массового паросодержания (внизу) в момент времени $t=0,3$ мс для начальных параметров теплоносителя: $a - P_0=23$ МПа, $T_0=643$ К; $b - P_0=23$ МПа, $T_0=653$ К



В работе также рассмотрен пример истечения пароводяной струи в область, занятую горячим жидким металлом: Этот процесс моделирует раннюю стадию аварии «межконтурная течь» в парогенераторе реакторных установок с жидкометаллическими теплоносителями (натрием или свинцом) [4, 5]. Показаны существенные различия в условиях протекания фазового перехода «вода – пар» по сравнению с процессом истечения вскипающей воды в атмосферу.

Работа выполнена при поддержке РФФИ (проект № 14-29-00093).

Литература

1. Alekseev M.V., Vozhakov I.S., Lezhnin S.I., Pribaturin N.A. Simulating compression waves in the outer atmosphere at depressurization of the pipeline with water coolant // *Journal of Engineering Thermophysics*. 2016, Vol. 25, No. 1, P. 100-105.
2. Батенин В.М., Залкинд В.И., Зейгарник Ю.А., Низовский В.Л. Некоторые аспекты распыла перегретой воды при взрывном вскипании // *ДАН*. Том 431, Вып.3, С. 326-329.
3. Hiroyasu H., Arai M., Tabata M. Empirical Equations for the Sauter Mean Diameter of a Diesel Spray // *SAE Tech. Pap. Ser.* 1989, N 890464, P. 1-21.
4. Кудашов И.Г., Усов Э.В., Бутов А.А. и др. Модели теплообмена кода СОКРАТ-БН для расчета кипения натрия в каналах разной геометрии // *Атомная энергия*. 2014. № 11. С. 261-265.
5. Савченко И.В., Лежнин С.И., Мосунова Н.А. Рекомендации по значениям и расчетным соотношениям для теплофизических и кинетических свойств жидкого свинца // *Теплоэнергетика*. 2015. № 6. С. 51-54.



ВОЗМОЖНОСТИ ПО ПРИМЕНЕНИЮ ПРОГРАММНО-ТЕХНИЧЕСКОГО КОМПЛЕКСА «ВИРТУАЛЬНО-ЦИФРОВАЯ АЭС С ВВЭР» ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС

Гололобов С.М., Друзаев А.А., Семенов А.А., Чернаков В.А.

АО «Всероссийский научно-исследовательский институт
по эксплуатации атомных электростанций», Москва, Россия,
andreydruzhaev@yandex.ru

Программно-технический комплекс «Виртуально-цифровая АЭС с ВВЭР» (ПТК ВЦАЭС) [1] представляет собой интегрированную систему расчетных кодов для моделирования оборудования энергоблоков АЭС с РУ типа ВВЭР, размещенную на высокопроизводительной вычислительной платформе, включающей в себя распределенную сеть расчетных серверов. Ключевыми особенностями ПТК ВЦАЭС являются:

- полномасштабность системы математических моделей оборудования;
- применение высокоточных расчетных кодов нового поколения для создания наиболее ответственных частей моделей оборудования;
- возможность моделирования широкого спектра процессов: от режимов нормальной эксплуатации до тяжелых аварий [2, 3];
- применение супер-ЭВМ для ускорения проведения расчетов.

Пилотная версия системы математических моделей оборудования создается на основе проектных данных энергоблока №1 НВОАЭС-2. Назначение ПТК ВЦАЭС – инженерная поддержка Кризисного центра АО «Концерн Росэнергоатом».

Для обеспечения безопасности АЭС ПТК ВЦАЭС может быть эффективно использован для решения следующих задач:

- подготовка сценариев проведения противоаварийных тренировок, включая сценарии с реализацией тяжелой аварии;
- оперативная поддержка экспертов группы оказания экстренной помощи атомным станциям в случае возникновения нештатной ситуации на АЭС.



Помимо применения в рамках рабочего процесса Кризисного центра, ПТК ВЦАЭС обладает достаточным потенциалом для решения следующих задач:

- анализ проектов автоматизированной системы управления технологическим процессом энергоблоков с реакторами типа ВВЭР;
- выработка и анализ предложений по модернизации оборудования или регламента эксплуатации энергоблока;
- разработка и верификация руководств по управлению тяжелыми и запроектными авариями;
- подготовка учебно-методических материалов по тяжелым авариям на энергоблоках с реакторами типа ВВЭР.

Литература

1. Виртуально-цифровая АЭС – современный инструмент поддержки жизненного цикла атомных энергоблоков с ВВЭР / Г.В. Аркадов, А.П. Жукавин, А.Е. Крошилин и др. // Теплоэнергетика. – №10 - 2014.
2. Трунов А.А., Заюкова В.И. Исследование тяжелых аварий активной зоны LWR // Атомная техника за рубежом. – № 1. – 1990.
3. «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» // Нормативный документ НП-001-15, 17.12.2015.

СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ ПРОЕКТОВ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ МАЛОЙ И СРЕДНЕЙ МОЩНОСТИ

Алексеев П.Н., Субботин С.А., Удянский Ю.Н., Щепетина Т.Д.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия,

Udyanskiy_YN@nrcki.ru

По классификации МАГАТЭ к атомным станциям малой мощности (АСММ) относятся атомные энергоблоки с установленной электрической мощностью менее 300 МВт, а к атомным станциям средней мощности установки от 300 до 700 МВт.

Атомные станции малой мощности могут быть стационарного, блочно-транспортабельного, передвижного наземного и плавучего типа.



Основным потребительским достоинством атомных станций малой мощности является то, что АСММ – автономный энергоисточник, не связанный с постоянным подвозом топлива, предназначен для отдаленных и труднодоступных районов, где использование традиционных органических источников энергии невозможно или затруднено, а линии электропередачи отсутствуют.

Существенным фактором, определяющим потребность в АСММ, являются локальные сети электропередачи, которые накладывают ограничения на мощность генерирующих установок. Именно поэтому АСММ могут быть востребованы в развивающихся странах с неразвитыми линиями электропередачи. Также АСММ могут рассматриваться в качестве источника гарантированного бесперебойного электроснабжения важных объектов государственного значения. Кроме этого, АСММ можно использовать для неэлектрического применения в составе атомных энерготехнологических комбинатов (АТЭК).

В статье рассмотрены вопросы современного состояния проектов АСММ и перспективы их развития в мире и России.

Представлены требования, которым должны удовлетворять современные проекты атомных станций малой и средней мощности, а также подходы к их проектированию.

По нашим оценкам, в перспективе развития до 2025 года по максимальному сценарию планируется сооружение АСММ общей мощностью 36,5 ГВт в 43 странах, по среднему сценарию планируется сооружение АСММ общей мощностью около 20 ГВт в 26 странах.

По нашим оценкам, потребность в АСММ только для северных регионов нашей страны составляет суммарно около 20 ГВт установленной мощности. Емкость отечественного рынка установок единичной мощностью 1, 5 и 50 МВт, достигает примерно 2000, 1000 и 100 единиц, соответственно.



ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС «ДАРЕУС» ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ДИНАМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В РАСТВОРНЫХ РЕАКТОРАХ

Гомин Е.А., Давиденко В.Д., Давиденко О.В., Ковалишин А.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Российская Федерация,
davidenko_vd@nrcki.ru

Программный комплекс (ПК) ДАРЕУС предназначен для компьютерного моделирования динамических процессов, протекающих в растворных реакторах, и используется в НИЦ «Курчатовский институт» для расчётного сопровождения и расчётного моделирования развития аварийных режимов при работе растворных исследовательских реакторов.

В программный комплекс ДАРЕУС входят код нейтронно-физического расчёта КИР, код теплогидравлического расчёта ГАРД и связывающие их программные интерфейсы.

Программа ГАРД была специально разработана для моделирования термомеханических и гидродинамических процессов, протекающих в растворных реакторах, в том числе импульсных, как в номинальном, так и аварийном режиме. Специфические особенности динамики растворных реакторов в значительной степени определяются явлением радиолитического кипения активной зоны, что требует корректного описания механизма образования (нуклеации) зародышей пузырьков в растворе активной зоны и процесса переноса радиолитического газа и тепла, и общего поведения парогазовых пузырьков в условиях стационарных и меняющихся давлений, и температур.

Помимо стандартных, характерных для реакторов любого типа, в программе ГАРД реализованы вычислительные модули, в которых моделируются следующие физические процессы:

1. Образование пузырьков радиолитического газа в растворе в результате взаимодействия осколков деления с молекулами воды.
2. Диффузия радиолитического газа из раствора активной зоны в пузырьки.
3. Движение (всплытие) пузырьков и выход радиолитического газа в полость над активной зоной.



4. Изменение давления в полости над реактором за счёт выхода радиолитического газа из активной зоны и изменения уровня заливки из-за изменения плотности раствора активной зоны.
5. Процессы теплообмена в активной зоне, с учётом отвода тепла по разным каналам: выход газа, теплообмен с корпусом, теплообмен с водяным теплоносителем первого контура.
6. Процессы тепломассопереноса во втором контуре, изменение уровня в компенсаторе объёма второго контура.
7. Процессы теплообмена в корпусе и отражателе.

Реализованные в программе ГАРД вычислительные модули позволяют достаточно точно описать физические процессы, протекающие в растворном реакторе, в частности, связанные с вводом положительной реактивности («вспышке»).

На основе предварительно заданной теплогидравлической модели реактора программа ГАРД последовательно вызывает необходимые расчётные модули. При этом формируется полная и взаимосогласованная система уравнений динамики, после решения которой новые теплофизические функционалы передаются в программу КИР для дальнейшего нейтронно-физического расчёта. К этим функционалам относятся температура конструкционных материалов реактора и плотность раствора активной зоны. Отметим, что при изменении плотности раствора активной зоны меняется её объём, что приводит к изменению уровня заливки. Это изменение учитывается при нейтронно-физическом расчёте следующего состояния реактора для получения величины реактивности.

Программа КИР предназначена для решения неоднородного стационарного и нестационарного, и однородного уравнений переноса нейтронов аналоговыми методами Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных в системах с трёхмерной геометрией. Учитываются запаздывающие нейтроны как те, предшественники которых накопились к началу моделируемого временного процесса, так и те, которые образуются в течение процесса. В программе КИР реализовано вычисление эффективной доли запаздывающих нейтронов и времени жизни нейтронов деления с учётом функции ценности.

Расчётное моделирование динамического процесса с помощью комплекса ДАРЕУС представляет собой последовательную работу



программ КИР и ГАРД. Полный временной интервал протекания динамического процесса разбивается на ряд интервалов. Считается, что в каждом интервале физические свойства реактора остаются неизменными. Для нейтронно-физического и теплогидравлического расчёта могут использоваться разные временные сетки.

При использовании программы КИР в комплексе ДАРЕУС реализована возможность предварительного расчёта ряда состояний реактора, отличающихся плотностью топливного раствора, температур материалов, положения органов регулирования. Для этого в комплексе ДАРЕУС реализован специальный вычислительный модуль определения требуемых для программы ГАРД функционалов.

Верификация программного комплекса ДАРЕУС проводилась на основе имеющихся экспериментальных данных, полученных на растворных реакторах «Аргус» и «Гидра». В докладе представлены результаты расчётов по ПК ДАРЕУС динамических процессов, связанных с вводом положительной реактивности за счёт «выброса» стержня, а также при прекращении циркуляции дистиллята в системе охлаждения реактора.

Результаты расчетного моделирования динамических процессов показывают, различия между экспериментальной и расчетной температурой топливного раствора лежат в пределах 10 °С, а мощности – в пределах 20 %. Погрешность расчётных оценок пика энерговыделения в момент вспышки, полученных по ПК ДАРЕУС, составляет 30% в сравнении с экспериментальными данными.

Разработанные математическая модель ИР с детальным описанием конструктивных элементов и теплогидравлическая модель позволяют с достаточной степенью точности моделировать переходные процессы различной длительности, протекающие в растворных реакторах.



ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ПОЛНОГО ПОДАВЛЕНИЯ ВЗРЫВНЫХ ПРОЦЕССОВ С УЧАСТИЕМ ВОДОРОДА ПОСРЕДСТВОМ ФЛЕГМАТИЗИРУЮЩИХ ДОБАВОК

**Александров А.О., Алексеев В.И., Гавриков А.И., Ефименко А.А.,
Зарецкий Н.П., Мацуков И.Д., Привезенцев С.С., Чайванов Б.Б.,
Черненко Е.В., Щепетов Н.Г.**

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»,
Москва, Россия, Gavrikov_AI@nrcki.ru

Многочисленные расчеты с целью получения количественных данных при возможных аварийных ситуациях на АЭС, выполненные с помощью имеющихся кодов, показывают, что при значительных выбросах водорода внутри защитной оболочки образующиеся водородопаровоздушные смеси, как правило, оказываются либо негорючими, либо имеющими состав вблизи предела воспламенения из-за наличия в смеси значительного количества водяного пара, обладающего заметной флегматизирующей способностью. Единственно возможным режимом горения таких смесей является медленное турбулентное горение, которое характеризуется отсутствием ударных волн и относительно медленным квазистатическим подъемом давления внутри защитной оболочки.

Вместе с тем, необходимо отметить, что существующие расчетные коды далеки от совершенства и не охватывают все возможные нюансы аварии. Как следует из углубленного рассмотрения реальных аварийных ситуаций, выброс водорода происходит неравномерно во времени. Характерным является наличие значительных пиков, в которых интенсивность выброса водорода превышает несколько килограммов в секунду.

В этом случае возможно локальное образование смесей, обладающих повышенной взрывоопасностью. Воспламенение околотехиометрических смесей с высокими пространственными градиентами концентраций в определенных условиях может приводить к образованию таких опасных взрывных режимов, как быстрое турбулентное горение и детонация.

Несмотря на то, что эти процессы не могут иметь глобального характера, т.е. распространяться во всех помещениях защитной оболочки, они,



тем не менее, представляют серьезную опасность для целостности конструкций АЭС и защитной оболочки, даже в случае, если они произойдут только в одном из помещений АЭС.

Наиболее опасной и неохваченной современными кодами является ситуация, в которой мощный пиковый (струйный) выброс водорода происходит в сильно загроможденную часть пространства защитной оболочки АЭС.

В настоящее время для обеспечения водородной безопасности предлагаются различные способы по удалению водорода из защитной оболочки АЭС. Одним из широко используемых методов является применение каталитических рекомбинаторов. Однако существующие коммерческие системы каталитических рекомбинаторов не обеспечивают должный уровень безопасности – их производительность ограничена и в ряде случаев может оказаться недостаточной. Поэтому при мощных струйных выбросах водорода могут образовываться взрывоопасные смеси с высокой концентрацией водорода. Кроме того, при больших концентрациях водорода такие рекомбинаторы могут вызывать самопроизвольный поджиг смеси из-за сильного нагрева катализатора. Поэтому актуальным является исследование другого способа подавления взрывных процессов водородовоздушных смесей – использование веществ – флегматизаторов.

Наиболее эффективными представляются комплексные смесевые флегматизирующие составы, отдельные компоненты которых влияют на различные факторы, определяющие процесс воспламенения водородовоздушной смеси. Поэтому в рамках данной НИР был выполнен поиск оптимальных смесевых флегматизирующих составов в экспериментах малого, среднего и крупного масштаба. Протекание реальных аварий на АЭС сопровождается ростом температуры, поэтому способы флегматизации водородовоздушных смесей отработывались при температуре до 120 °С.

Целью данной работы являлся поиск эффективных смесевых составов, пригодных для флегматизации водородовоздушных смесей при нормальных начальных условиях и при повышенной температуре, характерной для тяжелых аварий на АЭС.

Исследования по флегматизации проведены с использованием нескольких экспериментальных установок малого, среднего и крупного масштаба. Такой подход позволил существенно сократить затраты по



времени и ресурсам при поиске и проверке оптимальных флегматизирующих составов.

Поиск оптимального соотношения компонентов смесевых флегматизирующих составов для эффективного подавления взрывных процессов в водородовоздушных смесях в экспериментах малого масштаба выполнен на лабораторной установке, обеспечивающей варьирование начальной температуры в экспериментах в диапазоне 20÷120 °С.

Эксперименты среднего масштаба по изучению флегматизирующей способности смесевых составов в диапазоне температур 20÷120°С выполнены с использованием установки, представляющей собой нагреваемую трубу длиной 8 м и внутренним диаметром 120 мм, оснащенной всем необходимым диагностическим оборудованием.

Крупномасштабные эксперименты по флегматизации водородовоздушных смесей при начальной температуре +20 °С выполнены на специально созданной установке, моделирующей поджиг стехиометрической водородовоздушной смеси мощным источником с большой площадью нагретой поверхности.

В лабораторных экспериментах выполнены поисковые исследования веществ – флегматизаторов. По результатам экспериментов найден ряд веществ, которые были использованы для приготовления смесевых флегматизирующих составов. В маломасштабных экспериментах найдены оптимальные соотношения компонентов смесевых флегматизирующих составов. Выбрано три состава, эффективно подавляющих горение стехиометрической водородовоздушной смеси: $C_2F_4Br_2$; $C_2F_4Br_2 + C_2F_3Cl_3$; $C_2F_4Br_2 + CF_3I$.

В среднемасштабных экспериментах на установке «Нагреваемая детонационная труба» выполнена проверка флегматизирующей способности найденных оптимизированных составов в диапазоне температур 20÷120 °С. В ходе экспериментов в диапазоне температур 20÷120°С были уточнены соотношения компонентов смесевых флегматизирующих составов. По результатам среднемасштабных экспериментов наилучшим из рассмотренных составов, как по минимальной флегматизирующей концентрации, так и по зависимости этой концентрации от температуры, является двухкомпонентный состав $C_2F_4Br_2 + C_2F_3Cl_3$.



В крупномасштабных экспериментах выполнена проверка флегматизирующей способности найденных оптимальных составов. Все составы, которые подавляют горение в экспериментах малого и среднего масштаба, также подавляют горение и в экспериментах крупного масштаба. Данное доказательство эффективности оптимальных флегматизирующих составов для крупного масштаба подтверждает применимость данных составов, как в системах безопасности АЭС, так и в системах промышленной водородной безопасности.

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

Вольнов А.С., Галиев К.Ф., Гончаров Е.В.

Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская атомная станция»,
Воронежская обл., г. Нововоронеж, Промышленная зона Южная, Россия,
nvnpp1@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Система пассивного отвода тепла (далее – 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 шибера 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 шибера 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 шибера регулирующего устройства с 5,8 МПа 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, т.к. 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.



ЯДЕРНАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, КАК ОСНОВА КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ НА ФЯО ФГУП «ГХК»

Антоненко М.В.

Федеральная ядерная организация Федеральное государственное унитарное предприятие «Горно-химический комбинат» (ФЯО ФГУП «ГХК»), Железногорск, Россия, atomlink@mcc.krasnoyarsk.su

Горно-химический комбинат (ГХК) создан по Постановлению Совета Министров СССР «О Комбинате №815» от 26 февраля 1950 года. Основным назначением комбината до 1995 года являлось выполнение государственного оборонного заказа по наработке и выделению оружейного плутония для ядерного арсенала сдерживания. Оборонная миссия комбината выполнена, осуществляется вывод из эксплуатации объектов оборонного комплекса.

В 2006 году началось создание нового промышленного комплекса ФГУП «ГХК». Была сформирована стратегия развития, которая позволяет решить самую значимую на сегодняшний день проблему атомной энергетики – обращение с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) и замыкание ядерного топливного цикла. Стратегия была одобрена руководством Госкорпорации «Росатом». Все производства нового промышленного комплекса комбината не имеют аналогов и создавались впервые в мире.

К объектам инфраструктуры обращения с ОЯТ на ФГУП «ГХК» относятся: комплекс централизованного хранения ОЯТ в составе водоохлаждаемого (ВВЭР-1000) и воздухоохлаждаемых (ВВЭР-1000 и РБМК-1000) хранилищ, Опытно-демонстрационный центр поколения «3+» по переработке ОЯТ, исключаяющий сбросы ЖРО в окружающую среду, производство МОКС-топлива для реакторов типа БН-800. Такой комплекс, обладая необходимой технологической гибкостью, обеспечивает замыкание ядерного топливного цикла.

В соответствии со статьёй 35 Федерального закона № 170 «Об использовании атомной энергии» эксплуатирующая организация несёт всю полноту ответственности за безопасности на объектах использования атомной энергии.



Культура безопасности является составной частью общей культуры производства и представляет собой совокупность видов деятельности администрации предприятия и поведения персонала подразделений, направленных на обеспечение безопасности ядерно- и радиационно-опасных производств.

Одним из важнейших и приоритетных видов безопасности является ядерная безопасность. Общее руководство работой по обеспечению ядерной безопасности на ФГУП «ГХК» и ответственность за выполнение требований нормативных документов и предписаний Ростехнадзора, приказов и распоряжений Госкорпорации «Росатом» по вопросам ядерной безопасности на предприятии возлагаются на главного инженера, по самостоятельным структурным подразделениям – на главных инженеров подразделений.

В соответствии с требованиями Федеральных норм и правил (ФНП) в области использования атомной энергии НП-063-05 «Правила ядерной безопасности для объектов ядерного топливного цикла» на ФГУП «ГХК» создана служба ядерной безопасности.

Основными задачами службы ядерной безопасности являются:

- осуществление выполнения требований нормативной документации по ядерной безопасности;
- организация и осуществление периодического контроля состояния ядерной безопасности (по утвержденным графикам) с целью предотвращения ядерных аварий.

Организация работ по ядерной безопасности и осуществление контроля за соблюдением правил, норм, требований инструкций, решений вышестоящих организаций, выполнением предписаний органов Ростехнадзора, Госкорпорации «Росатом» по вопросам ядерной безопасности по предприятию возлагается на заместителя главного инженера предприятия. Он является руководителем службы ядерной безопасности, осуществляет функциональное руководство ее работой с учетом действующих нормативных документов по ядерной безопасности.

Служба ядерной безопасности предприятия структурно включает в себя службы ядерной безопасности подразделений, специальное подразделение ядерной безопасности предприятия, руководителей, главных специалистов и специалистов отделов управления предприятия, функционально обеспечивающих выполнение требований ядерной безопасности.



Специальным подразделением ядерной безопасности предприятия является группа учета, контроля ядерных материалов и ядерной безопасности (УКЯБ) Производственно-технического управления (ПТУ), функционально подчиняется руководителю службы ядерной безопасности предприятия, административно – начальнику ПТУ.

ФГУП «ГХК» динамично развивается. За счет создания новых производств количество ядерноопасных участков (ЯОУ) с 2007 до 2017 года увеличилось с 24 до 64.

В след за увеличением количества ЯОУ меняется и структура службы ядерной безопасности предприятия. Так в подразделениях предприятия, в которых организованы новые производства:

- РХЗ – комплекс по производству МОКС- топлива;
- ИХЗ – хранилища ОЯТ;
- Опытно-демонстрационный центр по переработке ОЯТ
- службы ядерной безопасности выделены в виде отдельных структурных подразделений, в состав которых включён персонал, занимающийся только вопросами ядерной безопасности.

С учетом увеличения ядерноопасных участков в настоящее время на предприятии принято решение о создании в 2017 году отдельной группы ядерной безопасности, которая будет являться специальным подразделением ядерной безопасности предприятия и выполнять функции организации и контроля обеспечения ядерной безопасности.

В соответствии с требованиями НП-063-05 на предприятии разработан порядок обучения и допуска персонала к работе на ядерно-опасных участках. Персонал, работающий на ядерно-опасных участках, проходит изучение норм и правил по обеспечению ЯБ в установленном на предприятии порядке.

В структурных подразделениях предприятия составляется перечень должностей (профессий), устанавливающий продолжительность производственного обучения, работы под наблюдением, виды, периодичность и состав экзаменационной комиссии для проверки знаний работников данного подразделения.

Работники предприятия непосредственно обеспечивающие безопасность особо радиационно опасных и ядерно опасных производств и



объектов, не прошедшие в установленном порядке подготовку, переподготовку, проверку знаний, инструктажи или не получившие разрешения на право ведения работ в области использования атомной энергии, отстраняются от работы.

Обеспечение ядерной безопасности на объектах ЯТЦ предприятия является высшим приоритетом в деятельности ФЯО ФГУП «ГХК».

ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НАСЕЛЕНИЯ И СОЗДАНИЕ РЕГИОНАЛЬНЫХ СИСТЕМ РАДИАЦИОННОГО МОНИТОРИНГА

Арутюнян Р.В.

Федеральное государственное бюджетное учреждение науки
Институт проблем безопасного развития атомной энергетики
Российской академии наук, Москва, 115191, Россия, arut@ibrae.ac.ru

Регулярная деятельность органов управления по предупреждению чрезвычайных ситуаций радиационного характера, как и адекватное, эффективное и своевременное реагирование на них являются ключевыми факторами, снижающими риски неблагоприятного воздействия на население и окружающую среду. Важной задачей при этом является своевременное информирование населения о реальной радиационной обстановке в местах проживания и целесообразных действиях в случае возникновения аварийных ситуаций радиационного характера.

В 2005 году Госкорпорацией «Росатом» было принято решение о реализации одного из приоритетных проектов СМП (Стратегический мастер-план – комплексная и скоординированная программа, нацеленная на утилизацию атомных подводных лодок и судов атомного технологического обслуживания, реабилитацию загрязненных территорий на Северо-западе России) по совершенствованию системы радиационного мониторинга и аварийного реагирования в Мурманской области. Результаты проекта получили высокую оценку специальной миссии МАГАТЭ по оценке аварийной готовности, российских и зарубежных экспертов, которые рекомендовали



использовать полученный опыт в создании аналогичных систем в других субъектах Российской Федерации.

В частности, в отчете по итогам миссии МАГАТЭ по оценке системы аварийной готовности и реагирования Мурманской области отмечено: «Проект сыграл выдающуюся роль в повышении уровня аварийной готовности в области. Все созданные элементы функционируют: автоматизированные системы контроля радиационной обстановки, системы обмена данными, системы видеоконференцсвязи, мобильные лаборатории, экспертная поддержка и т.д. Работа всех элементов была впечатляюще продемонстрирована во время противоаварийного учения.

Новая система может служить моделью для других аналогичных проектов. Предлагается использовать созданные элементы для управления реагирующими мерами в отношении других типов аварийных ситуаций».

В 2008 году было принято решение о реализации аналогичного проекта в Архангельской области, который также получил высокую оценку миссии МАГАТЭ.

В дальнейшем работы по созданию территориальных систем радиационного мониторинга и аварийного реагирования (ТС РМиАР) были включены в состав мероприятий федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» (ФЦП ЯРБ).

В течение 2006-2015 гг. Госкорпорацией «Росатом» и МЧС России совместно с ИБРАЭ РАН, Росгидрометом и субъектами Российской Федерации в рамках федеральных целевых программ, областных целевых программ и в рамках международного сотрудничества выполнялись работы по созданию и совершенствованию территориальных систем радиационного мониторинга и аварийного реагирования в субъектах Российской Федерации.

К 2016 году ТС РМ и АР созданы в 29 субъектах Российской Федерации (737 поста АСКРО, 79 метеопостов, 34 передвижных лабораторий) - Брянской обл., Калужской обл., Орловской обл., Тульской обл., Московской обл., Смоленской обл., Курской обл., Курганской обл., Свердловской обл., Челябинской обл., Ростовской обл., Саратовской обл., Нижегородской обл., Алтайском крае, Красноярском крае, Приморском крае, Камчатском крае, Хабаровском крае, Сахалинской обл., Мурманской обл.,



Архангельской обл., г. Москве, Ленинградской обл., Калининградской обл., Ульяновской обл., Томской обл., Волгоградской обл., Воронежской обл., Тверской обл.

Созданы региональные ситуационные кризисные центры, модернизированы территориальные системы автоматизированного контроля радиационной обстановки, созданы современные линии связи, передвижные лаборатории радиационной разведки. Организована система экспертной поддержки администрации областей по принятию решений по защите населения и территорий. Созданная инфраструктура обеспечивает информационную, экспертную и техническую поддержку областных комиссий по предупреждению и ликвидации чрезвычайных ситуаций. Существенно модернизированы процедуры и регламенты взаимодействия всех участников аварийного реагирования на местном, объектовом, областном и федеральном уровнях. Проведена подготовка и обучение персонала территориальных структур аварийного реагирования. На этапе опытной эксплуатации систем были проведены масштабные комплексные противоаварийные учения, в ходе которых прошли апробацию все элементы инфраструктуры аварийного реагирования. Учения показали существенное повышение эффективности взаимодействия объектового, территориального и федерального уровней аварийного реагирования.

Опыт прошлых радиационных аварий и инцидентов показал, что подавляющая часть социально-экономического ущерба связана с неадекватным реагированием и отсутствием эффективной инфраструктуры, обеспечивающей территориальные органы управления оперативной и квалифицированной научной поддержкой при принятии решений по мерам вмешательства – защите населения и территорий.

Системный анализ ущербов, связанных с такими ситуациями, показывает, что даже при относительно небольших загрязнениях населенных территорий, не требующих каких-либо мер защиты населения, социально-экономический ущерб для региона может быть большим в случае недостаточной оперативности реагирования.

Развитие территориальных систем аварийного реагирования направлено на повышение готовности сил и средств территориальных подсистем РСЧС субъектов Российской Федерации за счет создания современных программно-технических комплексов экспертной поддержки аварийного



реагирования на ЧС с радиационным фактором, системы научно-технической поддержки принятия решений органами исполнительной власти субъектов Российской Федерации со стороны компетентных научных организаций для выработки адекватных мер по защите населения в случае радиационных аварий и инцидентов и минимизации их последствий, организации взаимодействия территориальных и функциональных подсистем РСЧС.

Литература

1. Р.В. Арутюнян и др. Территориальные системы аварийного реагирования и радиационного мониторинга / Труды ИБРАЭ РАН под общей редакцией чл.кор. РАН Л.А. Большова: Наука, 2007-. Вып.15: Развитие систем аварийного реагирования и радиационного мониторинга / научн. Ред. Р.В. Арутюнян. - 2014. Стр.144-162.

ВНЕДРЕНИЕ МЕТОДОЛОГИИ ВАБ В ПРАКТИКУ АНАЛИЗА И МОНИТОРИНГА НАДЕЖНОСТИ И БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

Бакланов А.В., Бахметьев А.М., Линьков С.П.

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород, РФ, vab@okbm.nnov.ru

Представлены элементы системного подхода к внедрению методологии вероятностного анализа безопасности (ВАБ), включающие разработку программного обеспечения (ПО) ВАБ и соответствующих руководств, ПО для мониторинга риска при эксплуатации ядерной установки (ЯУ), ПО для мониторинга надежности и безопасности ЯУ, поддерживающего обратную связь по вопросам надежности и безопасности между эксплуатирующей организацией и другими заинтересованными организациями, а также подготовку молодых специалистов, владеющих методологией и ПО ВАБ.

Дана характеристика функциональных возможностей и особенностей ПО для ВАБ «CRISS», базирующегося на аналитических разработках российских специалистов, которое более 25 лет совершенствуется и используется специалистами ОКБМ при проектировании ЯУ различного типа и назначения. Ряд версий ПО аттестованы Ростехнадзором. ПО обладает



рядом уникальных возможностей по обеспечению анализа надежности персонала при выполнении ВАБ, оптимизации структуры системы по экономическим параметрам и рядом других. Представлены некоторые результаты ВАБ для ЯУ различного типа, выполненного с использованием указанного ПО.

Изложены функциональные возможности ПО «CRISS-монитор» для мониторинга риска в процессе эксплуатации ЯУ и обеспечивающего поддержку персонала в процессе работы ЯУ, планирования технического обслуживания оборудования, обучения персонала, предоставления информации об уровне безопасности ЯУ на различных временных периодах. Одна из версий ПО внедрена на энергоблоке БН-600 Белоярской АС, планируется внедрение на ряде других энергоблоков АЭС России. Новый нормативный документ по безопасности [1] поставил задачу оценки условной вероятности перехода отказа элемента в тяжелую аварию. Соответствующая методика была разработана с последующим расширением функциональных возможностей ПО.

Важным направлением повышения надежности и безопасности является формирование устойчивой обратной связи между эксплуатирующей организацией и разработчиками ЯУ, другими заинтересованными организациями. Решение данной задачи обеспечивается путем реализации процессов:

- систематического, всестороннего исследования (мониторинга) опыта эксплуатации ЯУ;
- определения причин и условий возникновения нарушений нормальной эксплуатации оборудования и ЯУ в целом;
- оценки достигнутых показателей надежности и безопасности, тенденций их изменения;
- выработки мер по предотвращению нежелательных событий, анализ эффективности принятых мер;
- поддержки эксплуатирующей организации по вопросам обобщения информации, автоматизированной подготовки регулярных сообщений (отчетов по эксплуатации).

Для практической реализации указанных процессов, создания необходимых баз данных в АО «ОКБМ Африкантов» разработано семейство информационно-поисковых систем «Источник», из которых ПО «Источник-БН» внедрена на Белоярской АЭС, ПО «Источник-С» во ФГУП «Атомфлот».



Представлены примеры решения практических задач эксплуатации ЯУ с использованием указанного ПО.

Показано, что технология ВАБ апробирована и готова для внедрения и поддержки эксплуатации ядерных установок.

Литература

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15). М.: «Ростехнадзор», 2015.-73с.

ПРИНЦИПЫ ПОСТРОЕНИЯ АНАЛИТИЧЕСКИХ СИСТЕМ ОПЕРАТИВНОЙ ПАРАМЕТРИЧЕСКОЙ ДИАГНОСТИКИ. ВОЗМОЖНОСТИ СОЗДАНИЯ

**Болнов В.А., Зотов И.С., Зотова М.В., Смирнов Д.А.,
Соколова Л.Б., Цыгвинцев А.Н.**

АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород, Россия, okbm@okbm.nnov.ru

Всевозрастающее усложнение и ужесточение требований, предъявляемых к эксплуатации судовых энергетических установок и систем автоматического управления выдвигают на передний план задачу создания аналитических систем оперативной параметрической диагностики, осуществляющих не только качественную оценку состояния диагностируемого технического объекта (работоспособность, неработоспособность, имеется дефект или дефект отсутствует и т.п.), но и прогноз работоспособности исследуемого объекта, его остаточный ресурс.

Для создания современных диагностических систем в АО «ОКБМ Африкантов» были разработаны принципы построения, основанные на использовании полномасштабной математической модели исследуемого объекта.

При создании полной модели используется система уравнений, описывающая кинетику реактора, процессы тепломассопереноса в РУ и ПТУ, процессы теплопередачи, электромеханические процессы в электроэнергетической установке и алгоритмы системы управления. Разрабатываемая



модель должна не только адекватно отображать физические процессы, протекающие в реальном объекте, но и быть адаптирована к непрерывному отражению "тонких" параметрических эффектов.

На следующем этапе происходит формирование диагностических алгоритмов. В основу практически всех используемых алгоритмов диагностирования заложен принцип сравнения оперативной информации, получаемой в процессе работы объекта, с базовой информацией. В представляемой методике в качестве базовой используется математическая модель, функционирующая по управляющим воздействиям, поступающим из системы управления объекта диагностирования.

Ключевым моментом, здесь является то, что математическая модель должна обеспечивать адекватность расчета одновременно по всем выходным параметрам и во всем многообразии режимов. Для этого была предложена следующая технология автоматической настройки параметров математической модели. На этапе разработки модели выделяется перечень определяющих параметров и формируется критериальный функционал отклонений значений элементов вектора состояний модели от измеренных значений параметров объекта. Затем на основании численных методов безусловной оптимизации осуществляется поиск экстремума функции многих переменных (критериального функционала) в n -мерном пространстве (n – число выбранных определяющих параметров модели). Таким образом, определяются реперные значения параметров математической модели при ее настройке.

В 2016 году технология автоматической настройки параметров была апробирована при настройке математической модели по результатам испытания ЯЭУ петлевого типа.

В качестве критериальных параметров, описывающих состояние объекта рассматривались:

- разность температур теплоносителя на выходе и на входе центральной части аппарата;
- температура теплоносителя на входе в фильтр 1 контура;
- давление в 1 контуре;
- уровень в компенсаторах объема;
- температура пара за парогенератором;
- температура пара перед маневровым устройством;
- расход воды 3к через теплообменник 3-4к;



- температура воды 3к на входе в теплообменник 3-4к;
- температура воды 3к на выходе из теплообменника 3-4к;
- температура воды 3к на выходе из холодильника фильтра 1 контура.

Анализ проводился для режима работы установки ЦНПК на БЧВ, $N=30\%N_{ном}$, система очистки – в режиме очистки.

При проведении валидации математической модели максимальные отклонения выходных параметров составляли от 25÷30 % для составляющих по расходу до 5÷7 % для температурных составляющих, так же была выявлена систематическая разница – температура пара (даже непосредственно за ПГ) на 3÷4 °С ниже выходной температуры.

В ходе апробации технологии автоматической настройки параметров математической модели основными изменяемыми параметрами, описывающими состояние модели были выбраны:

- гидравлическое сопротивление ПГ;
- гидравлическое сопротивление центральной части активной зоны;
- гидравлического сопротивление трассы 1 контура;
- номинальное значение напора ЦНПК;
- коэффициент теплообмена металлоконструкций ПГ с окружающей средой;
- гидравлические сопротивления и коэффициенты эффективности теплопередачи по 3 и 4 контурам.

После применения технологии оптимизации параметров математической модели ЯЭУ значения отклонений составили ~4 % для составляющих по расходу и ~ 3 % для температурных составляющих.

Реализованная методика по настройке математической модели позволяет автоматически настраивать параметры модели в режиме реального времени.

Аналитическая система оперативной параметрической диагностики разрабатывается на базе специализированных технических средств измерительной и компьютерной техники, которые при соответствующем математическом и программном обеспечении, способны моделировать все оцениваемые состояния оборудования судовой ЯЭУ, позволяют определить плохо выявляемые дефекты и устранить неисправности, поставить достаточно точный диагноз и выполнить многосторонний анализ ошибок эксплуатации



оборудования. На основе такого анализа определяются соответствующие мероприятия для выбора оптимальных режимов работы, способы предотвращения неполадок, составить рекомендации по необходимым модернизациям, ремонтным работам и срокам их выполнения.

ЯДЕРНЫЙ ТЕРМОЭЛЕКТРИЧЕСКИЙ ГЕНЕРАТОР НА ЖИДКИХ СОЛЯХ (ЯТЭГ-ЖСР)

Абалин С. С., Бурлаков Е.В., Гольцев А.О.

НИЦ КИ, Москва, Россия, nrcki@nrcki.ru

Освоение труднодоступных территорий, таких как Арктика, Антарктика, прибрежный шельф, космос и пр., в первую очередь подразумевают под собой энергообеспечение самого процесса освоения. Анализируя темпы обустройства новых территорий нетрудно прийти к выводу, что в скором времени потребуются электрические мощности от нескольких сотен до тысяч киловатт. Причём требования к таким электрогенерирующим установкам, могут выдвигаться весьма жёсткие и специфические:

- электрическая мощность от одного до несколько сотен кВт,
- срок работы 5÷10 и более лет,
- простота и надёжность конструкции,
- и самое главное - необслуживаемость установки в течение всего срока службы.

В докладе приводится принципиальная схема ядерной энергетической установки с активной зоной на расплаве фтористых солей работающая в режиме естественной конвекции этого расплава (рис.1).

Предварительные расчётные оценки показывают, что:

При оптимизации размеров и состава такой реакторной установки, а также использования тория-232 в составе солевой композиции, возможно создание установки работающей без перегрузки топлива в течение 10÷15 лет.



Высокотемпературный потенциал такого реактора, очевидно, следует использовать для создания ядерно-энергетической установки с прямым преобразованием тепловой энергии в электрическую (термоэмиссионные или термоэлектрические преобразователи) со сбросом тепла либо в окружающую среду в режиме естественной циркуляции солевого расплава, либо отвод его в тепловую сеть для нужд отопления. Диапазон мощностей такой установки в зависимости от её размеров и областей использования может простирается от нескольких киловатт до нескольких мегаватт.

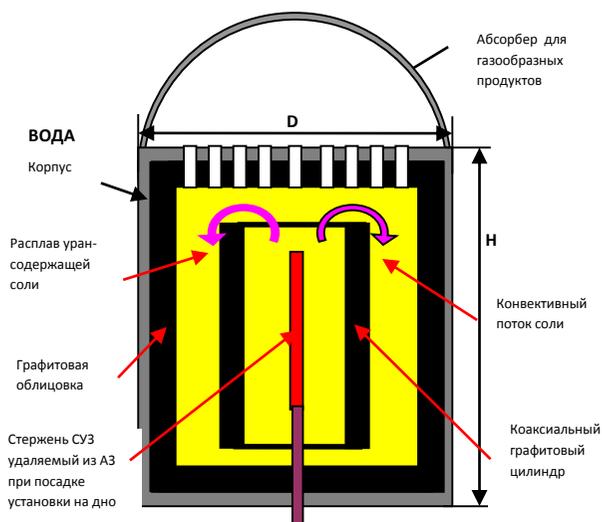


Рис. 1. Принципиальная схема расплавно-солевого реактора охлаждаемого водой с наружной поверхности.

Для подготовки перехода данной работы в проектно-конструкторскую стадию следует провести комплекс взаимосогласованных расчётных исследований нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик для выбора оптимальных габаритов установки и состава урансодержащей расплавно-солевой композиции.

Кроме этого, следует организовать проведение экспериментальных работ по изучению процесса начала плавления урансодержащей соли и процесса установления режима её естественной конвекции. При получении



положительных результатов можно будет говорить о создании конструкции установки ввод в эксплуатацию которой (физический и энергетический пуски) будет происходить при минимальном присутствии обслуживающего персонала.

ЧИСЛЕННЫЙ РАСЧЕТ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ПЛАВЛЕНИЮ ТВЭЛОВ БЫСТРОГО РЕАКТОРА С ПОМОЩЬЮ МОДУЛЯ SAFR/V1 ИНТЕГРАЛЬНОГО КОДА ЕВКЛИД/V2

**Климонов И.А., Кудашов И.Г., Прибатурин Н.А.,
Усов Э.В., Чухно В.И.**

Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт проблем
безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук,
Новосибирский филиал, usovev@gmail.com

Обоснование безопасности существующих и перспективных быстрых реакторов с жидкометаллическим охлаждением требует разработки специальных программных средств для проведения детерминистических расчетов различных сценариев аварий. Разработанные программные средства должны быть верифицированы на базе аналитических тестов, результатов исследований на экспериментальных стендах, а также на базе экспериментов, проведенных на реальных реакторных установках.

Для расчета режимов нормальной эксплуатации, нарушения нормальной эксплуатации, а также проектных и запроектных аварий в реакторных установках на быстрых нейтронах в ИБРАЭ РАН разработан интегральный код ЕВКЛИД [1]. В первую версию интегрального кода входят теплогидравлический модуль HYDRA-IBRAE/LM [2], нейтроно-физический модуль и ТВЭЛЬный модуль, что позволяет проводить расчет режимов, нарушения нормальной эксплуатации и проектных аварий.

Для расчета запроектных аварий, в том числе запроектных аварий остаточного риска разрабатывается вторая версия кода, которая содержит модуль SAFR/V1 [3] для моделирования термического разрушения ТВЭЛа и



вторую версию теплогидравлического кода HYDRA-IBRAE/LM для расчета переноса компонент разрушенного ТВЭЛа в теплоносителе.

В настоящей работе представлены результаты верификации модуля термического разрушения ТВЭЛа SAFR/V1 кода Евклид/V2 на основе экспериментальных исследований, проведенных на экспериментальных стендах. В частности, рассмотрены эксперименты серии R, выполненные на реакторе TREAT в Аргонской национальной лаборатории [4], проведено моделирование экспериментов по плавлению ТВЭЛов на установке DEN [5] и стенде Нижегородского государственного технического университета [6]. Приведено сравнение экспериментальных и расчетных данных по основным параметрам, в том числе с использованием анализа неопределённости. Получена погрешность расчета этих параметров.

Литература

1. Алипченков В.М., Беликов В.В., Васекин В.Н. и др. Верификация интегрального универсального расчётного кода Евклид/V1 применительно к установкам БРЕСТ-ОД-300 и БН-1200. Сборник докладов 3-ей МНТК “Инновационные проекты и технологии ядерной энергетике”. г. Москва. 7-10 октября. т.2. с.175-191. 2014.
2. Алипченков В.М., Анфимов А.М., Афремов Д.А., Горбунов В.С., Зейгарник Ю.А., Кудрявцев А.В., Осипов С.Л., Мосунова Н.А., Стрижов В.Ф., Усов Э.В. Базовые положения, текущее состояние разработки и перспективы дальнейшего развития теплогидравлического расчетного кода нового поколения HYDRA-IBRAE/LM для моделирования реакторных установок на быстрых нейтронах. – Теплоэнергетика, 2016, № 2, с. 54–64.
3. Калашникова А.А., Усов Э.В. Разработка программного модуля для расчета плавления твэл и перемещения расплава в реакторных установках на быстрых нейтронах на этапе тяжелой аварии. – Материалы III российской молодежной конференции “Энергетика, электромеханика и энергоэффективные технологии глазами молодежи”. – Томск: Изд-во ООО “СКАН”, 2015. с. 135-138
4. B. W. Spencer. Final Report on TREAT Tests R4 and R5; Seven-pin, Loss-of-flow Tests with Full-length, Unirradiated FFTF-type Fuel Pins. Argonne national Laboratory. 1979.
5. V.J.Wrona, T.M.Galvin, and D.Stahl. Out-of-reactor experimental study of fuel-pin failure phenomena. – International Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics Chicago, II. October 6-8. 1976.
6. Усынин Г.Б., Аношкин Ю.И., Семенычев М.А. Исследование плавления твэлов на имитаторах с топливными композициями.– Атомная энергия. 1991. т.70. вып. 2. с. 108 – 110.



РАЗРАБОТКА ПРОЕКТА ГИБРИДНОЙ УСТАНОВКИ «СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ» ДЕМО-ТИН

Шпанский Ю.С., Кутеев Б.В.

и коллектив разработчиков ДЕМО-ТИН

НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия, *Shpanskiy_YS@nrcki.ru*

В течение последних пяти лет в России ведется разработка проекта гибридной установки на основе сверхпроводящего токамака ДЕМО-ТИН. Установка предназначена для комплексных испытаний стационарных и ядерных технологий термоядерного синтеза на уровне мощности синтеза 40 МВт и деления 400 МВт. Разработка находится на переходной стадии от концептуального проектирования к техническому и рассматривается как основной источник технологической и ядерно-физической информации, которая должна дополнить результаты исследований международного термоядерного реактора ИТЭР в области физики плазмы с интенсивной реакцией ДТ-синтеза и методов управления термоядерной плазмой. Полученные в ходе работы установки знания позволяют ускорить реализацию опытной и промышленной термоядерных электростанций. Опробованные на ДЕМО-ТИН гибридные технологии синтеза-деления должны помочь внедрению термоядерных технологий и улучшению нейтронного баланса атомной энергетике. Важным следствием использования гибридных технологий должны стать ускоренные темпы развития АЭ, снижение радиотоксичности топливного цикла и уровня загрязнений производств по переработке топлива. Данная проблема становится актуальной при переходе к замкнутому топливному циклу. Важные потенциальные возможности гибридных систем и технологий легли в основу проекта создания в России Опытно-промышленной гибридной установки к 2030 году.

В основе разрабатываемого термоядерного источника нейтронов ДЕМО-ТИН лежит классический токамак (КТ) с мощностью термоядерного синтеза до 40 МВт. Проектирование нацелено на достижение стационарного режима работы установки с нейтронной нагрузкой на первую стенку $\sim 0,2$ МВт/м² и дозы облучения нейтронами до ~ 2 МВт-года с площадью поверхности blankets более 100 м², достаточной для тестирования материалов и компонент в термоядерном спектре нейтронов и развития



гибридных технологий трансмутации, производства топливных нуклидов и генерации энергии. В настоящее время основная задача проектирования состоит в определении характеристик и интеграции конструкций токамака и гибридного blankets, предназначенного для пережигания минорных актинидов из ОЯТ современных тепловых реакторов в подкритическом режиме с эффективным коэффициентом размножения нейтронов $k_{\text{eff}} < 0,95$.

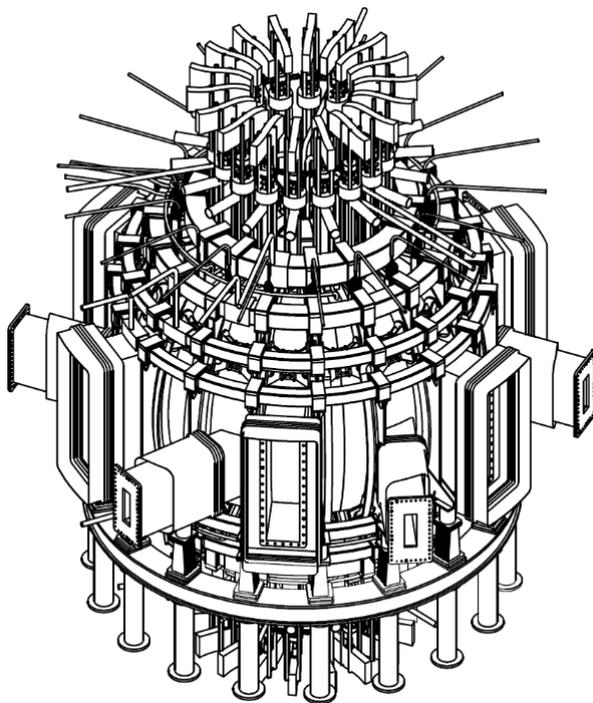


Рис. 1. Конструкция и параметры токамака ДЕМО-ТИН

В докладе представлены результаты, определившие требования к размерам токамака и обосновывающие геометрические размеры, структуру и выбор теплоносителя гибридного blankets с коэффициентом воспроизводства трития более 1. В ходе работы над blankets ДЕМО-ТИН рассматривались различные теплоносители – вода, эвтектический сплав



Na-K (жидкометаллический теплоноситель с температурой плавления $\sim -11^\circ\text{C}$), а также теплоноситель со сверхкритическими параметрами – CO_2 .

Существенными факторами, определяющими размеры токамака, являются необходимость достаточной толщины радиационной защиты и прочностные характеристики электромагнитной системы. Общий вид варианта ДЕМО-ТИН, разработанного в 2015-2017 годах [1], представлен на рисунке. В докладе будут обсуждены результаты трехмерного моделирования нейтронных потоков от плазменного и бланкетного источников. Показано, что гибридный бланкет вносит незначительный вклад в нагрев катушек тороидального поля. Вопросы взаимодействия установки с ядерным топливном циклом российской атомной энергетике планируется выполнить в ближайшее время.

Большой радиус R, м	2,75-3,2
Малый радиус a, м	1,0
Вертикальное смещение пучка нейтральных атомов, м	0,6
Прицельный радиус, м	2,65
Средняя по объему плотность электронов $\langle n \rangle$, 10^{20} м^{-3}	1(0,7 n_{Gr})
Температура электронов/ионов $T_e(0)/T_i(0)$, кэВ	11,5/10,7
Нормализованная бэ́та β_N	2,1
Полоидальная бэ́та β_p	0,96
Тороидальная бэ́та на оси $\beta_i(0)$	4
Ток разряда I_{pl} , МА	4,5
Бутстреп ток I_{bs} , МА	2,7
Ток, генерируемый пучком I_{cd} , МА	1,8
Энергетическое время удержания τ_E , с	0,65
Внутренняя индуктивность плазмы	0,53
Мощность DT-реакции на пучке P_{DTbeam} , МВт	15
Термоядерная мощность, МВт	21,5
Выход нейтронов G_N , $10^{19} /s$	1,3



Задачи работ 2017 года:

- совершенствование моделей и кодов для проведения оценки плазмо-физических параметров токамака ТИН;
- разработка, макетов элементов технологических систем ТИН;
- создание нейтронно-физической модели ТИН с гибридным blanketом;
- выбор концепции гибридного топливного цикла, blanketа и токамака с учетом развития атомной энергетике на тепловых и быстрых реакторах;
- конструкторские проработки технических решений;
- разработка моделей оценки модификации свойств материалов в нейтронных потоках;
- обоснование выбора материалов ТИН.

Литература

1. B.V. Kuteev, Yu.S. Shpanskiy and DEMO-FNS Team. «Status of DEMO-FNS development» Published 7 June 2017 IAEA, Vienna. Nuclear Fusion, Volume 57, Number 7 <https://doi.org/10.1088/1741-4326/aa6dcb>

ПРОГНОЗНАЯ ОЦЕНКА ДОЗОВЫХ НАГРУЗОК НА ПЕРСОНАЛ БЕЛОРУССКОЙ АЭС ПРИ ЗАПРОЕКТНЫХ АВАРИЯХ С УЧЕТОМ ИНФРАСТРУКТУРЫ ПРОМПЛОЩАДКИ

Орловская В.И., Трифонов А.Г.

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь,
valentina.orlovskaya@mail.ru

Основным требованием радиационной безопасности является принцип неперевышения предельно допустимых величин радиоактивных выбросов АЭС и обуславливаемых ими доз облучения персонала и населения. Радиационная безопасность персонала АЭС в аварийных ситуациях обеспечивается за счет анализа уровней возможного радиоактивного загрязнения и принятия научно обоснованных мер по защите.



В данной работе приводятся результаты оценки радиационного воздействия выбросов радиоактивных веществ на персонал Белорусской АЭС в случае запроектной аварии. Для оценки дозовых нагрузок на персонал АЭС проведена оценка осаждения радиоактивных веществ на характерных поверхностях территории площадки АЭС в аварийных ситуациях, проведены расчеты объемной активности радионуклидов в приземном слое воздуха на территории площадки АЭС при запроектных авариях с реакторами типа ВВЭР, а именно рассмотрен аварийный выброс через неплотности двойной защитной оболочки с учетом байпаса контаймента.

Исходными данными по радионуклидному составу выброса и активности выбрасываемых радионуклидов были приняты проектные данные [1].

Для оценки осаждения радиоактивных веществ на характерных поверхностях территории Белорусской АЭС в аварийных ситуациях и моделирования переноса аэрозольных частиц была выбрана система уравнений сохранения массы, количества движения и тепловой энергии для описания приповерхностного слоя атмосферы, которая была дополнена уравнениями сохранения для аэрозольных частиц. Данная система уравнений сохранения решалась совместно с начальными и граничными условиями для метеорологических параметров на территории размещения площадки Белорусской АЭС с использованием среды разработки компьютерных программ COMSOL 3.5a [2].

С помощью разработанного программного модуля были проведены расчеты средней объемной активности радионуклидов в приземном слое воздуха (на высоте 1 м над подстилающей поверхностью) на территории промплощадки АЭС по зонам удаления от источника распространения при различных скоростях ветрового потока и осаждения примесных аэрозолей. Пример результатов расчета приведен в таблице 1.

При оценке дозовых нагрузок на персонал АЭС были приняты следующие допущения:

- краткосрочность облучения, когда ожидаются постоянные условия переноса и состав выбросов;
- не учитывается уменьшение облучения персонала из-за частичного пребывания в укрытии;



- облучаемый персонал – взрослые люди (возраст больше 18 лет), с объемом дыхания $1,4 \text{ м}^3/\text{ч}$, выполняющие легкую физическую работу, не употребляющие загрязненные продукты питания.

Таблица 1 – Средние объемные активности радионуклидов в приземном слое воздуха на промплощадке при скорости ветрового потока 10 м/с. Скорость осаждения 0,05 м/с

Радионуклид	Концентрация, кБк/м ³					
	Исходная при запроектной аварии	Зона 1 (~40 м)	Зона 2 (~40-60 м)	Зона 3 (~60-90 м)	Зона 4 (~90-105 м)	Зона 5 (~105-165 м)
Sr-90	$2,78 \cdot 10^3$	1,7	1,4	1,1	0,8	0,6
Cs-137	$1,18 \cdot 10^5$	70,8	59,0	47,2	35,4	23,6
I-131	$1,00 \cdot 10^6$	600,0	500,0	400,0	300,0	200,0
I-133	$1,88 \cdot 10^6$	1128,0	940,0	752,0	564,0	376,0

Для этих условий моделирование прогнозной оценки общей эффективной дозы выполнялось с учетом внешнего облучения от облака, выпадений на поверхность площадки и внутреннего облучения за счет ингаляционного поступления [3].

Оценка дозовых нагрузок на персонал АЭС выполнялась с учетом загрязнения, формируемого такими радионуклидами, как Sr-90, Cs-137, I-131, I-133. Результаты расчета прогнозной оценки аварийных доз персонала при скорости ветрового потока 10 м/с и скорости осаждения примесных аэрозолей 0,05 м/с представлены в таблице 2.

Таким образом, для наиболее загрязненной зоны 1 доза облучения персонала на ранней фазе аварии (4 часа) за счет внешнего облучения составит 0,57 мЗв, доза за счет ингаляции – 53,18 мЗв. Общая эффективная доза облучения персонала за счет нахождения на площадке в случае аварийного выброса через неплотности двойной защитной оболочки с учетом байпаса контаймента составит 53,75 мЗв, что выше порогового значения предела допустимой годовой дозы для персонала в случае аварийных ситуаций (50 мЗв) и требует принятия срочных защитных мер.



Таблица 2 – Прогнозная оценка аварийных доз персонала на промплощадке при скорости ветрового потока 10 м/с. Скорость осаднения 0,05 м/с

Радионуклид	Значение параметра	Зона 1 (~40 м)	Зона 2 (~40-60 м)	Зона 3 (~60-90 м)	Зона 4 (~90-105 м)	Зона 5 (~105-165 м)
Sr-90	Эффективная доза от ингаляции, мЗв	0,29	0,24	0,18	0,13	0,10
Cs-137	Эффективная доза от ингаляции, мЗв	2,66	2,21	1,77	1,33	0,89
I-131	Эффективная доза от ингаляции, мЗв	36,96	30,80	24,60	18,48	12,32
I-133	Эффективная доза от ингаляции, мЗв	13,27	11,05	8,87	6,65	4,43
Суммарная эффективная доза от ингаляции, мЗв		53,18	44,30	29,30	26,59	17,74
Доза от внешнего облучения, мЗв		0,57	0,48	0,44	0,28	0,16
Общая эффективная доза, мЗв		53,75	44,78	35,86	26,87	17,9

Литература

1. Белорусская АЭС. Блок 1. Предварительный отчет по обоснованию безопасности. Глава 15 Анализ аварий. Книга 7. 2013. – С. 156.
2. Андрижиевский, А.А. Анализ процессов переноса и осаднения аэрозольных частиц на характерных поверхностях инфраструктуры АЭС / А.А. Андрижиевский, А.Г. Трифонов, Л.С. Кулик. // Труды БГТУ. Химия и технология неорганических веществ. – М, БГТУ, 2014. – №3(167). – С. 89-93.
3. Методические рекомендации МР 2.6.1.0063-12 – Москва, 2013. –55 с.



ПОЛНОМАСШТАБНЫЕ ТРЕНАЖЕРЫ АО «ВНИИАЭС» ДЛЯ АЭС РОССИЙСКОГО ДИЗАЙНА С РОССИЙСКИМИ ЦИФРОВЫМИ АСУ ТП: ОПЫТ РАЗРАБОТКИ И ПЕРСПЕКТИВЫ

Луишко А.Н., Чернаков В.А.

АО «Всероссийский научно-исследовательский институт
по эксплуатации атомных электростанций», Москва, Россия,
ANLupishko@vniiaes.ru, VACHernakov@vniiaes.ru

Дорожной картой Госкорпорации «Росатом» предусмотрено сооружение 38 новых энергоблоков АЭС с реакторами ВВЭР российского дизайна за рубежом до 2031 г. и завершение сооружения первых очередей Нововоронежской АЭС-2, Ленинградской АЭС-2 и Курской АЭС-2 в РФ. На большинстве этих блоков будет применены российские цифровые АСУ ТП, нижний уровень которых будет реализован на базе унифицированной отраслевой аппаратно-программной платформы ТПТС (серий ЕМ, НТ, СБ). Основным техническим средством обучения персонала управления энергоблоком являются полномасштабные тренажеры (ПМТ) [1], которые, в соответствии с современными требованиями должны обеспечивать высокую степень адекватности моделирования технологических систем и систем АСУ ТП энергоблока в широком спектре режимов: от нормальной эксплуатации до запроектных аварий.

АО «ВНИИАЭС», являясь, в соответствии с приказом АО «Концерн Росэнергоатом», Центром по методическому и техническому обеспечению проектирования, изготовления и сопровождения технических средств обучения в дивизионе «Электроэнергетический», в рамках создания серии ПМТ для российских энергоблоков с реакторами ВВЭР и аналогичными цифровыми АСУ ТП (ПМТ блока №3 Калининской АЭС, ПМТ блока №4 Калининской АЭС. ПМТ блока №3 Ростовской АЭС) отработало эффективную технологию разработки таких ПМТ на базе российской платформы ENICAD [2]. Все указанные ПМТ были разработаны в короткие сроки и введены в обучение комиссиями АО «Концерн Росэнергоатом» без замечаний и с благодарностями директоров АЭС, что подтверждает правильность принятых при их разработке технических решений, основными из которых являются:

– автоматическая генерация создаваемых «проектным способом» систем АСУ ТП (системы нижнего уровня АСУ ТП на базе средств ТПТС,



составляющие более 80% всего объема нижнего уровня АСУ ТП, и система верхнего блочного уровня) по текущим версиям прикладного ПО этих систем, что обеспечивает практически полную адекватность модели АСУ ТП для ПМТ и возможность учета всех изменений проекта блока-прототипа, произошедших в ходе разработки ПМТ;

– параллельная с изготовлением полномасштабных имитаторов БПУ/РПУ для ПМТ отладка и комплексное тестирование полномасштабной модели энергоблока для ПМТ на комплексе с виртуальными панелями БПУ/РПУ, что обеспечивает сокращение сроков разработки и ввода ПМТ;

– использование в системе связи имитаторов БПУ/РПУ с компьютерным комплексом ПМТ современных контроллеров и специализированных конструкций имитаторов БПУ/РПУ для ПМТ, обеспечивающих простоту их последующих модернизаций при модернизации блока-прототипа.

Литература

1. Тренажеры АО «ВНИИАЭС» для подготовки персонала энергоблоков с реакторами ВВЭР, БН, РБМК /И.В. Федоров// РЭА – №5 – 2015 г. - стр. 13-20.
2. Платформы АО «ВНИИАЭС» для создания тренажеров и полномасштабных моделей энергоблоков АЭС /А.Н. Лупишко// РЭА – №5 – 2015 г. - стр. 7-12.



БЫСТРЫЙ РЕАКТОР С ВЫСОКОЙ ИЗБЫТОЧНОЙ НАРАБОТКОЙ ДЕЛЯЩИХСЯ НУКЛИДОВ В ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ СИСТЕМЕ ЯЭ С U-PU И TH-U-PU ЯТЦ

**Алексеев П.Н., Андрианова Е.А., Бландинский В.Ю.,
Лубина А.С., Седов А.А., Степанов А.С., Субботин С.А.,
Фомиченко П.А., Фролов А.А.**

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»,
Москва, Россия, Blandinskiy_VY@nrcki.ru

Наличие довольно доступных ресурсов природного урана в отсутствие долгосрочной стратегии развития ядерной энергетике (ЯЭ) привело к созданию структуры ЯЭ, в которой преобладают реакторы на тепловых нейтронах, способные эффективно производить энергию только при использовании нейтронного потенциала урана ^{235}U , количество которого ограничено и его энергетический потенциал принципиально меньше энергетического потенциала нефти и газа.

Разработка и внедрение реакторов на быстрых нейтронах и технологий замыкания ядерного топливного цикла может помочь заменить нейтронный потенциал урана ^{235}U на плутоний и уран ^{233}U (при вовлечении тория) за счет их расширенного воспроизводства по крайней мере при умеренных темпах роста установленных мощностей в системе ЯЭ и ограничении по интегральному потреблению урана (от 6 до 20 млн. т по миру по разным оценкам). Системные исследования показывают, что в таком случае к быстрым реакторам будут предъявляться довольно высокие требования: стартовая загрузка топливных нуклидов на уровне $3\div 4$ т/ГВт(э); избыточная наработка топливных нуклидов порядка 300 кг/ГВт(э)/год; Такие параметры могут быть достигнуты в быстром реакторе с активной зоной высокой энергонапряженности с металлическим топливом и натриевым теплоносителем.

В работе рассмотрена концепция реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, с металлическим U-Pu топливом в активной зоне и металлическим ураном, и торием в бланкетах. На основе нейтронно-физических расчетов и расчета выгорания выбраны параметры стартовой загрузки и компоновки активной зоны, обеспечивающие требуемые параметры воспроизводства. Рассмотрены несколько сценариев развития системы ЯЭ до 2100 г, состоящей из тепловых реакторов типа ВВЭР и



рассматриваемых быстрых реакторов в условиях U-Pu и Th-U-Pu ядерного топливного цикла с учетом ограничений по ресурсам природного урана. Получены характеристики наработки вторичного ядерного топлива в активной зоне и blankets реактора. Показано, что в наиболее оптимальных вариантах конфигурации активной зоны возможно достижение высоких параметров воспроизводства вторичного ядерного топлива порядка 270-300 кг/ГВт(э)/год.

Высокий темп наработки вторичного топлива в таком реакторе возможен за счет обеспечения высокой объемной энергонапряженности в топливе ТВЭЛов активной зоны (до 2,5 МВт/л). Для достижения таких высоких нагрузок в конструкции ТВС данного реактора применяется широкий относительный шаг топливной решетки (1,336) при малом диаметре ТВЭЛов (6,1 мм). С точки зрения особенностей режимных параметров теплоносителя нужно отметить, что в данном реакторе скорость теплоносителя в активной зоне ниже, а средний подогрев примерно в 1,5 раза выше (~ 220 К), чем в типичном БН (160 К).

Проведенные расчеты теплогидравлики активной зоны такого реактора показали, что конструкция ТВС с уменьшенным диаметром ТВЭЛов и более широкой ТВЭЛЬНОЙ решеткой характеризуется довольно ровным полем подогрева теплоносителя.

Максимальная температура наружной стороны оболочек ТВЭЛов в исследуемой конструкции ТВС не превышает 590 °С. С учетом факторов неопределенности уровень температур в ТВС не превысит 650 °С, т.е. температурного ограничения применения ферритно-мартенситных сталей, которые имеют низкое содержание никеля, и слабо распухают при облучении.

Расчеты изменения напряженно-деформированного состояния твэла с оболочкой из ферритно-мартенситной стали и смешанным металлическим U-Pu-6%Zr топливом со среднеразмешанной плотностью до 85 % от теоретической показали возможность достижения выгорания в топливе до 10 % ат, обеспечивая достаточно высокую надежность работы ТВЭЛа с не превышением контактного давления топливо-оболочка 10 МПа и остаточной радиальной деформации оболочек ТВЭЛов 1,2÷1,5 %.

Таким образом, в работе показано, что на современном уровне технологии конструкционных материалов и смешанного металлического уран-



плутониевого топлива удастся получить конфигурацию активной зоны быстрого натриевого реактора, отвечающего системным требованиям по достижению высокого темпа наработки вторичного ядерного топлива, необходимого для обеспечения топливом развивающейся ядерной энергетики.

ВВОД В ЭКСПЛУАТАЦИЮ СИСТЕМЫ ПРОДУВКИ ПАРОГЕНЕРАТОРОВ ПРОЕКТА АЭС-2006 (РУ В-392М). ПРЕДЛОЖЕНИЯ ПО МОДЕРНИЗАЦИИ

Вольнов А.С., Боровой А.В., Гончаров Е.В., Яуров С.В.

Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская атомная станция»,
Воронежская обл., г. Нововоронеж, Промышленная зона Южная, Россия,
nvnpp1@nvnpp1.rosenergoatom.ru

Рассмотрены проектные режимы работы системы продувки и дренажей парогенераторов проекта АЭС-2006 (РУ В-392-М). Проведен комплексный анализ конструктивных особенностей элементов и системы в целом, представлены достоинства и недостатки используемых схемных и проектных решений.

Выявлен элемент системы, в частности коллектор продувки, в который объединяются трубопроводы продувки из карманов коллекторов парогенераторов (стык №111), существенно влияющий на распределение расходов продувочной воды из карманов коллекторов парогенераторов (рис.1) при работе системы на проектных режимах.

Проведен предварительный теплогидравлический расчет распределения теплоносителя в данном коллекторе, доказывающий значительную неравномерность распределения расходов продувочной воды из карманов коллекторов ПГ, что может привести к отложению шлама в районе стыка №111 и его последующему растрескиванию.

Авторы доклада вносят предложения по модернизации коллектора трубопроводов продувки из карманов коллекторов ПГ в части его переделки на симметричную схему (рис.2) объединения трубопроводов продувки из карманов коллекторов парогенераторов (стык №111). Так же предлагается использовать в технологической схеме многоходовые краны в качестве



альтернативы примененным в системе электромагнитным клапанам (ЭМК), в данном случае отсутствует необходимость применения «симметричной» схемы объединения.

Указанные доработки позволят снизить вероятность образования отложений окислов железа в «карманах» парогенераторов и как следствие минимизируют вероятность образования трещин сварного стыка №111 парогенераторов ПГВ-1000МКП.

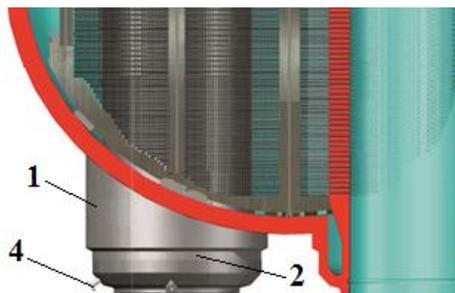


Рис. 1. Конструкция карманов ПГ (1- коллектор ПГ; 2- сварной стык № 111 ПГ; 3- карман коллектора ПГ; 4- Трубопроводы отвода продувки из кармана ПГ.

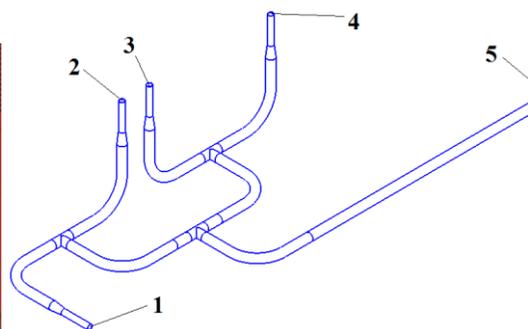


Рис. 2. Симметричная схема объединения трубопроводов продувки из карманов коллекторов ПГ (1, 2- продувка из «горячего» коллектора ПГ; 3, 4- продувка из «холодного» коллектора ПГ; 5- в регенеративный теплообменник продувки.



ПРОМЫШЛЕННЫЕ УСКОРИТЕЛИ ЭЛЕКТРОНОВ ДЛЯ СТЕРИЛИЗАЦИИ МЕДИЦИНСКИХ ИЗДЕЛИЙ И ОБРАБОТКИ ПИЩЕВЫХ ПРОДУКТОВ

**Безуглов В.В., Брызгин А.А., Власов А.Ю., Воронин Л.А.,
Коробейников М.В., Лукин А.Н., Нехаев В.Е., Радченко В.М.,
Сидоров А.В., Ткаченко В.О., Факторович Б.Л., Штарклев Е.А**

Институт ядерной физики им. Г.И.Будкера, Новосибирск, Россия,

A.A.Bryazgin@inp.nsk.su

Неэнергетические ядерные технологии - важная ниша применения атомной техники. Промышленные ускорители производства Института Ядерной Физики им. Будкера (ИЯФ) уже много лет применяются для модификации изоляции проводов и термоусаживаемых изделий. В начале 21 века ускорители стали массово использоваться для стерилизации одноразовых медицинских изделий. Сейчас мы расширяем применение ускорителей для пастеризации пищевых продуктов. В докладе описаны высокочастотные ускорители электронов типа ИЛУ с энергией электронного пучка до 10 МэВ и мощностью до 100 Квт.

КОНЦЕПТУАЛЬНЫЕ РЕШЕНИЯ ПО УТИЛИЗАЦИИ ТЯЖЕЛОГО АТОМНОГО КРЕЙСЕРА ПРОЕКТА 1144 «УШАКОВ»

Куликов К.Н., Лодочников С. В., Низамутдинов Р. А., Попов С.В.

АО «НИИПТБ «Онега», г. Северодвинск, Россия, niptb@onegastar.ru

В статье рассматриваются основные концептуальные решения по утилизации тяжелого атомного ракетного крейсера (далее ТАРКр). В статье приведены основные сведения о состоянии корабля на момент утилизации, рассмотрена организационно-технологическая схема выполнения утилизации на предприятии – исполнителе работ. Приведены основные требования к предприятиям – исполнителям работ по утилизации. Рассмотрены технологические аспекты разрезки крейсера на три части на плаву с формированием отдельных блоков.



Проектом утилизации ТАРКр предполагается достижение следующих целей:

- улучшение экологической обстановки в Архангельской области;
- исключение нахождения на плаву крейсера до возникновения реальной опасности его затопления;
- приведение крейсера в безопасное для населения и окружающей среды состояние.

Процесс утилизации должен быть выполнен на предприятии-исполнителе с обеспечением:

- безопасных условий работы персонала;
- пожарной и экологической безопасности;
- достижения оптимального соотношения стоимости и продолжительности проведения работ.

Головной крейсер проекта 1144 был построен на Балтийском заводе. Спуск на воду состоялся 27 декабря 1977 года, 30 декабря 1980 года крейсер был передан ВМФ.

С 1999 года по настоящее время ТАРКр находится на акватории АО «ЦС «Звездочка» в городе Северодвинске. Крейсер выведен из боевого состава ВМФ в 2002 году. За период отстоя в АО «ЦС «Звездочка» безопасное поддержание ТАРКр на плаву обеспечивается выполнением организационно-технических мероприятий.

В 2015 году в рамках исполнения государственного контракта между Госкорпорацией «Росатом» и АО «НИИПТБ «Онега» выполнялись работы на тему «Разработка проекта вывода из эксплуатации и утилизации ТАРКр проекта 1144 «Адмирал Ушаков» заводской № 800».

Для постановки ТАРКр на твердое основание для утилизации были рассмотрены гидротехнические сооружения АО «ЦС «Звездочка», в том числе док-камера. Сложность задачи постановки крейсера в док-камеру обуславливается габаритами ТАРКр, шириной проходных ворот и длиной стапеля. Для ее решения был принят вариант разрезки ТАРКр на плаву на три плавучих блока с последующей постановкой их в док-камеру.

Для реализации принятого варианта утилизации ТАРКр разработаны подготовительные мероприятия по подготовке ТАРКр к постановке в док-камеру, включающие:

- демонтаж надстройки и оборудования на плаву;



- резка на плаву наружного корпуса и разведение ТАРКр на три части: носовая, кормовая оконечности и двухотсечный плавучий блок;
- демонтаж верхней части основного корпуса и выгрузка оборудования до третьей (водонепроницаемой) палубы кормовой и носовой оконечностей ТАРКр.

Принятые проектные решения показывают, что утилизация ТАРКр технически осуществима в соответствии с принятой организационно-технологической схемой.

ОСОБЕННОСТИ ГИДРОДИНАМИКИ И ТЕПЛООБМЕНА В ПОДКРИТИЧЕСКОМ ЖИДКОСОЛЕВОМ РЕАКТОРЕ ПЖСР

Лубина А.С., Седов А.А., Фролов А.А.

НИЦ «Курчатовский Институт», Москва, Россия, lubina_as@nrcki.ru

Подкритический жидкосолевой реактор (ПЖСР) предлагается в качестве установки для выжигания и трансмутации минорных актинидов из отработавшего ядерного топлива реакторов типа ВВЭР-1000. Конструкция ПЖСР включает два основных элемента: мишенный узел, на который падает ток протонов из ускорителя, и бланкет, окружающий мишень.

Мишень набрана из вертикальных вольфрамовых стержней, расположенных в треугольной решетке, омываемых теплоносителем (расплавом соли FLiNaK или натрием). Для достижения подкритичности ($k_{eff}=0,95$) бланкета необходимо обеспечить интегральный поток нейтронов из мишени на уровне $(1,0 \div 1,2) \cdot 10^{17}$ нейтрон/с. При этом среднее объемное энерговыделение в мишени достигает 330 МВт/м³, а максимальное – 1000 МВт/м³. В докладе представлены результаты исследований гидродинамики и теплообмена в мишенном узле, сопровождавших оптимизацию ПЖСР. В ходе выполнения работ по оптимизации рассмотрены различные варианты формы пучка протонов, бьющего в мишенный узел. В расчетах теплогидравлики мишени исследовано влияние полей энерговыделения, реализующихся при разных вариантах формы пучка протонов, на температуры



элементов мишени. Вычисленные распределения полей температур сравнивались между собой, чтобы определить форму пучка протонов, обеспечивающую наиболее равномерное поле температур в мишени. Снижение неравномерности поля температур позволяет отводить от мишени большую тепловую мощность, а значит, повысить нейтронную мощность мишени.

В полостного типа бланкете ПЖСР циркулирует жидкосолевым топливным теплоносителем, щелочно-фторидная композиция FLiNaK с растворенной в ней 18% добавкой топливной соли, являющейся смесью трифторидов минорных актинидов. Проведена оптимизация конструкции реактора с целью обеспечения надлежащего температурного режима корпуса бланкета и внутрикорпусных структур, при котором возможна их эксплуатация в течение длительного времени. Рассмотрены различные варианты организации течения расплава соли в бланкете, проведены тепло-гидравлические расчеты вариантов. В докладе представлены результаты этих исследований. Показано, что независимо от способа организации течения, оно носит неустановившийся характер. В объеме бланкета постоянно формируются, меняют размеры и исчезают вихри и струи теплоносителя.

ЧЕЛОВЕЧЕСКИЙ ФАКТОР КАК ОСНОВНОЙ ИСТОЧНИК РИСКОВ В ПРОЕКТАХ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ И АЛЬТЕРНАТИВНЫЙ ПУТЬ ЕГО ПРЕОДОЛЕНИЯ ЧЕРЕЗ АС МАЛОЙ МОЩНОСТИ

Асеев А.Г., Субботин С.А., Щепетина Т.Д.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия, Schepetina_TD@nrcki.ru

Там, где присутствует человек со своей свободой воли, там есть почва для «человеческого фактора» (ЧФ) – и там всегда будет риск. Вопрос исследования, который перед собой ставят авторы: можно ли найти пути или способы развития атомной энергетики, на которых ЧФ, даже будучи «негативно реализованным», приведет к наименьшим неблагоприятным последствиям.



Классифицировать риски и их источники (в том числе и в атомной энергетике) можно множеством способов. В данной работе в качестве базы принят анализ рисков по стадиям жизненного цикла проекта АС: стратегический замысел, НИР, ОКР, проектирование, строительство, эксплуатация, вывод из эксплуатации. Представлены карты рисков, отображающие основные риски и их источники, возникающие при создании проекта АС по соответствующим стадиям.

Из их анализа становится ясно, что в подавляющем большинстве упомянутых рисков основным источником рисков можно считать ЧФ или подверженность его влиянию. Суть этого влияния ЧФ заключается в необходимости участия человека в принятии решений, как ключевых стратегических, так и рабочих тактических; во владении им при этом системным подходом (умении проследить связь «всего со всем») и т.п. Например, даже минимизацию возможных «природных факторов» и «климатических изменений» можно предусмотреть при организации систем безопасности и диверсификации систем технического водоснабжения.

На стадии замысла, на самом верхнем уровне иерархии стадий жизненного цикла проекта расположен риск ошибки целеполагания. Ущерб от подобных ошибок трудно предопределить. С этого уровня и проистекают самые крупные последствия человеческого фактора. Поэтому гораздо «стратегичнее» выявлять источники рисков на допроектной стадии и ими управлять (а лучше предупреждать и избегать), а не самим риском или развивающейся рисковой ситуацией.

Мы ничего не можем поделать с человеческой природой, но мы в силах изменять технические решения.

Предлагается альтернативный подход к проблемам снижения рисков от ЧФ, суть которого заключается в переходе к внедрению энергоблоков малой и средней мощности (АС МСМ) вместо блоков большой единичной мощности. Предлагаемый путь можно коротко охарактеризовать так: «сейчас денег потребуется больше, но потом рисков будет меньше». В экономике этот метод снижения ключевых рисков в проектах АС называют мощностным хеджированием, мощностным хедж-рассредоточением; это своеобразный метод «страхования мощностью». Показаны его качественные технико-экономические эффекты. Переход к блокам малой или средней мощности снимет множество различных рисков, описанных в работе: рост



затрат от увеличения срока строительства; риски с перебоями поставки энергии; поиск инвестора и его финансовый риск; минимизация резерва мощности в энергосистеме; использование АС для технологических целей; наличие площадок размещения; риски связанные с ядерной и радиационной безопасностью; риски на стадии вывода из эксплуатации; экспортные риски; возможности страхования; повторное использование промплощадки; приемлемость обществом .

В быту и деловой практике мы привыкли к страхованию: автомобиля, путешествия, здоровья, космических спутников, грузовых перевозок и т.д. и т.п. Мы уверены, что «заплатив сейчас больше, в дальнейшем проблем будет меньше». Но в атомно-энергетических проектах мы пока сознательно идем на «мощностной риск» в угоду сиюминутным «экономическим выгодам», никак не думая о дальнейших возможных и гарантированных проблемах.

К тому же, надо учитывать, что мощностной гигантизм в огневой энергетике не получил распространения – Костромская ГРЭС (с единичной мощностью блока 1200 МВт) так и осталась единственной в своем роде; максимум спектра энергоблоков тепловой энергетики лежит в интервале 100 – 300 МВт эл.

Пример-аналогия: автомобильная тематика понятна всем; для иллюстрации представим, касательно проблемы мощностной линейки энергоблоков, что автопром выпускает одни только КАМАЗы и автобусы...

Следует помнить, что устойчивость природных систем зиждется на видовом многообразии; атомная энергетика как Система – не исключение. Декларация на государственном уровне перехода к «природо-подобным технологиям» обязывает атомно-энергетическое сообщество серьезно посмотреть на этические, экономические и социо-гуманитарные последствия своей деятельности.

Риски в ядерной энергетике имеют очень отягощающий характер; вероятность наступления крупной катастрофы очень мала, но имеет огромный экономически и общественный резонанс, после которого система, подчас, перестаёт развиваться. Мало кто осознает, что в повседневной жизни гораздо больше погибает людей (в частности, на дорогах) чем однажды при крупной катастрофе, но к сожалению, с такими тонкостями психологии приходится считаться, особенно если нужно дальнейшее развитие.



Изменить психологию людей гораздо тяжелее и трудозатратнее во много раз, чем подстроиться под нее. А поскольку ядерная энергия — это один из немногих источников энергии, который будет занимать важное место в будущем, то надо переходить на следующий этап развития – на шаг ближе по пути к «безрисковой ядерной энергетике».

В настоящее время при выборе проекта, сравнивая и рассматривая разные альтернативы, в первую очередь обращают внимание или на одномоментные (overnight costs), или на удельные капитальные затраты, что не всегда стратегически целесообразно с позиций системного подхода. Экономия «в данный момент» не всегда приводит к экономии в целом. С позиций системного подхода затраты следует просчитывать на весь цикл жизни проекта вплоть до его вывода из эксплуатации. Также, подчас, сосредоточение «экономии» на удельных капитальных затратах приводит и к «экономии» самой прибыли. Попросту говоря, вложили меньше – получили тоже меньше. Это может быть связано и с увеличением срока окупаемости в связи с перебоями в работе самой станции, так называемой эксплуатационной надежностью.

Отсутствие методов количественной оценки совокупного риска, системного подхода к ним и «разделение труда» (строительства и эксплуатации) не позволяет в настоящее время «в условиях экономического давления» по достоинству оценить и принять этот путь радикального снижения ключевых рисков проектов АС, включая и влияние ЧФ, – переход к перспективным АС малой и средней мощности вместо крупных энергоблоков.

Литература

1. Т. Щепетина, Ю. Удянский, Д. Чумак. Исследование и классификация рисков и их источников по полному жизненному циклу проектов в ядерной энергетике //Иновационное проектирование.М.- 2014, № 8, с. 56-70.
2. Чумак Д.Ю. , Щепетина Т.Д. Классификация риска как необходимый элемент управления в проектах ядерной энергетике // Атомная энергия, т. 116, вып. 2, февр. 2014 г., с 108-113.



МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕЧЕНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В КАМЕРЕ СМЕШЕНИЯ РЕАКТОРА ВВЭР

Крапивин М.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва, РФ, krapivinn@mail.ru

Актуальнейшей задачей атомной энергетике является увеличение эффективности и безопасности энергетических установок. Особое место при этом отводится изучению процессов, происходящих в активной зоне реактора, на которые влияют как нейтронно-физические, так теплогидравлические явления. Данная работа посвящена созданию программы, моделирующей течения теплоносителя во внутреннекорпусном пространстве (входной и выходной камерах смешения, патрубках и т.д.) при наличии различных неравномерностей на входе.

Для решения этой задачи был написан программа NAST-3D. В его основу положены уравнения баланса массы (уравнение неразрывности), импульса (уравнение Навье-Стокса) и энергии (уравнение теплопроводности), записанные в дифференциальном виде, из которого методом конечных объёмов приводятся к конечно-разностному виду, пригодному для численного моделирования. Одно из требований к программе заключалось в обеспечении достаточной для практических целей точности при высокой оперативности расчетов, на порядки превышающую скорость CFD кодов. Это делает возможным производить быстрый многовариантный анализ различных режимов работы реактора. Основная проблема тут заключалась в учёте влияния внутреннекорпусных конструкций - опорных решёток, выгородки, элементов крепления ТВЭЛов и т.д. Детально решать такую задачу при современном уровне развития вычислительной техники крайне сложно, поскольку вся область содержит зоны с разными режимами течения, что требует очень мелкого шага конечно-разностной сетки. Для решения этой проблемы введена модель пористости, заключающаяся в введении поправочных коэффициентов для площадей и объёмов расчётных элементов, а также дополнительных гидравлических сопротивлений. Получившиеся конечно-разностные уравнения решаются методом симметричной верхней релаксации, обеспечивающей высокую скорость сходимости, а уравнения



для скоростей и температуры решаются неявными методами, позволяющими выбрать оптимальный шаг по времени.

Программный код NAST-3D прошел верификацию. На первом её этапе производилось сравнение с аналитическими зависимостями и с аналогичными программами показали удовлетворительное согласие. В данный момент проводятся работы по сравнению расчётов с экспериментальными данными, полученными с действующих блоков ряда АЭС. В частности, получено хорошее соответствие с данными измерений на АЭС Темелин при сравнении профиля скоростей на входе в активную зону реактора. Так же хорошо себя зарекомендовала программа при расчёте распределения тепло-гидравлических параметров на входе в активную зону в случае подачи воды с разной температурой в отдельные петли, а также при отключении одного или нескольких главных циркуляционных насосов. Сравнения производились с данными, полученными с блоков Ростовской АЭС. По результатам верификации NAST-3D был сделан вывод, что данный комплекс позволяет выполнять поставленные перед ним задачи с хорошей точностью и за приемлемое время.

МОДЕЛИРОВАНИЕ СТРУКТУРЫ И ДИНАМИКИ ПАРОЖИДКОСТНЫХ ПОТОКОВ В СИСТЕМЕ ПАССИВНОГО ОТВОДА ТЕПЛА АЭС

Анрижиевский А.А., Карпович Л.С., Трифонов А.Г.

Объединенный институт энергетических и ядерных исследований –
Сосны НАН Беларуси, Минск, Беларусь, tral@sosny.bas-net.by

В рамках формализованных шаблонов программного пакета COMSOL Multiphysics разработан модельный аналог системы пассивного отвода тепла через парогенераторы СПОТ ПГ и из по защитной оболочки СПОТ 30 АЭС. В качестве базовой модели в данном исследовании использовалась система уравнений сохранения, включая уравнения сохранения количества движения и массы для паракапельной смеси в допущениях модели гомогенного двухфазного потока (модель смешения). Для численной реализации модельного аналога использовался метод конечных элементов в



интерпретации системы COMSOL Multiphysics. Объектом имитационного моделирования являлся трубный пучок теплообменника в контуре СПОТ ПГ и СПОТ ЗО.

Исследование пассивных систем с естественным охлаждением требует совместного моделирования следующих нестационарных процессов:

- конденсации пара из парогазовой смеси под защитной оболочкой на внешней теплообменной поверхности трубных пучков теплообменников-конденсаторов СПОТ;
- тепломассообменных процессов в контейнменте защитной оболочки;
- режимов кипения на внутренних поверхностях трубных пучков теплообменников аварийного расхолаживания СПОТ ЗО, возможности возникновения режима пленочного кипения;
- перемешивания охлаждающей воды в баке аварийного охлаждения при отводе парогазовой смеси СПОТ, связанное с термоконвекцией и конденсацией;
- устойчивости работы контуров охлаждения СПОТ [1].

При проведении вычислительных экспериментов получены характеристики структуры парокапельных потоков в каналах теплообменника СПОТ ПГ и СПОТ ЗО моделировалась динамика образования двухфазного потока в элементах теплопередающих устройств. В случае пленочной конденсации насыщенного пара и ламинарном течении пленки местный коэффициент теплоотдачи может быть приближенно определен по формуле Нуссельта при допущении, что при данных ограничениях пленка конденсата и пограничный слой совпадают. Вместе с тем, принятая формализация трубного пучка секции теплообменника СПОТ ПГ в виде плоской вертикальной поверхности, позволяет использовать предложенную В.Г. Левичем формулу [2] для расчета локальной толщины ламинарного пограничного слоя при обтекании полубесконечной тонкой пластины при относительно малых числах Рейнольдса. Выполнен сравнительный анализ расчетных профилей пограничных слоев и коэффициентов теплообмена с рекомендациями ряда экспериментальных исследований, который подтвердил правомерность принятого в работе модельного подхода. При моделировании конвективных



потоков в баках отвода тепла БАОТ использовалось приближение Буссинеска [3].

Представленная в [1] замкнутая система уравнений сохранения дополнена уравнением количества движения для двухфазной смеси в каналах нижнего трубчатого теплообменника СПОТ в допущениях модели гомогенного двухфазного потока (модель смешения):

$$\begin{aligned} \rho u_t + \rho(u \cdot \nabla)u &= \\ &= -\nabla p - \nabla(\rho c_d(1 - c_d)u_{slip} u_{slip}) + \\ &+ \nabla \tau_{Gm} + \rho g + F, \end{aligned}$$

где u – скорость, м/с; ρ – плотность, кг/м³; p – давление, Па; c_d – массовая доля дисперсной фазы, кг/кг; u_{slip} – скорость скольжения между фазами, м/с; τ_{Gm} – суммарные вязкостные и турбулентные напряжения, кг/(м*с²); g – сила тяжести, м/с²; F – внешняя объемная сила, Н/м³; u_{slip} определяется как скорость скольжения фаз. Параметры смеси определяются через объемные доли непрерывной и дисперсной фаз.

Так же, как и для пузырьковых систем, модель смешения основана на двухжидкостной Эйлер-Эйлеровой модели. Рассматривается двухфазная среда, состоящая из непрерывной и дисперсной фаз.

Модель смешения основывается на следующих предположениях:

- плотность каждой фазы остается примерно постоянной;
- обе фазы находятся в одном и том же поле давлений;
- относительная скорость между фазами определяется из баланса между давлением, силой тяжести и вязким сопротивлением.

В результате проведения данной серии вычислительных экспериментов выявлен ряд особенностей формирования структуры термоконвективных потоков в системе пассивного отвода тепла АЭС и, в частности, импульсный характер движения теплоносителя в конденсаторе-охладителе на всех стадиях выхода его работы на квазистационарный режим.

В целом, результаты вычислительных экспериментов свидетельствуют об их физической непротиворечивости и согласованности с опытными данными [4]. Это позволяет рекомендовать разрабатываемый пространственный модельный аналог процессов переноса в системах пассивного отвода тепла от защитной оболочки АЭС для проведения анализа безопасности работы белорусской АЭС.



Результаты данных тестовых вычислительных экспериментов свидетельствуют о согласованности с общепринятыми рекомендациями. Это в свою очередь, позволяет сделать вывод:

- во-первых, об обоснованности принятой формализации теплообменной поверхности теплообменника-конденсатора СПОТ ПГ в виде плоских поверхностей;

- во-вторых, возможности задания в рамках гидродинамической модели локального поверхностного стока теплоты, с использованием расчетной толщины ламинарного пограничного слоя, определяемой, в частности, по формуле В.Г. Левича.

Литература

1. Андрижьевский А.А., Трифонов А.Г., Кулик Л.С. Моделирование структуры термоконвективных потоков в системе пассивного отвода тепла АЭС // Труды БГТУ. 2016. № 3: Химия и технология неорганических веществ. С. 142-146.
2. Левич В.Г. Физико-химическая гидродинамика. М.: Физматгиз, 1959. 700 с.
3. Андрижьевский, А.А. Моделирование термоконвективных течений в динамических газожидкостных слоях водных охладителей / А.А. Андрижьевский, А.А. Михалевич, А.Г. Трифонов // Доклады Академии наук Беларуси – 1995. – том 39, №3. Технические науки – с. 109–113.
4. Безлепкин, В.В., Семашко С.Е., Сидоров В.Г., Ивков И.М. ЛАЭС II: обоснование пассивных систем безопасности РосЭнергоАтом. 2008. №2: – С. 18–23.

РАСЧЁТ ПРОЧНОСТИ КОРПУСА БЛОКА РЕАКТОРНОГО С ПРИМЕНЕНИЕМ НЕЛИНЕЙНЫХ МОДЕЛЕЙ БЕТОНА

Грунин В.В., Ильин Н.Ю., Коротков Г.В.,

Лямин К.А., Юрченко Д.А.

АО «КБСМ», Санкт-Петербург, Россия

При анализе прочности конструкции корпуса блока реакторного (БР) реакторной установки (РУ) работающей под воздействием высоких температур возникает необходимость учета нелинейных механических свойств бетонных компонент конструкции: нелинейность диаграммы деформирования материала; явление образования трещин и разрушений, вызванных действием как растягивающих, так и сжимающих напряжений; ползучесть и



усадка; воздействие радиации; нелинейный закон сцепления бетона с арматурой, а также зависимость указанных свойств и явлений от температуры.

Модель бетона «Concrete damaged plasticity» программной системы Abaqus обеспечивает широкие возможности по моделированию бетона и других квази-хрупких материалов во всех типах конструкций (стержневые, оболочечные и объемные). Указанная модель бетона была использована при расчете прочности корпуса БР в процессе разогрева, нормальной эксплуатации и при сейсмическом воздействии в нелинейной постановке. В результате расчетов получено детальное напряженно-деформированное состояние бетонного массива и металлоконструкций корпуса БР. На основе модели «Concrete Damage Plasticity» было проведено моделирование воздействия самолета на реакторное здание. Были определены спектры ответа в характерных точках крепления критического, с точки зрения функционирования АЭС, оборудования реакторного здания от воздействия тяжелого самолета для различных оснований и коэффициентов демпфирования грунта.

С целью верификации и тонкой настройки параметров численных математических моделей деформирования и прочности железобетона, реализованных в программной Abaqus, авторами были выполнены экспериментально, а затем численно решены и верифицированы ряд натурных задач по анализу разрушения бетона и железобетона под действием тепловых и экстремальных нагрузок. На основе выполненных натурных испытаний и построенного алгоритма определения диаграммы деформирования материала для исследуемых типов бетона были получены расчетные зависимости напряжений от деформаций при растяжении и сжатии.

Для подтверждения достоверности применяемых методик и результатов, выполненных по ним расчетов был разработан технический проект макета центральной части днища корпуса БР, в котором был определен схемно-конструктивный облик макета, а затем изготовлен натуральный фрагмент (макет) центральной части днища корпуса БР РУ, позволяющий получить экспериментальные данные по температурному состоянию днища корпуса БР, которые необходимы для проектирования систем охлаждения и сушки бетонного массива днища, а также экспериментального обоснования принимаемых конструкторских и технологических решений днища.



Хорошее совпадение результатов экспериментальных исследований, в части температурных деформаций, характера трещинообразования и значения раскрытия трещин с аналогичными расчетными параметрами, полученными при использовании ПС Abaqus, позволили в дальнейшем использовать возможности данной программной системы для получения достоверных результатов по оценке прочности натурной конструкции корпуса БР в режимах разогрева и нормальных условиях эксплуатации.

АНАЛИЗ СЦЕНАРИЕВ С НЕГОМОГЕННЫМ РАЗБАВЛЕНИЕМ БОРНОЙ КИСЛОТЫ В ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ ПЕРВОГО КОНТУРА РЕАКТОРА ВВЭР-1200

Буров А. Л.², Кутень С. А.³, Михальчева Э. А.¹, Ушева К. И.³

¹-Государственное научное учреждение «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны», Национальная академия наук Беларуси,
г. Минск, Республика Беларусь, ella_mikh@mail.ru

²-Белорусский национальный технический университет, г. Минск,
Республика Беларусь burov@tut.by

³-Институт ядерных проблем Белорусского государственного университета, г. Минск,
Республика Беларусь, k.usheva93@mail.ru

В реакторах под давлением типа ВВЭР борная кислота (H_3BO_3) используется в теплоносителе I контура в качестве растворимого поглотителя нейтронов. Основные функции борной кислоты – компенсация избыточного запаса реактивности топлива при нормальной эксплуатации и обеспечение необходимой подкритичности реактора во время перегрузки топлива, технического обслуживания, ремонта, а также в аварийных ситуациях. В случае непреднамеренного разбавления теплоносителя I контура деборированной водой уменьшение концентрации бора в теплоносителе приводит к введению положительной реактивности, что может привести к выводу реактора в критическое состояние и при дополнительных отказах систем безопасности к повреждению активной зоны реактора.

При оценке безопасности реакторов с водой под давлением рассматриваются два типа борного разбавления:



– равномерное (гомогенное) разбавление борной кислоты, когда ее концентрация постепенно уменьшается, но при этом остается однородной в теплоносителе I контура;

– неравномерное (негомогенное, гетерогенное) разбавление борной кислоты, когда в отдельных объемных участках I контура формируется пробка деборированной воды, транспортируется и забрасывается в локальный объем активной зоны реактора. В этом случае в данном объеме возможны всплеск реактивности вследствие отсутствия в нем поглотителя нейтронов (борной кислоты) и повреждение тепловыделяющих сборок (ТВС) в результате перегрева.

В настоящее время в анализе аварий Белорусской АЭС [1] рассмотрены как проектные, так и запроектные аварии, связанные с процессами гомогенного разбавления борной кислоты в теплоносителе I контура. Целью настоящей работы является исследование возможных процессов негомогенного разбавления борной кислоты в теплоносителе I контура реакторной установки типа ВВЭР-1200.

В работе проведены анализ возможных сценариев и количественная оценка рисков заброса деборированной воды в активную зону реакторной установки, определен минимальный объем пробки деборированной воды, ввод которого приводит к критическому состоянию реактора и нарушению проектных пределов и критериев приемлемости для топлива при различных сценариях.

Проанализированы следующие сценарии гетерогенного разбавления теплоносителя I контура:

– скопления пробки чистого конденсата в напорной части трубопровода главного циркуляционного насоса (ГЦН) вследствие протекания аварийных процессов кипения-конденсации в I контуре или течи из первого контура во второй;

– гетерогенного разбавления вследствие отказов систем, связанных с первым контуром, через которые возможно поступление чистого конденсата в активную зону реактора при различных эксплуатационных состояниях.

В работе проанализирован сценарий гетерогенного разбавления теплоносителя I контура в случае протекания аварийного процесса кипения – конденсации в I контуре, исходным событием возникновения которого может быть разрыв одной из четырех циркуляционных петель I контура D_y 850 мм с двусторонним истечением теплоносителя и быстрым падением давления в I контуре. Пар, образующийся над активной зоной выше уровня, установившегося в реакторе, будет под давлением



поступать в горячие нитки циркуляционных петель, по ним в парогенератор, где, охлаждаясь питательной водой, конденсироваться и скапливаться в U-образных участках трубопроводов холодных ниток циркуляционных петель. При непреднамеренном запуске ГЦН возможен локальный заброс скопившейся в U-образных участках трубопроводов пробки чистого конденсата в активную зону реактора.

При протекании аварийного процесса типа «течь из первого контура во второй» в процессе управления аварией при снижении давления в первом контуре ниже, чем во втором, через образовавшийся разрыв может произойти переток теплоносителя второго контура в первый контур, формирование пробки чистого конденсата в U-образном участке трубопровода аварийной петли I контура и при запуске ГЦН заброс пробки в активную зону реактора.

В ходе исследований обнаружена из-за негерметичности обратных клапанов возможность возникновения малой компенсируемой течи теплоносителя I контура в трубопроводы систем аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) высокого и низкого давления, пассивной части (ПЧ) САОЗ, находящихся в режиме ожидания. В конце топливной кампании концентрация H_3BO_3 в теплоносителе I контура минимальна, в этом случае в участках трубопроводов систем САОЗ может произойти формирование пробки деборированного теплоносителя, которая при срабатывании систем может заброситься в активную зону реактора. Формирование и заброс пробки чистого конденсата в I контур может также произойти в случае отказов элементов системы продувки-подпитки и борного регулирования и связанных с ней систем, содержащих деборированную воду.

С помощью диффузионного реакторного кода DYN3D улучшенной оценки был рассчитан максимальный объем вводимой в активную зону реактора пробки деборированной воды, при котором не нарушаются проектные пределы и приемочные критерии при анализе проектных аварий и режимов нарушения нормальной эксплуатации. Задача решалась в отсутствии связки кода DYN3D с теплогидравлическим кодом, вследствие чего распределение параметров на входе в активную зону рассчитывалось аналитически, исходя из характеристик ГЦН, I контура и активной зоны реактора. При анализе условий для аварии определялись наиболее консервативные начальные состояния активной зоны и I контура (температура, давление, выгорание, концентрация H_3BO_3 , момент кампании, неравномерность нейтронного поля) с точки зрения реактивных аварий.

По результатам проведенной работы сделаны следующие рекомендации по повышению безопасности станции: необходимость надежного отсечения от первого



контура всех емкостей, с деборированной водой в аварийных режимах; контроль концентрации борной кислоты в U-образных участках ГЦН перед их включением в работу; контроль содержания борной кислоты в трубопроводах систем САОЗ ВД, САОЗ НД, ПЧ САОЗ, соединяющих их с I контуром; корректировка административных процедур контроля положения арматуры системы подпитки-продувки после выполнения ремонтных работ.

Литература

1. Белорусская АЭС. Блоки 1, 2. Предварительный отчет по обоснованию безопасности. Глава 15: Анализ аварий. Книга 3/ ОАО «НИАЭП». – Н. Новгород, 2013. – 492 с.

ВОССТАНОВИТЕЛЬНЫЙ ОТЖИГ ДЛЯ ПРОДЛЕНИЯ СРОКА СЛУЖБЫ КОРПУСОВ И ВКУ ДЕЙСТВУЮЩИХ РЕАКТОРОВ ВВЭР-1000

Гурович Б.А.¹, Ерак Д.Ю.¹, Журко Д.А.¹, Кулешова Е.А.^{1,2}

Мальцев Д.А.¹, Сандлер В.Ю.¹, Фролов А.С.¹

¹-НИЦ «Курчатовский институт», Москва Россия, evgenia-orm@yandex.ru

² - НИЯУ МИФИ, Москва, Россия, evgenia-orm@yandex.ru

Восстановительные отжиги – эффективный способ возврата микроструктурных параметров и механических свойств материалов после воздействия эксплуатационных факторов ЯЭУ (нейтронного облучения и повышенных температур) к значениям, характерным для исходного состояния, что значительно позволяет продлить срок службы изделий из них. Причем данная процедура применима как к корпусам реакторов типа ВВЭР-1000, изготавливаемых из сталей феррито-мартенситного класса, так и изделий из коррозионностойких сталей, например, внутрикорпусных устройств (ВКУ), размещаемых в активной зоне реактора.

В процессе восстановительного отжига сталей корпусов реакторов (КР) ВВЭР-1000 необходимо обеспечить не только исчезновение радиационно-индуцированных изменений наноструктуры, но и значительное растворение зернограничных сегрегаций фосфора. Предварительно проведенный



комплекс работ показал, что наибольшая эффективность возврата структурного состояния и свойств материалов достигается при отжиге по режиму $565^{\circ}\text{C}/100 \text{ ч}$.

В данной работе проведен комплекс микроструктурных исследований (с использованием просеивающей и растровой электронной микроскопии, атомно-зондовой томографии, а также ожеэлектронной спектроскопии) отожженных материалов для выявления влияния восстановительного отжига материалов КР ВВЭР-1000 на полноту возврата структурного состояния и отсутствие развития сегрегационных процессов по границам зерен при проведении отжига.

Таким образом, экспериментально подтверждена возможность практически полного восстановления структуры и свойств материалов КР ВВЭР-1000 в результате восстановительных отжигов по режиму $565 \pm 15^{\circ}\text{C}/100 \text{ ч}$ после облучения в широком диапазоне флюенсов нейтронов. Это показывает возможность использования восстановительных отжигов для обеспечения продления эксплуатации корпусов реакторов до 60 лет и более.

Механизмы деградации структуры аустенитных коррозионноустойчивых сталей под действием нейтронного облучения и повышенных температур несколько отличаются от механизмов, характерных для материалов КР. Помимо изменения фазового состава происходит образование вакансионных газонаполненных пор, перераспределение легирующих элементов близ границ зерен, а также накопление водорода и гелия за счет ядерных реакций. Это, в свою очередь, является причиной деградации материалов данного класса: изменение объемной плотности, прочностных и пластических характеристик, а также трещиностойкости и стойкости к коррозионному растрескиванию.

В данной работе представлены результаты комплексных исследований структурного состояния и свойств аустенитных сталей Cr-Ni-Ti композиций после облучения в реакторах БОР-60 и ВВЭР-1000 в температурном диапазоне $320 \div 450^{\circ}\text{C}$ при повреждающих дозах вплоть до 150 сна, а также предложен способ возврата механических свойств до уровня, практически соответствующего исходному состоянию материала, за счет восстановительного отжига.



ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОЙ СТОЙКОСТИ СТАЛИ 15X2НМФА КЛАСС 1 В УСЛОВИЯХ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ С ПОВЫШЕННЫМ КПД

Букина З.В.¹, Крикун Е.В.¹, Кулешова Е.А.^{1,2},

Мальцев Д.А.¹, Фролов А.С.¹

¹-НИЦ «Курчатовский институт», Москва Россия, evgenia-orm@yandex.ru

² - НИЯУ МИФИ, Москва, Россия, evgenia-orm@yandex.ru

Одним из направлений работ по усовершенствованию реакторов ВВЭР является разработка проекта реактора ВВЭР-СКД (со сверхкритическими параметрами воды). Опыт тепловой энергетики показал, что использование в качестве теплоносителя воды со сверхкритическими параметрами приводит к значительному увеличению КПД электрической станции. Важным вопросом, требующим решения при разработке данного реактора, является выбор конструкционных материалов корпуса реактора. В проекте, рассматриваемом в России на данный момент, предусмотрено использование водоохлаждаемого корпуса, рабочая температура которого составит $370\div 410^{\circ}\text{C}$, что отличается от рабочей температуры существующих ВВЭР ($280\div 310^{\circ}\text{C}$). Это обуславливает более высокие требования к радиационной и термической стойкости материала корпуса.

Представляет интерес возможность использования в качестве материала корпуса ВВЭР-СКД стали существующей марки 15X2НМФА класс 1, выплавленной по улучшенной методике с пониженным содержанием примесей. В настоящей работе оценена термическая стабильность и радиационная стойкость стали 15X2НМФА класс 1 в предполагаемых условиях эксплуатации корпуса реактора ВВЭР-СКД по сравнению с условиями, характерными для корпусов реакторов ВВЭР-1000. Для этого проведен комплекс структурных исследований и механических испытаний стали в исходном состоянии, в состоянии после провоцирующей охрупчивающей термообработки в интервале температур максимального проявления обратимой отпускной хрупкости ($520\div 470^{\circ}\text{C}$), а также после ускоренного облучения при температурах, характерных для эксплуатации корпусов реакторов ВВЭР-1000 (300°C до флюенса быстрых нейтронов $45,3\cdot 10^{22} \text{ м}^{-2}$), и



водоохлаждаемого корпуса ВВЭР-СКД (400°C до флюенса быстрых нейтронов $44,0 \cdot 10^{22} \text{ м}^{-2}$).

Проведенные исследования стали 15X2НФМА класс 1 после проводящей охрупчивающей термообработки показали, что она обладает незначительной чувствительностью к тепловому охрупчиванию.

Облучение при температуре 300°C при стабильности исходных упрочняющих фаз (карбидов и карбонитридов) привело к образованию дислокационных петель, радиационно-индуцированных преципитатов высокой плотности, накоплению термо- и радиационно-стимулированной зернограницной сегрегации фосфора. При этом наблюдаемый сдвиг критической температуры хрупкости составил $\Delta T_K = 46^\circ\text{C}$.

Облучение при 400°C привело к значительному повышению плотности и некоторому уменьшению размеров одной из исходных упрочняющих фаз (карбонитридов типа $\text{Me}(\text{C},\text{N})$). При этом не наблюдалось образование ни дислокационных петель, ни преципитатов, но также происходило накопление термо- и радиационно-стимулированной зернограницной сегрегации фосфора. При этом наблюдаемый сдвиг критической температуры хрупкости, составил $\Delta T_K = 17^\circ\text{C}$.

Низкий темп радиационного охрупчивания стали 15X2НМФА класс 1 после облучения при 400°C показывает, что эта сталь может рассматриваться в качестве кандидатного материала для использования в корпусах реакторов нового поколения с повышенной рабочей температурой.

ТЕПЛОСТОЙКИЕ СТАЛИ С ПОВЫШЕННОЙ РАДИАЦИОННОЙ СТОЙКОСТЬЮ ДЛЯ РЕАКТОРОВ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

Гурович Б.А.¹, Кулешова Е.А.^{1,2},

Мальцев Д.А.¹, Федотова С.В.¹, Фролов А.С.¹

¹-НИЦ «Курчатовский институт», Москва Россия, frolov_as@nrcki.ru

² - НИЯУ МИФИ, Москва, Россия, evgenia-orm@yandex.ru

В настоящее время при проектировании ядерных энергетических реакторов особое внимание уделяется выбору конструкционных



материалов, способных обеспечить работоспособность следующего поколения реакторных установок с повышенной мощностью и ресурсом (ВВЭР-ТОИ и др.). Прежде всего, речь идет о корпусных сталях, так как корпус реактора является основным несменяемым элементом, определяющим ресурс ЯЭУ.

Опыт эксплуатации реакторов типа ВВЭР-1000 показал, что материалы корпуса с высоким содержанием никеля подвержены повышенному радиационному и тепловому охрупчиванию. Это обусловлено тем, что никель способствует развитию процессов обратимой отпускной хрупкости за счет накопления межзеренных сегрегаций примесных элементов (фосфора), а также входит в состав радиационно-индуцированных преципитатов, образующихся в материале корпуса под действием нейтронного облучения. Поэтому одним из способов повышения эксплуатационных характеристик корпусных сталей является снижение содержания в них никеля и соответствующих примесей (фосфора).

Для устранения данных недостатков были разработаны стали 15Х2МФА-А модификации А (с содержанием никеля $0,2 \div 0,4$ %) и модификации Б (с содержанием никеля $0,6 \div 0,8$ %) в качестве основного металла, а также соответствующие им сварные швы.

Целью данной работы было проведение комплексных исследований перспективных материалов корпусов реакторов нового поколения (ВВЭР-ТОИ, ВВЭР-СКД) для оценки их термической стабильности и радиационной стойкости с использованием современных аналитических методов.

Для оценки термической стабильности образцы исследуемых сталей были подвержены охрупчивающей термообработке в интервале температур максимального развития обратимой отпускной хрупкости. Также для некоторых материалов были проведены длительные изотермические выдержки при 330°C . Для оценки радиационной стойкости был проведен цикл ускоренных облучений в исследовательском реакторе ИР-8 в диапазоне флюенсов вплоть до 10^{24} н/м².

В работе показано, что:

– Для всех исследованных материалов характерно постоянство фазового состава (размеры и плотности карбидных и карбонитридных составляющих в процессе термических обработок и нейтронного облучения остаются на уровне исходных значений).



– Снижение содержания никеля и фосфора способствует повышению как термической стабильности (за счет снижения темпа сегрегационных процессов), так и радиационной стойкости исследуемых сталей (за счет образования радиационно-индуцированных преципитатов меньше, по сравнению с материалами ВВЭР-1000, плотностью). В частности, для материалов, концентрация никеля в которых составляет не более 0,4 масс. %, после ускоренного нейтронного облучения характерны сдвиги критической температуры хрупкости в несколько раз меньшие, чем для типичных сталей корпусов реакторов ВВЭР-1000.

ОСОБЕННОСТИ ТЕПЛООБМЕНА ТЯЖЁЛОГО ЖИДКОГО МЕТАЛЛА В ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГОУСТАНОВКАХ НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ

**Батенин В.М.¹, Беляев И.А.¹, Листратов Я. И.², Пятницкая Н.Ю.¹,
Разуванов Н.Г.¹, Свиридов В.Г.², Свиридов Е.В.², Фрик П.Г.²**

¹-ОИВТ РАН, Россия, Москва, bia@ihed.ras.ru

²-НИУ МЭИ, Россия, Москва, info@cati.ru

Развитие ядерной энергетики [1] предусматривает, наряду со строительством реакторов ВВЭР на тепловых нейтронах, ускоренное создание реакторов на быстрых нейтронах (БН, БРЕСТ), а также, с высокой степенью вероятности, гибридных токамаков – термоядерных источников нейтронов (ТИН) [2–4]. Традиционно считается, что перспективными теплоносителями в этих направлениях являются жидкие металлы (Na, Pb, Li, LiPb и др.).

Жидкие металлы обладают рядом преимуществ по сравнению с немаetalлическими средами, что объясняет интерес к их применению [6]. Благодаря низкому давлению паров и высокой температуре кипения они особенно привлекательны для систем охлаждения. С точки зрения гидродинамики жидкий металл ведет себя как обычная ньютоновская жидкость. Однако теплообмен жидких металлов отличен от поведения других жидкостей. В связи с этим возрастает интерес к экспериментальным исследованиям гидродинамики и теплообмена при течении жидких металлов в условиях



сильных тепловых потоков, сложных геометрий или наличия магнитных. 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 достаточное внимание из-за относительно высоких коэффициентов теплоотдачи жидкого металла и как следствие отсутствия интереса к изучению детальной структуры потока, например, для дополнительной интенсификации теплообмена.

Объединенная научная группа МЭИ–ОИВТ РАН на протяжении многих лет проводит исследования гидродинамики и теплообмена жидких металлов [7]. 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 жидкого металла не только в условиях близких к системам охлаждения токамака, но и при отсутствии сильного внешнего магнитного поля (как например в проектах быстрых ядерных реакторов, жидкометаллических аккумуляторов, металлооксидных химических реакторов, электролитических ванн, кристаллизаторов) при некоторых соотношениях критериев Рейнольдса и Грасгофа. Эти вторичные течения приводят к образованию в системе температурных пульсаций низкой частоты и высокой амплитуды, что вызывает дополнительную механическую и коррозионную нагрузку на конструкции и должно быть учтено на этапе проектирования.

Полученные результаты, прежде всего, относятся к тяжелым жидкометаллическим теплоносителям, поскольку, из-за особенностей теплофизических свойств, в этих средах эффекты термогравитационной конвекции развиваются сильнее, чем, скажем, в жидком натрии. По нашим оценкам, влияние ТК на теплообмен свинца и его сплавов существенно во всех крупномасштабных ЯЭУ, в частности, в БРЕСТ и токамаках. Это может привести к нештатным и даже аварийным ситуациям при работе теплообменных систем [8], снижению их ресурса. Вместе с этим правильное понимание особенностей смешанной конвекции жидких металлов способно



повысить эффективность процессов теплообмена, а значит увеличить надежность, производительность и управляемость теплообменной системы в целом, снизить металлоемкость конкретных решений.

В настоящее время в рамках Научно-Образовательного Центра МЭИ – ОИВТ РАН проводятся исследования, направленные на получение комплекса данных о характеристиках гидродинамики и теплообмена перспективных теплоносителей, теплофизических свойствах теплоносителей и конструкционных материалов для формирования научно-обоснованных рекомендаций по созданию эффективных и безопасных теплообменных систем быстрых реакторов нового поколения, и гибридных ядерно-термо-ядерных установок.

Литература

1. ГНЦ Р. Ф., Лейпунского А. И. Альтернативные стратегии развития ядерной энергетики в XXI веке //Теплоэнергетика. – 2014. – №. 5. – С. 3-10.
2. Азизов Э. А. и др. Использование компактных токамаков в качестве источника нейтронов для решения проблем ядерной энергетики //Вопросы атомной науки и техники. Серия: Термоядерный синтез. – 2009. – №. 3. – С. 3-9.
3. Куликов Г. Г. и др. Перспективный топливный цикл ядерной энергетики РФ с привлечением незначительного количества тория от термоядерного источника нейтронов с Т-бланкетом //Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2016. – №. 1. – С. 111-118.
4. Велихов Е. П. и др. Гибридный термоядерный реактор для производства ядерного горючего с минимальным радиоактивным загрязнением топливного цикла //Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез. – 2014. – Т. 37. – №. 4. – С. 5.
5. Батенин В. М. и др. Развитие экспериментальной базы для исследований МГД-теплообмена перспективных ядерных энергоустановок //Теплофизика высоких температур. – 2015. – Т. 53. – №. 6. – С. 934-934.
6. Безносос А. В., Драгунов Ю. Г., Рачков В. И. Тяжелые жидкометаллические теплоносители в атомной энергетике. – 2009.
7. Belyaev I. A. et al. Specific features of liquid metal heat transfer in a tokamak reactor //Magnetohydrodynamics (0024-998X). – 2013. – Т. 49.
8. Поддубный И. И. и др. Исследования режимов теплообмена при течении жидкого металла в условиях термоядерного реактора //Вопросы атомной науки и техники. Серия: Термоядерный синтез. – 2015. – Т. 38. – №. 3. – С. 5-15.

Работа выполнена при поддержке Минобрнауки РФ - грант 14.Z50.31.0042.



КОНТАКТНЫЕ МЕТОДЫ И СРЕДСТВА ИЗМЕРЕНИЙ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ ВЕЛИЧИН

**Беляев И.А.¹, Ивочкин Ю.П.¹, Разуванов Н.Г.¹, Свиридов В.Г.²,
Свиридов Е.В.², Тепляков И.О.¹**

¹-ОИВТ РАН, Россия, Москва, bia@ihed.ras.ru

²-НИУ МЭИ, Россия, Москва, info@cati.ru

В работе представлены зондовые методы и датчики, которые использовались в экспериментальных исследованиях магнитно-гидродинамического (МГД) течения и теплообмена жидкого металла (ЖМ) в трубах и каналах, проводимых на базе ртутных стендов, ходящих в состав МГД-комплекса МЭИ-ОИВТ РАН [1]. Автоматизированными методами, специально изготовленными зондами разных типов проводились двух- или трехмерные измерения полей температуры и скорости, статистических характеристик пульсационных компонент температуры и скорости в потоке ртути в канале в условиях неизотермического потока, под действием сильных магнитных полей.

По очевидным причинам, в непрозрачных средах, которыми являются жидкие металлы, неприменимы бесконтактные лазерные и другие оптические методы измерений. Значительные затруднения возникают и при попытках разместить громоздкие диагностические системы на энергетическом оборудовании. Эти обстоятельства объясняют привлекательность контактных методов, основанных на использовании зондов самой разнообразной конструкции, позволяющих помещать датчики или первичные преобразователи измеряемых величин, в принципе, в любую точку потока и проводить подробные, в том числе трёхмерные (3D) измерения.

Для температурных измерений в потоке предпочтительно использовать микротермопары, которые в нашей практике успешно применяются вплоть до размера чувствительной части в 200 микрон. Дальнейшее уменьшение размеров датчика значительно снижает время его жизни и без необходимости не применяется.

Для измерений скорости применительно к нашим исследованиям теплогидравлики жидких металлов под воздействием сильных магнитных полей или сильных электрических токов в неизотермических условиях были



разработаны и адаптированы различные методы измерений для получения профилей различных компонент скорости.

Наиболее распространенный метод, это применение *трубок Пито*. Недостаток данного метода в том, что датчик (стальной или стеклянный капилляр) не удастся сделать миниатюрным, диаметром менее $0,3 \pm 0,5$ мм. Другая трудность связана с невысокой точностью измерения и невозможностью измерять пульсации скорости. Несмотря на названные трудности, в принципе, возможно получить достаточно качественные результаты измерений в потоке ртути в трубе, используя вышеназванный метод.

Термоанемометрический метод измерения скоростей в жидких металлах требует существенной модификации: нить термоанемометра должна быть электроизолирована. Как правило, термоанемометры применяют в изотермических потоках жидкого металла, поскольку в неизотермических потоках достаточно сложно организовывать термокомпенсацию сигнала датчика [2].

Одним из наиболее простых и надежных оказывается *метод измерения скоростей по корреляции температурных сигналов* [3]. Профили скорости измеряются корреляционным методом с использованием естественного фона турбулентных флуктуаций температуры, переносимых потоком. Разработанная методика успешно применяется в исследованиях, проводимых на ртутном комплексе МЭИ-ОИВТ РАН в условиях сильных магнитных полей. Успешная апробация методики проведена на водяном стенде В-200 ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского. Вместе с тем, корреляционная методика по своей сути не способна дать информацию о неосновных компонентах скорости, пульсационные составляющие основной компоненты скорости также практически недоступны для измерения.

Волоконно-оптические измерительные преобразователи скорости (ВОИПС) разработаны в ОИВТ РАН и приспособлены для измерения характеристик турбулентности в изотермических МГД потоках жидких металлов. Подобные приборы, не имеющие мировых аналогов, позволяют в широком динамическом диапазоне и с высоким пространственным разрешением измерять одну или одновременно две компоненты мгновенной скорости, а их чувствительные элементы полностью изготовлены из стекла и практически невосприимчивы к электромагнитному воздействию, что особенно важно при проведении исследований МГД — течений.



Принципиальная схема волоконно-оптического преобразователя (однокомпонентного) показана на рис 1.

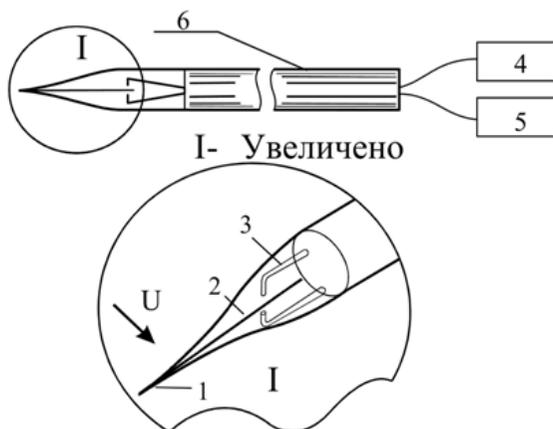


Рис. 1. Конструкция датчика скорости непрозрачных сред:
1 – конус; 2 – указатель; 3 – волоконно–оптический измеритель перемещений;
4 – светодиод; 5 – фотодиод, 6 – корпус

Датчик имеет следующие характеристики (в пересчете на поток ртути):

- диапазон измерения скорости: $1 \div 50$ см/с;
- частотный диапазон: $0 \div 200$ Гц;
- измерительный объем: $0.04 \times 0.04 \times 1$ мм³;
- температурный диапазон ≤ 250 °С.

При помощи ВОИПС были проведены измерения средних и пульсационных составляющих скорости в многочисленных экспериментах на жидкометаллических стендах ОИВТ РАН, МЭИ, ЭНИЦ, Института физики Латвии и др. научных организаций.

В настоящее время в рамках Научно-Образовательного Центра МЭИ – ОИВТ РАН проводятся исследования направленные на получение комплекса данных о характеристиках гидродинамики и теплообмена перспективных теплоносителей, теплофизических свойствах теплоносителей и конструкционных материалов для формирования научно-обосно-



ванных рекомендаций по созданию эффективных и безопасных теплообменных систем быстрых реакторов нового поколения, термоядерных реакторов-токамаков и гибридных ядерно-термоядерных установок.

Литература

1. Батенин В. М. и др. Развитие экспериментальной базы для исследований МГД-теплообмена перспективных ядерных энергоустановок //Теплофизика высоких температур. – 2015. – Т. 53. – №. 6. – С. 934-934.
2. И.Л. Повх, Н.И. Болонов, А.А. Зорич, И.Г. Дунаевский. Сравнительные характеристики кондукционного анемометра и термоанемометра /. Магнитная гидродинамика. 1974. С. 89—93.
3. Belyaev I. A. et al. Temperature correlation velocimetry technique in liquid metals //Flow Measurement and Instrumentation. – 2017. – Т. 55. – С. 37-43.
4. Жилин В. Г. Волоконно-оптические измерительные преобразователи скорости и давления. – Энергоатомиздат, 1987.

Работа выполнена при поддержке РНФ проект № 17-19-01745

ПРИМЕНЕНИЕ СОВРЕМЕННЫХ ХИМИЧЕСКИХ ТЕХНОЛОГИЙ НА ЭНЕРГОБЛОКЕ №1 НОВОВОРОНЕЖСКОЙ АЭС-2

Витковский С.Л., Колягина И.А., Щедрин М.Г.

Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Нововоронежская атомная станция»,
Воронежская обл., г. Нововоронеж, Промышленная зона Южная, Россия,
nvnpp1@nvnpp1.rosenergoatom.ru

В статье рассмотрены современные химические технологии, примененные в проекте инновационного блока №1 НВАЭС-2 с ВВЭР-1200 при организации процесса водоподготовки, водно-химических режимов основных и вспомогательных контуров, системы оборотного водоснабжения, спецводоочистки.

В процессе горячей обкатки осуществлена пассивация внутренних поверхностей первого контура по проектной технологии с целью формирования однородной защитной оксидной пленки.

Принципиально новым решением явилось применение технологии очистки воды р. Дон от растворов солей с использованием обратного осмоса в качестве одной из ступеней водоподготовки. Качество полученной таким



образом химически обессоленной воды превосходит аналогичный показатель воды, полученной без применения обратного осмоса. Кроме того, применение технологии обратного осмоса значительно сокращает использование реагентов, что повышает экологическую безопасность производства.

В проекте реализована новая технология переработки радиоактивных трапных вод, которая заключается в предварительной дезактивации трапных вод переводом радионуклидов в шлам с последующим цементированием радиоактивного шлама.

Авторами рассмотрены проблемные вопросы, возникшие в ходе пусковых работ при расконсервации оборудования, переработке радиоактивных трапных вод и в системе оборотного водоснабжения. Проанализированы недостатки проекта, а также вопросы, которые могут возникнуть в процессе длительной эксплуатации, предложены пути их решения.

Внесенные изменения в типовые проектные решения по системам поддержания водно-химических режимов теплоносителя первого и второго контуров полностью себя оправдали, настройка водных режимов в период проведения испытаний реакторной установки осуществлялась мобильно. После ввода блока в промышленную эксплуатацию эти системы обеспечивают высокое качество теплоносителей первого и второго контуров. К сильным сторонам проектной химической технологии можно отнести следующие решения: использование обратного осмоса в качестве одной из ступеней водоподготовки; использование на системе байпасной очистки продувочной воды фильтров высокого давления.

Вместе с тем, в период освоения проектной химической технологии на энергоблоке №1 НВ АЭС-2 выявились три проблемы, которые необходимо решить при сооружении новых блоков.

1. Предусмотреть для переработки радиоактивных трапных вод референтную технологию и оборудование.
2. Исключить из технологии расконсервации внутренних поверхностей турбогенератора смывки хлорсодержащими углеводородами.
3. Применять в системе циркуляционного водоснабжения с градирнями обработку добавочной воды ингибиторами, обеспечивающими минимальное количество отложений.



АНАЛИЗ ТЕМПЕРАТУРНОГО СОСТОЯНИЯ ТВЭЛОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПОТВЭЛЬНЫХ МОДЕЛЕЙ КОМПЛЕКСА ПРОГРАММ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКОГО И ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОГО РАСЧЕТА САПФИР-КОРСАР

Артемов В. Г., Артемова Л. М., Коротаев В. Г., Михеев П. А.

ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Ленинградская область, Сосновый Бор,
Копорское шоссе, д.72, 188540, Россия, otd10@mail.ru

Для оценки консерватизма проектных расчетов реакторов типа ВВЭР в части температурного режима ТВЭЛОВ разработана и апробирована модель потвэльного расчета ТВС с применением возможностей теплогидравлического расчетного кода (РК) КОРСАР [1] и комплекса программ (КП) нейтронно-физического расчета САПФИР_95&RC_ВВЭР [2]. Предлагаемый подход базируется на результатах моделирования потвэльного энерговыделения методом суперпозиции микро- и макрораспределений потоков нейтронов, отработанным для стационарных нейтронно-физических расчетов ВВЭР при верификации КП САПФИР_95&RC_ВВЭР, и почечковом расчете теплогидравлических характеристик выделенных ТВС, выполняемом с использованием РК КОРСАР.

В рамках разработанного подхода при расчете конкретного аварийного режима последовательно выполняются следующие операции:

- расчет кодом КОРСАР режима с сопряженными нейтронно-физической и теплогидравлической моделями активной зоны в поканальном приближении, с определением на основе метода анализа неопределенностей и чувствительности наиболее теплонапряженных ТВС и записью изменения во времени их теплогидравлических и нейтронно-физических параметров;
- восстановление распределений потвэльного энерговыделения для выбранных наиболее напряженных ТВС на основе зафиксированных в ходе поканального динамического расчета значений макропотоков нейтронов и рассчитанных заранее относительных микрораспределений энерговыделения в ТВЭЛлах соответствующих ТВС;
- расчет кодом КОРСАР потвэльных характеристик с использованием почечковой модели ТВС на основе зафиксированных в ходе поканального расчета активной зоны значениями граничных



условий по теплогидравлике и восстановленным полям энерговыделения в ТВЭЛах.

Корректность методики восстановления потвэльного энерговыделения обоснована в сопоставлении с результатами тестовых расчетов, полученных по программам, использующим метод Монте-Карло. Поячейковая теплогидравлическая модель ТВС верифицирована на экспериментах с пучками электрообогреваемых твэлов.

Эффективность предлагаемого подхода в докладе продемонстрирована на примере моделирования аварии с падением одной из секций компенсирующих групп транспортного реактора и аварийного режима с разрывом паропровода парогенератора реактора ВВЭР 1000.

Литература

1. Программный комплекс КОРСАР/BR. Аттестационный паспорт программного средства № 355. – Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2014.
2. Комплекс программ САПФИР_VBP95&RC с библиотекой констант БНАБ 78/С-95. Аттестационный паспорт ПС № 261. – Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2009.

МЕТОДЫ И СРЕДСТВА ДИСТАНЦИОННОГО КОНТРОЛЯ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ОБОРУДОВАНИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ

Данилович А.С., Иванов О.П., Потапов В.Н.,

Семенов С.Г., Чесноков А.В.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»,
Москва, Россия, sgs@kiae.ru

Для выполнения работ в помещениях с меняющейся радиационной обстановкой и в условиях неизвестной геометрии радиоактивно-загрязненного объекта были предложены и разработаны методы радиометрического и спектрометрического контроля радиационной обстановки. Эти методы и средства измерения на их основе были использованы для практи-



ческого применения в условиях работ по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов в Национальном исследовательском центре «Курчатовский институт». Начиная с 2011 г. в Центре проводятся работы по выводу из эксплуатации исследовательских реакторов МР и РФТ. Эти реакторы были оборудованы петлевыми установками, обеспечивающими возможность проведения исследований теплофизических, гидродинамических и прочностных характеристик элементов реакторных конструкций, и основного оборудования энергетических реакторов в реальных условиях. Мощность реактора МР вместе с петлевыми установками достигала 50 МВт, а мощность РФТ реактора составляла 20 МВт. Оборудование петлевых установок было расположено в подвалах здания реактора МР и имело довольно высокие уровни загрязнения – мощность эквивалентной дозы в отдельных местах достигла 20 мЗв/ч. Для радиационных условий помещений реактора МР были разработаны радиометрические средства измерений – «Гамма локатор», «Гаммавизор» и дистанционно управляемая радиометрическая система, установленная на робототехническом средстве «Брокк-90», названная «Гамма пионер».

Разработанные системы измерения были практически использованы для измерения углового распределения потоков фотонного ионизирующего излучения в помещениях реактора МР. На основе данных измерений были построены карты распределения активности и рассчитаны распределения мощности эквивалентной дозы во всех обследованных помещениях. Результаты расчетов позволили оценить объемы радиоактивных отходов (РАО) различных классов, выработать оптимальные с точки дозовых нагрузок персонала последовательности работ в каждом помещении, спрогнозировать изменение дозовой обстановки в процессе работ. Все эти данные были использованы при разработке проекта вывода из эксплуатации реакторов МР и РФТ. Разработанные средства использовались также в процессе работ по демонтажу оборудования в реакторных помещениях. Особенно эффективно применение радиометрических методов оказалось при совместном их использовании с дистанционно управляемыми механизмами для идентификации и наведения механизмов на наиболее интенсивно излучающие объекты, в частности, при обращении с высокоактивными отходами и облученным оборудованием.



Использование предлагаемых методов и средств контроля радиационной обстановки в случае непредвиденной ситуации на ядерной энергетической установке может оказаться эффективным при ликвидации ее последствий. Результаты измерений будут служить одним из способов документированного сбора информации о радиационных загрязнениях оборудования и узлов установки. Другой областью применения данных средств и методов могут быть работы по реконструкции ядерных установок, когда необходима замена облученных частей оборудования. В этом случае данные методы наиболее эффективны для идентификации и сепарации наиболее радиоактивно-опасных частей оборудования.

ОБЕСПЕЧЕНИЕ НАДЕЖНОСТИ СВЯЗНЫХ РАСЧЕТОВ ТЕПЛОВЫХ РЕАКТОРНЫХ СИСТЕМ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ КОДОВ MCU И HYDRA-IBRAE

Колташев Д.А., Митенкова Е.Ф.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики
Российской академии наук, Москва, Россия, kda@ibrae.ac.ru

Необходимость повышения безопасности объектов ядерной энергетики обуславливает проведение прецизионных расчетов на базе современных вычислительных мощностей. В данной связи особую актуальность приобретают связанные расчеты с использованием нейтронно-физических Монте-Карло кодов. Такие расчеты позволяют проводить полномасштабное моделирование систем на основе точного задания 3D геометрии, что имеет особое значение при анализе безопасности новых разрабатываемых объектов ядерной энергетики и более полном исследовании аварийных режимов. Развитие методики связанных расчетов является актуальной задачей, изучением которой занимаются специалисты ведущих институтов как в России, так и за рубежом.

Центральное место при проведении связанных расчетов “нейтроника-теплогидравлика” занимает построение согласованной расчетной модели, включая определение параметров расчетных сеток, поскольку в общем



случае сеточные параметры для нейтронно-физических и теплогидравлических кодов могут значительно различаться. Также большую важность для обеспечения надежности связанных расчетов имеет определение параметров Монте-Карло расчетов [1].

Для проведения связанных расчетов разработана программная оболочка CCS [2], ключевой задачей которой является формирование согласованных расчетных моделей. Оболочка CCS включает интерфейсы, организующие связь между различными программными и расчетными (нейтронно-физическими, теплогидравлическими и др.) модулями.

Тепловые реакторные системы с водяным теплоносителем такие как ВВЭР, PWR, BWR и др. являются наиболее востребованными в различных отраслях атомной энергетики. Для таких систем в мире накоплена обширная база экспериментальных и расчетных данных, разработано значительное количество расчетных кодов. В данной связи на сегодняшний день наиболее активно связанные расчеты осуществляются для тепловых реакторных систем с водяным теплоносителем. На данный момент в программной оболочке CCS реализованы интерфейсы для расчетов с использованием нейтронно-физического кода MCU [3] и теплогидравлическими кодами HYDRA-IBRAE [4], OpenFOAM [5].

Представлены результаты связанных расчетов международных бенчмарков BWR 3x3 Pin Cluster и PWR 3x3 Pin Cluster [6] с использованием кодов MCU и HYDRA-IBRAE. Для сформированной упрощенной модели бенчмарка BWR 3x3 Pin Cluster [2] с укрупненными расчетными ячейками наблюдается различие характерной формы аксиального распределения энерговыделения с реперными расчетами (рис. 1) в области от 0 до ~50 см, для уточненной модели с более мелкой расчетной сеткой при соответствующей статистике расчетов получено хорошее согласие результатов. Для бенчмарка PWR 3x3 Pin Cluster [7] распределения температуры теплоносителя (рис. 2), плотности теплоносителя и температуры топлива находятся в хорошем согласии с реперными распределениями.

Представленные результаты позволяют заключить, что разработанные с помощью программной оболочки CCS расчетные модели обеспечивают корректные результаты связанных расчетов по кодам MCU/HYDRA-IBRAE.

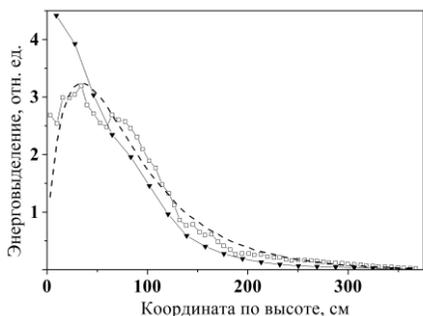


Рис. 1. Аксиальное распределение энерговыделения для уточненной (□) и упрощенной модели (▼) BWR 3x3 Pin Cluster в сравнении с [6] (---)

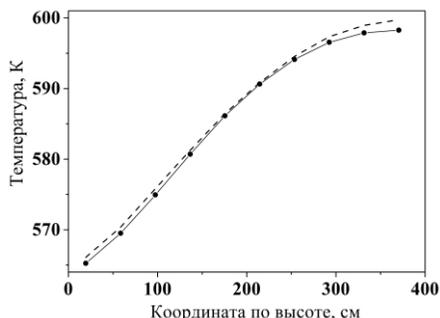


Рис. 2. Аксиальное распределение температуры теплоносителя для PWR 3x3 Pin Cluster (●) в сравнении с [6] (---)

Литература

1. Кизуб П.А., Колташев Д.А., Митенкова Е.Ф. Анализ нейтронно-физических характеристик в ячеечных расчетах реактора ВВЭР с использованием кодов MCNP5 и MCU-FREE: Препринт № IBRAE-2013-04. М., 2013. 23 с.
2. Колташев Д.А., Митенкова Е.Ф. Особенности связанных расчетов на базе кодов MCU и HYDRA-IBRAE для систем с сильной пространственной и плотностной гетерогенностью // Известия РАН. Энергетика. 2017. № 1. С. 149–163.
3. Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А. и др. Статус MCU-5 // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика и техника ядерных реакторов. 2011. № 4. С. 4–23.
4. Алипченков В.М., Беликов В.В., Давыдов А.В. и др. Рекомендации по выбору замыкающих соотношений для расчета потерь давления на трение в контурах АЭС с ВВЭР // Теплоэнергетика. 2013. №5. С. 28–34.
5. OpenFOAM® - Official home of The Open Source Computational Fluid Dynamics (CFD) Toolbox : [сайт]. URL: <http://www.openfoam.com> (Дата обращения: 30.08.2017).
6. Ivanov A., Sanchez V., Stieglitz R. e.a. High fidelity simulation of conventional and innovative LWR with the coupled Monte-Carlo thermal-hydraulic system MCNP-SUBCHANFLOW // Nuclear Engineering and Design. 2013. №262. P. 264–275.
7. Колташев Д.А. Проведение связанных расчетов тестовой задачи PWR 3x3 Pin Cluster с помощью кодов MCU-FREE и HYDRA-IBRAE // Труды 59-й научной конференции МФТИ. Проблемы современной физики. 2016. С. 98–100.



НЕКОТОРЫЕ АСПЕКТЫ ПРИМЕНЕНИЯ МЕТОДА АНАЛИЗА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ И ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТИ ПРИ ОБОСНОВАНИИ БЕЗОПАСНОСТИ РУ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ СОПРЯЖЕННЫХ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ И ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ МОДЕЛЕЙ

Артемов В. Г., Артемова Л. М., Коротаев В. Г., Михеев П. А.

ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова», Ленинградская область, Сосновый Бор,
Копорское шоссе, д.72, 188540, Россия, otd10@mail.ru

Использование программных средств (ПС) в общей системе анализов безопасности сводится к проверке выполнения приёмочных критериев, ограничивающих последствия нарушения нормальных условий эксплуатации (ННУЭ). Основным способом проверки выполнения приёмочных критериев является расчёт поведения реакторной установки при ННУЭ. При этом некоторые параметры расчётных моделей (конструктивные, режимные и относящиеся к математическим моделям) известны с определенной погрешностью. Варьирование значений этих параметров в той или иной степени влияет на результаты расчета. Оценка неопределённости рассчитываемых характеристик при варьировании параметров расчётных моделей является основной целью применения метода анализа неопределенности и чувствительности (АНЧ).

С внедрением в практику проектных ПС реалистической оценки применение метода АНЧ при расчётном обосновании безопасности ядерных реакторов перешло в практическую плоскость. Однако, несмотря на то, что методика АНЧ имеет солидную теоретическую основу и давно обсуждается в научной литературе, выработка подходов к её применению при проектном обосновании безопасности реакторов ещё находится в начальной стадии.

Это связано с тем, что методология анализов безопасности базируется на «консервативных» расчётных исследованиях, которые опирались на многолетний опыт проектирования и успешной эксплуатации реакторов АЭС. На действующих реакторах в системах, обеспечивающих безопасность эксплуатации, заложены запасы, полученные также с учётом соответствующих «консервативных» оценок. Включение в такую, отработанную годами, систему анализов безопасности подхода, основанного на расчётных



исследованиях в так называемом «реалистическом» приближении, требует осторожности и знания методических особенностей нового поколения программных средств (ПС), которые претендуют на реалистическое описание процессов в реакторе.

Поэтому подключение метода АНЧ к обоснованию безопасности происходит поэтапно. Это связано не только с тем, что в настоящее время ещё только отрабатывается методология таких расчётов, но и с тем, что в аттестованных кодах реализован только минимально необходимый набор модулей, обеспечивающий проведение реалистических расчётов методом АНЧ. На настоящем этапе анализ безопасности, выполненный на основе реалистического описания поведения РУ с применением метода АНЧ, рассматривается как дополнение к традиционному консервативному подходу, и предназначен, в первую очередь, для оценки и обоснования консерватизма последнего. Актуальность этой задачи определяется тем, что в проектах новых реакторов и для действующих ВВЭР формулируется требование повышения мощности энергоблоков, и для успешного достижения этой цели желательно оценить, а в перспективе и снизить, степень консерватизма в анализах безопасности.

Метод АНЧ в сочетании с сопряжёнными нейтронно-физическими и теплогидравлическими расчётами целесообразно применять при моделировании проектных реактивных аварий. На результаты расчётов таких режимов оказывают влияние параметры нескольких моделей: нейтронной кинетики активной зоны, контурной теплогидравлики реакторной установки, турбулентного перемешивания в смесительных камерах реактора и др.

Обоснование выбора варьируемых параметров и диапазона их изменения является центральной задачей для эффективного использования метода АНЧ. Ее решение требует тесного взаимодействия различных специалистов.

В докладе излагается взгляд на эту задачу с точки зрения разработчиков нейтронно-физической части кода. С учётом особенностей характерных проектных аварий, для анализа которых используются сопряжённые нейтронно-физические и теплогидравлические расчёты, иллюстрируется подход к выбору варьируемых параметров нейтронно-физических моделей и определению диапазона их изменения при использовании метода АНЧ.



Опыт применения метода АНЧ показал, что обоснованность, получаемых при его применении выводов, существенно зависит от качества и объема верификации ПС. Это связано с тем, что полученные в процессе верификации оценки погрешностей рассчитываемых характеристик определяют диапазон варьирования параметров расчетных моделей, а, следовательно, и диапазон неопределенности результатов расчетов.

На примере моделирования конкретных аварийных режимов ВВЭР-1000 с использованием ПС КОРСАР/ГП отработана методика расчетов методом АНЧ.

Оценки неопределенности результатов расчетов получены при варьировании параметров нейтронно-физической модели в диапазоне, соответствующем паспортными погрешностям кодов САПФИР_95&RC_ВВЭР [1, 2] и КОРСАР/ГП [3], аттестованных в Ростехнадзоре РФ.

С использованием результатов расчетов методом АНЧ продемонстрирована схема обоснования консерватизма расчетов, выполняемых по методике, используемой в настоящее время при обосновании проектов.

Литература

1. Программа САПФИР_95.1. Аттестационный паспорт ПС № 390. – Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2015.
2. Программа САПФИР_95&RC_ВВЭР.2. Аттестационный паспорт ПС № 321. – Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2013.
3. Программный комплекс КОРСАР/ГП. Аттестационный паспорт ПС № 263. – Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2009.



ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОГО СОСТОЯНИЯ ВВЭР АВТОНОМНЫМИ ПСБ ПРИ ЗПА С ПОЛНЫМ ДЛИТЕЛЬНЫМ ОБЕСТОЧИВАНИЕМ

Поляков А.В.¹, Свириденко И.И.², Свердлов В.В.³, Шевелев Д.В.²

¹-Международное агентство по атомной энергии, г. Вена

²-Севастопольский государственный университет, г. Севастополь, Россия,

³-Международный центр ядерной безопасности, г. Энергодар, Украина

i.sviridenko@mail.ru

Главной задачей в условиях запроектной аварии (ЗПА) с полным длительным обесточиванием реакторной установки (РУ) АЭС с ВВЭР является организация отвода остаточного тепловыделения от активной зоны с обеспечением ее подкритичности. Одним из методов ее эффективного решения является оснащение РУ системой пассивного отвода остаточного тепловыделения от первого контура (СПОТ Р) и системой пассивного расхолаживания компенсатора давления (СПР КД) (рис. 1). Особенностью предлагаемых пассивных систем безопасности (ПСБ) является использование в них теплообменного оборудования на основе двухфазных термосифонов, что обеспечивает эффективность, надежность и безопасность аварийного теплоотвода.

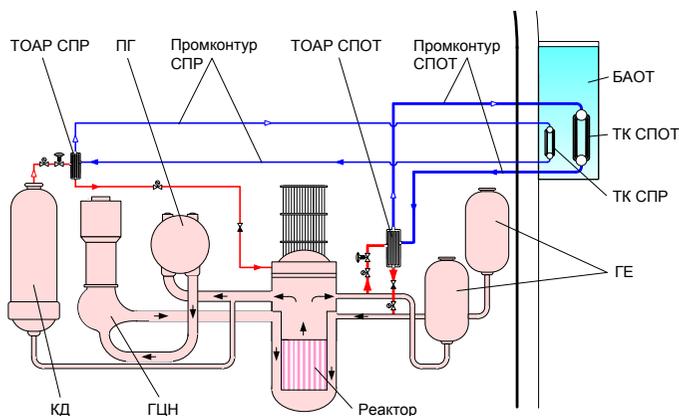


Рис. 1. Схема РУ АЭС с ВВЭР с автономной СПОТ Р и СПР КД (одна петля)



Совместная работа СПОТ Р и СПР КД заключается в одновременном расхолаживании и декомпрессии первого контура. Расхолаживание приводит к вводу положительной реактивности, которая в полной мере компенсируется борной кислотой, поступающей из гидроемкостей (ГЕ) системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) в процессе декомпрессии. Особенностью рассматриваемого аварийного процесса является то, что на определенном его этапе начинается разотравление реактора, приводящее к вводу положительной реактивности из-за снижения концентрации ксенона в активной зоне. Следовательно, перед внедрением указанных СПОТ Р и СПР КД в состав ПСБ, помимо оценки эффективного теплоотвода необходимо проводить анализ возможности обеспечения подкритичности реактора при длительной совместной работе рассматриваемых пассивных систем.

Исследование выполнено на модели ВВЭР-1000/В-320 с использованием расчетного кода RELAP5. В модели учтен эффект разотравления реактора с целью определения возможности удержания реактора в подкритическом состоянии в течение всего аварийного процесса. Задачей исследования является обоснование режима совместной работы СПОТ Р, СПР КД и ГЕ САОЗ, при котором реактор удерживается в подкритическом состоянии. Это обеспечивается тем, что реактивность, высвобождаемая за счет температурного эффекта при расхолаживании, мощностного эффекта при останове реактора и за счет разотравления топлива после выхода из йодной ямы, компенсируется отрицательной реактивностью борного регулирования. Величина этой отрицательной реактивности определяется количеством и концентрацией раствора борной кислоты, вводимой в активную зону из ГЕ в процессе декомпрессии первого контура. Результаты расчетного моделирования показывают, что расхолаживание КД обеспечивает эффективное снижение давления в первом контуре до величины срабатывания ГЕ САОЗ (рис. 2).

Момент ввода в действия СПОТ Р и СПР КД выбран, исходя из недопущения срабатывания ПК КД. При открытии ПК КД с возможной последующей его неподачей, на исходное событие аварии произойдет наложение средней течи первого контура. При отсутствии электроснабжения, а следовательно, и источников подпитки первого контура, это приведет к быстрой



потере теплоносителя первого контура, оголению активной зоны и прекращению теплоотвода с последующим плавлением топлива. Иными словами, при срабатывании ПК КД существует ненулевая вероятность перехода аварии в тяжелую фазу. При полной потере электроснабжения выкипание котловой воды в ПГ завершается на 6600 секунде, а периодические срабатывания ПК КД начинаются после 8000 секунд, или более чем через 2 часа с момента обесточивания блока. Таким образом, время подключения СПОТ Р и СПР КД на 2410 секунде выбрано с некоторым запасом по времени.

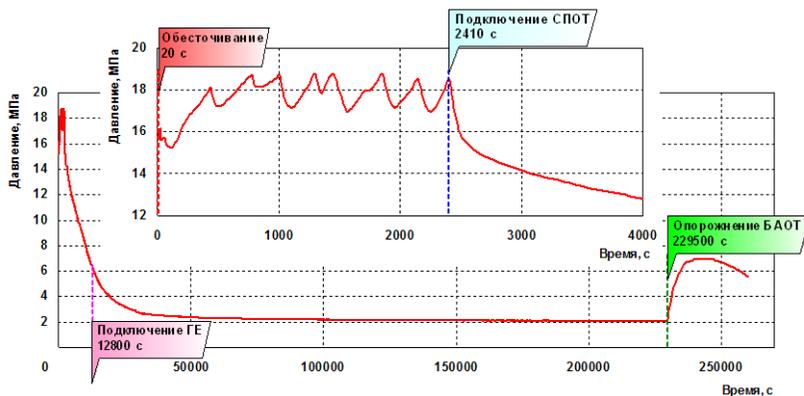


Рис. 2. Снижение давления в первом контуре

СПОТ Р и СПР КД формируют условия для надежного и эффективного отвода остаточного тепловыделения. Однако давление в первом контуре при их совместной работе снижается только до значения 2 МПа. Несмотря на то, что при таком давлении в объем первого контура поступает из ГЕ только половина располагаемого запаса жидкого поглотителя, достигаемая в первом контуре концентрация борной кислоты (рис. 3) достаточна для поддержания реактора в подкритическом состоянии (рис. 4) в течение всего переходного процесса. Максимальное значение реактивности при этом составляет $-2.79 \text{ \$}$.

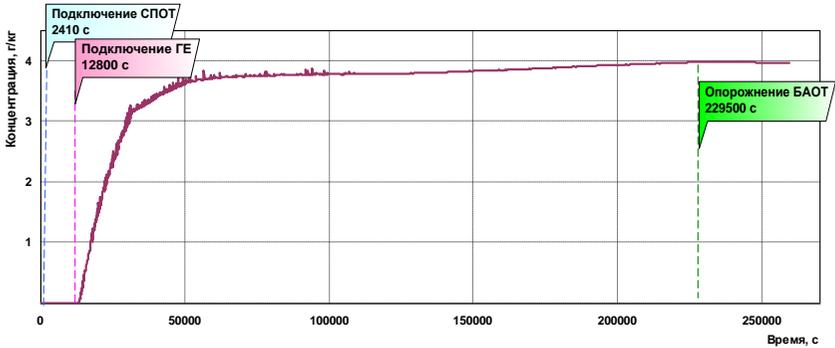


Рис. 3. Изменение концентрации борной кислоты

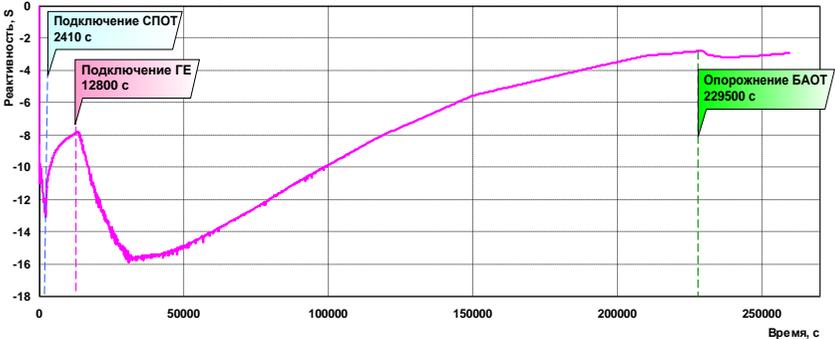


Рис. 4. Изменение подкритичности реактора

Полученные результаты расчетного моделирования позволяют сделать вывод, что совместная работа СПОТ Р и СПР КД обеспечивают все необходимые условия безопасного состояния РУ в условиях длительного обесточивания АЭС с полной потерей аварийных источников электропитания собственных нужд.



ТЕРМОМЕХАНИЧЕСКИЕ РАСЧЕТЫ ЭЛЕМЕНТОВ ОБОРУДОВАНИЯ И ЭЛЕМЕНТОВ АКТИВНЫХ ЗОН РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ КОДОВ UZOR-1.0 И МАВР-5

**Алексеев П.В., Киселев Александр С., Киселев Алексей С.,
Лоскутов О.Д., Тутнов А.А.**

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»,
Москва, Россия, Tutnov_AA@nrcki.ru

Для обоснования безопасной эксплуатации элементов оборудования АЭС в НИЦ «Курчатовский институт» разработан комплекс методик и программных средств, аттестованных Ростехнадзором, в детерминированной (код UZOR-1.0) и вероятностной (код МАВР-5) постановках.

В настоящее время разработаны модели и накоплен большой опыт применения кода UZOR 1.0 для моделирования процессов деформирования и оценки прочности таких элементов конструкций ЯЭУ, как корпуса сосудов давления, парогенераторов, коллекторов парогенераторов, элементов оборудования второго контура АЭС с ВВЭР, элементов активных зон - различных модификаций шестигранных тепловыделяющих сборок активных зон реакторов ВВЭР-440, ВВЭР-1000, ВВЭР-1200 (АЭС 2006), топливных сборок реакторов PWR при квазистатических и динамических нагрузках, связанных, например, с вибрационным или сейсмическим нагружением. Также код UZOR 1.0 применяется для моделирования технологических процессов сварки, термообработки, запрессовки теплообменных труб.

Расчеты могут проводиться, как в линейной упругой области, так и в нелинейной с учетом пластических деформаций или деформаций установившейся ползучести. Кроме этого, код UZOR 1.0 позволяет проводить расчеты собственных частот и форм колебаний конструкций, а также рассчитывать параметры механики разрушения (J-интеграл и коэффициент интенсивности напряжений) для тел, содержащих трещины. Решение перечисленных выше задач осуществляется в наиболее общей трехмерной постановке. В программном комплексе UZOR 1.0 реализованы алгоритмы метода конечных элементов (МКЭ) и метода суперэлементов (МСЭ), являющегося надстройкой по отношению к традиционной формулировке МКЭ и обеспечивающего существенное снижение потребления компьютерных ресурсов.



Для повышения эффективности вычислительного ядра системы в коде UZOR в настоящее время реализовано трехуровневое распараллеливание алгоритма: уровень 1 – распределенные вычисления на рабочих станциях локальной вычислительной сети; уровень 2 – многопоточная обработка данных на отдельной рабочей станции с использованием нескольких процессоров и нескольких ядер каждого из процессоров; уровень 3 – применение в математических расчетах графических процессоров. Применение кода UZOR 1.0 иллюстрируется на примере решения задачи моделирования термомеханики активной зоны ВВЭР-1000, модель которой включает 163 ТВС, каждая из которых представлена подробной 3D моделью, содержащей все ТВЭЛы, дистанционирующие решетки и элементы каркаса. Общее количество степеней свободы модели активной зоны превышает 10^8 .

Код МАВР-5 позволяет проводить расчеты вероятности возникновения течей и разрывов в сосудах давления и трубопроводах с учетом случайного характера распределения размеров исходных дефектов в конструкции, статистических распределений значений механических характеристик материалов, различных последовательностей реализации стационарных, переходных и аварийных режимов. При этом в качестве исходных данных используются поля напряжений и деформации, рассчитанные с применением кода UZOR 1.0 для заданного спектра режимов эксплуатации оборудования.



ОРГАНИЗАЦИЯ ПАССИВНОГО ТЕПЛОТВОДА ОТ БАСЕЙНА ВЫДЕРЖКИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

**Выборнов С.С.¹, Подопригора А.В.¹,
Свириденко И.И.², Шевелев Д.В.²**

¹-ВАО АЭС, Московский центр, г. Москва,

²-Севастопольский государственный университет, г. Севастополь, Россия,
i.sviridenko@mail.ru

Как показала авария на АЭС «Фукусима-1», потеря всех аварийных источников электроэнергии из-за внешнего экстремального воздействия приводит к нарушению отвода остаточного тепловыделения ядерного топлива в активных зонах реакторов, а также отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) в бассейнах выдержки (БВ). На эксплуатируемых АЭС с ВВЭР, а также в эволюционных проектах РУ с ВВЭР систем пассивного отвода остаточного тепловыделения (СПОТ), обеспечивающих безопасное состояние ОЯТ в БВ в условиях полного длительного обесточивания, не предусмотрено.

С целью предотвращения повреждения ОЯТ в условиях подобной запроектной аварии предлагается схема СПОТ БВ с испарительно-конденсационными устройствами замкнутого типа – кольцевыми двухфазными термосифонами (ДТС). ДТС за счет переноса скрытой теплоты парообразования своего промежуточного теплоносителя обеспечивает эффективный теплоотвод от БВ к конечному поглотителю. Испаритель кольцевого ДТС размещается в БВ, конденсатор – выводится за пределы гермообъема. Испаритель и конденсатор связаны между собой транспортными паровым и конденсатным трубопроводами (рис. 1).

Остаточное тепловыделение от ОЯТ отводится водой бассейна при естественной конвекции. Теплота от воды БВ передается наружной поверхности испарителей ДТС, а от нее – промежуточному теплоносителю ДТС. За счет внешнего подвода теплоты промежуточный теплоноситель ДТС испаряется, пар через сборный коллектор поступает в паровой трубопровод, который через гермопроходки выводится за пределы гермооболочки реакторного отделения и соединяется с конденсатором. Конденсатор охлаждается потоком атмосферного воздуха, при этом пар в конденсаторе



конденсируется и по конденсатному трубопроводу и раздающему коллектору за счет массовых сил возвращается в испаритель. Испарители ДТС располагаются в зазоре между стеной БВ и шестигранными чехлами стеллажей. Испарители практически не отбирают полезного объема отсеков бассейна и не снижают количество размещаемых в нем ОТВС. СПОТ БВ состоит из нескольких секций, которые выполняются автономными.

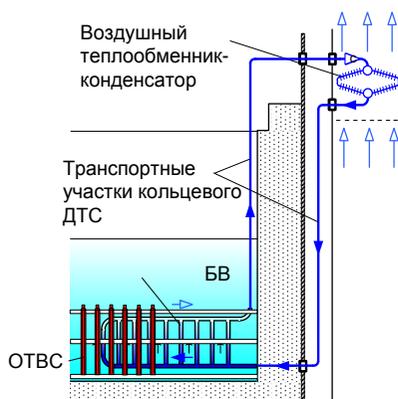


Рис. 1. Схема автономной секции СПОТ БВ на основе кольцевого ДТС

Теплоотводящая способность СПОТ БВ рассчитывается таким образом, чтобы при максимальной загрузке ОЯТ, включая аварийную выгрузку активной зоны в момент, близкий к концу кампании, не допустить кипения воды в бассейне (при температуре окружающего воздуха до +40 °С). При этом, независимо от продолжительности обесточивания, ОТВС в БВ остаются под уровнем воды, что обеспечит их надежное охлаждение и предотвратит повреждение ТВЭЛ. Кроме того, являясь автономными замкнутыми устройствами теплоотвода, ДТС надежно разделяют БВ и конечный поглотитель, что обеспечивает радиационную безопасность в аварийной ситуации. Схема расположения элементов СПОТ БВ в реакторном отделении АЭС с ВВЭР-1000 изображена на рис. 2.

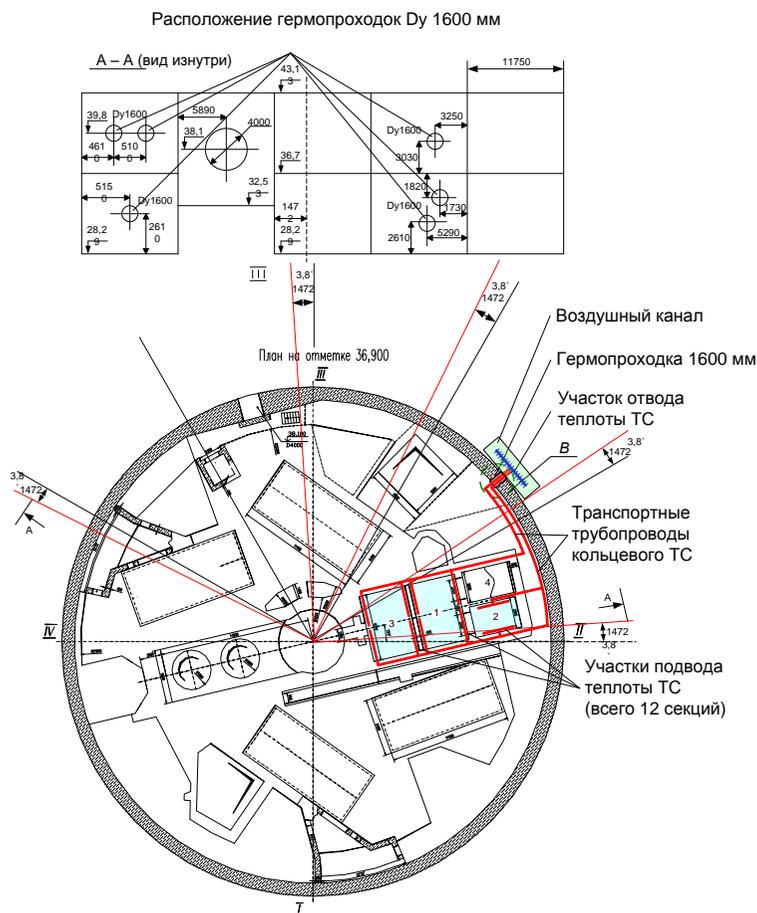


Рис. 2. Расположение элементов СПОТ БВ ОЯТ в реакторном отделении АЭС с ВВЭР-1000

В качестве промежуточного теплоносителя ДТС может использоваться вода или жидкости с пониженной температурой замерзания. Использование последних позволит понизить температуру кипения промежуточного теплоносителя СПОТ и предотвратить его замерзание в условиях низких температур окружающего воздуха. Наряду с атмосферным воздухом



в качестве конечного поглотителя СПОТ БВ может использоваться вода. При этом конечный поглотитель размещается в баке аварийного отвода теплоты (БАОТ). Такое техническое решение перспективно при реализации СПОТ БВ совместно с СПОТ РУ, для которой конечным поглотителем является вода в БАОТ. Причем, постоянный сброс теплоты от БВ ОЯТ исключает необходимость в системе тепловой защиты БАОТ от замерзания в условиях низкой температуры в зимний период.

Перед заполнением промежуточным теплоносителем кольцевой ДТС вакуумируется для удаления неконденсируемых газов. При возможных течах промконтура это исключает выход радионуклидов в атмосферу, а также попадание чистого конденсата в БВ с ОЯТ, что предотвращает развитие реактивных аварий. При обнаружении те-чи (например, по факту ухудшения вакуума в контуре ДТС), в условиях нормальной эксплуатации персонал имеет возможность выявить и локализовать поврежденную теплообменную секцию. Поскольку теплообменная поверхность выбирается избыточной по отношению к максимально возможной тепловой нагрузке на каждый отсек БВ, система при этом продолжает выполнять функцию теплоотвода в полном объеме. Для вывода транспортных трубопроводов через гермооболочку в существующих РУ с ВВЭР-1000 предлагается использовать две из имеющихся шести гермопроходок Ду 1600 мм системы вентиляции реакторного отделения. На плане реакторного отделения место расположения указанных гермопроходок обозначено позицией «В». В новых проектах РУ с ВВЭР для вывода транспортных трубопроводов кольцевого ДТС необходимо предусмотреть дополнительные гермопроходки.

Разработана расчетная модель СПОТ БВ ОЯТ. Сравнительный анализ полученных результатов с имеющимися экспериментальными данными подтвердил корректность предположений и подходов, принятых при разработке модели, и тем самым, достаточную точность расчетного моделирования. Модель предназначена для использования с программой RELAP5/Mod3.x.

Таким образом, анализ возможных схемных решений системы пассивного отвода остаточных тепловыделений ОЯТ, их компоновки и полученные предварительные расчетные характеристики позволяют сделать вывод о возможности создания СПОТ БВ на основе кольцевых термосифонных контуров.



Использование термосифонного теплообменного оборудования позволяет, даже при малых температурных напорах, эффективно и безопасно отводить остаточные тепловыделения ОЯТ БВ конечному поглотителю.

Разработка и исследование характеристик СПОТ БВ требует создания полной расчетной модели и создания теплофизического стенда для определения удельных характеристик системы с последующей проверкой результатов на полномасштабном экспериментальном стенде.

Внедрение СПОТ БВ в состав систем безопасности РУ позволит исключить возможность повреждения ОЯТ в приреакторных БВ в условиях запроектной аварии с полным длительным обесточиванием.

РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ ЭКСПЕРИМЕНТА С ПЕРЕМЕШИВАНИЕМ ПРОБКИ ДЕБОРИРОВАННОЙ ВОДЫ НА МОДЕЛИ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 ПО СИСТЕМНОМУ КОДУ КОРСАР/CFD

Кастерин Д.С., Румянцев С.Н., Чепилко С.С., Юдов Ю.В.

ФГУП "НИТИ им. А.П. Александрова", Сосновый Бор,
Ленинградская обл., Россия, yudov@niti.ru

Одним из инструментов для обоснования безопасности реакторов типа ВВЭР является расчетный код (РК) КОРСАР/ГП (далее КОРСАР), разработанный совместно специалистами ФГУП НИТИ и ОКБ "Гидропресс" и аттестованный в Ростехнадзоре в 2009 г. Основой функционального наполнения кода является одномерный модуль (1D) расчета двухфазного потока на основе двухжидкостной модели [1]. Заложенные в коде возможности позволяют осуществлять моделирование теплогидравлических процессов в циркуляционных контурах реакторных установок, а также пространственное моделирование сопряженных теплогидравлических (в поканальном приближении) и нейтронно-физических процессов в активной зоне. Для учета трехмерных эффектов в опускной и нижней камерах реакторов в НИТИ разработан CFD (3D) модуль в составе кода КОРСАР.

CFD модуль базируется на балансном методе вложенной границы в идеологии обрезанных граничных декартовых ячеек (Cartesian Cut-Cell) [2].



Построение декартовой сетки осуществляется на основе STL файлов триангуляции границ области моделирования. Реализована возможность адаптивного измельчения сетки в приграничных областях с большим градиентом расчетных параметров. Для хранения информации о топологии сетки используется иерархическая окт-структура данных [3].

Интегрирование уравнений сохранения по времени в 3D модуле осуществляется с использованием неявной схемы Kim-Choi второго порядка точности [4]. Аппроксимация диффузионных и конвективных членов производится на совмещенной сетке со вторым порядком точности, соответственно, по центрально-разностной схеме и по ограниченной непрерывно-дифференцируемой схеме SDPUS-C1 [5]. Уравнение Пуассона для давления решается геометрическим многосеточным методом. С целью повышения устойчивости численного решения мелкие обрезанные ячейки объединяются с соседними крупными ячейками. Уравнения сохранения составляются для объединенной ячейки.

При моделировании турбулентных течений используются осредненные по Рейнольдсу уравнения сохранения с двухпараметрическими дифференциальными моделями вихревой вязкости (k - ε , k - ω , k - ω SST). Применяются три способа учета стенки: метод пристеночных функций, метод с разрешением вязкого подслоя и их комбинация. Дополнительно реализована алгебраическая модель турбулентности.

CFD модуль адаптирован как типовой элемент по полунеявной численной схеме в составе новой версии ПК КОРСАР/CFD [6]. Поле давления на новом временном слое в ячейках 1D и 3D моделей рассчитывается с использованием мономатричного подхода. При расчете объединенного поля давления применяется многосеточный метод одновременно в трехмерной и одномерной областях. Данный прием существенно улучшает сходимость итерационного процесса.

В докладе приведены результаты верификации кода КОРСАР/CFD по данным эксперимента с поступлением пробки деборированной воды (моделировалась раствором соли) в активную зону при пуске одного циркуляционного насоса, проведенного в ОКБ «Гидропресс» на модели реактора ВВЭР-1000. В расчетах использовались элементы 1D модели и элемент CFD модуль.



Представлено качественное сопоставление результатов эксперимента и расчетов по коду КОРСАР/CFD. Получено удовлетворительное согласование. В расчетах, как и по экспериментальным данным, наблюдается три зоны повышенной концентрации соли на выходе из опорных труб в момент проникновения пробки в модель активной зоны: под патрубком работающей петли и две, симметрично расположенные, на противоположной стороне под патрубками неработающих петель. На основе расчетных данных выявлен механизм формирования этих зон. Хорошо согласуется с экспериментом процесс смывания концентрации соли после прохождения пробки, который начинается на периферии картограммы и заканчивается в центральной части.

Литература

1. Юдов Ю.В. Двухжидкостная модель нестационарной контурной теплогидравлики и ее численная реализация в расчетном коде КОРСАР // Теплогидравлика. 2002. №11. с. 17-21.
2. Юдов Ю.В., Чепилко С.С., Данилов И.Г. Разработка CFD модуля в составе ПК КОРСАР на основе метода вложенных границ. Сборник тезисов 8-ой международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», Подольск, 2013.
3. Юдов Ю.В., Чепилко С.С. Разработка генератора декартовых сеток CFD модуля на основе метода вложенных границ. Сборник тезисов 8-ой международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», Подольск, 2013.
4. Kim D., Choi H. A second-order time-accurate finite volume method for unsteady incompressible flow on hybrid unstructured grids // Journal of Computational Physics, Vol. 162, pp. 411-428, 2000.
5. Lima G.A.B., Ferreira V.G., Cirilo E.R. et al. A continuously differentiable upwinding scheme for the simulation of fluid flow problems // Applied Mathematics and Computation, Vol. 218, pp. 8614-8633, 2012.
6. Юдов Ю.В., Данилов И. Г., Чепилко С.С. Технология адаптации CFD модуля в составе функционального наполнения ПК КОРСАР/ГП. Сборник тезисов 9-ой международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР», Подольск, 2015.



ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ТЕМПЕРАТУРЫ В 7-МИ СТЕРЖНЕВОЙ МОДЕЛИ ТВС ПРИ ТЕЧЕНИИ ТЯЖЕЛОГО ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

**Лобанов П.Д.¹, Кашинский О.Н.¹,
Прибатурин Н.А.², Светоносков А.И.¹**

¹-Институт теплофизики им. С.С. Кутателадзе СО РАН,
г. Новосибирск, Россия, lobanov@itp.nsc.ru

²-Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН,
Новосибирский филиал, г. Новосибирск, Россия, pribaturin@itp.nsc.ru

Приведены результаты экспериментального исследования распределения температуры в 7-ми стержневой экспериментальной модели ТВС с установленными дистанционирующими решетками при течении модельного ТЖМТ. Диаметр стержней 9 мм, относительное расстояние между стержнями 1,4. Для создания тепловой неоднородности в одном из имитаторов ТВЭЛа (центральный и/или периферийный) была создана зона нагрева длиной 300 мм. Измерения распределения температуры выполнены на стенке соседнего имитатора ТВЭЛа по азимутальной и осевой координатам.

Проведены исследования эволюции температурного поля на поверхности соседнего с нагреваемым имитатора ТВЭЛа для четырех различных конфигураций рабочего участка при вариации взаимного расположения нагреваемого и измерительного имитаторов ТВЭЛов и исследуемой дистанционирующей решетки.

Получены данные о распределении температуры по поверхности стенки центрального имитатора ТВЭЛа при нагреве периферийного имитатора ТВЭЛа и на поверхности периферийного имитатора ТВЭЛа при нагреве центрального. Эксперименты проведены при числе Рейнольдса потока 8000 и тепловом потоке на поверхности нагрева $\sim 19,6$ Вт/см². Эксперименты проведены в области измерения длиной $Z=0-360$ мм ($Z/Dg=0-34$) с шагом 40 мм. Азимутальный угол во время экспериментов изменялся в пределах 0-360 градусов с шагом 10 градусов.

При измерениях выделено влияние дистанционирующей решетки на неоднородность распределения температуры на поверхности имитатора



ТВЭЛа. Показано, что наличие дистанционирующей решетки приводит к перераспределению температуры. Для измерения температуры на поверхности имитатора ТВЭЛа, соседнего с нагреваемым, это выглядит, как переход от тенденции с повышением максимальной температуры стенки с увеличением Z , к тенденции со снижением максимальной температуры с увеличением расстояния от решетки.

Проведены валидационные измерения профилей скорости жидкости и ее пульсаций при течении водяного теплоносителя. При проведении экспериментов была выполнена аналогия по геометрии (та же самая экспериментальная модель) и по числу Рейнольдса потока.

МОДЕЛИРОВАНИЕ СТАЦИОНАРНЫХ И НЕСТАЦИОНАРНЫХ РЕЖИМОВ РАБОТЫ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ ПО КОДУ ЕВКЛИД/V1

Колташев Д.А., Мосунова Н.А., Селезнёв Е.Ф., Шершов А.В.
ИБРАЭ РАН, Москва, Россия, shershov@ibrae.ac.ru

Для расчёта различных режимов работы реакторных установок на быстрых нейтронах используются интегральные вычислительные коды, позволяющие выполнять самосогласованное моделирование физических процессов. Одним из таких кодов является интегральный код ЕВКЛИД/V1, разработанный в ИБРАЭ РАН в рамках проекта «Коды нового поколения» проектного направления «Прорыв».

Код ЕВКЛИД/V1 предназначен для расчёта поведения реакторных установок на быстрых нейтронах в условиях нормальной эксплуатации, нарушений нормальной эксплуатации и при проектных авариях. Код имеет модульную структуру и включает три основных модуля: системный тепло-гидравлический (HYDRA-IBRAE/LM), описывающий процессы в натриевом, свинцовом, свинцово-висмутовом, водяном и воздушном контурах; ТВЭЛЬный (БЕРКУТ), описывающий процессы в ТВЭЛах с



оксидным или нитридным топливом и газовым подслоем; нейтронно-физический (DN3D), описывающий процессы в активной зоне в диффузионном и кинетическом (на базе кода CORNER) приближениях. Каждый модуль прошёл этап верификации и валидации. Корректность расчёта взаимосвязанных процессов показана на результатах расчётов режимов РУ БН-600.

Важно отметить, что диффузионная опция нейтронно-физического модуля DN3D кода ЕВКЛИД/V1 позволяет проводить расчёты на сетке с одной (G1) и семью (G7) точками на сборку в плане. Использование опции G7 позволяет учесть гетерогенность размещения стержней СУЗ, а также значительные неравномерности распределения плотности потока нейтронов.

В данной работе представлены результаты моделирования стационарных и нестационарных режимов работы РУ со свинцовым теплоносителем с использованием диффузионной (G7) опции нейтронно-физического модуля. Выполнены расчёты стационарных состояний РУ с погруженными и извлечёнными РО СУЗ. Полученные результаты сравнены с результатами по реперному коду на базе метода Монте-Карло MCU-FR, также разработанному в проекте «Коды нового поколения». Среднеквадратичное отклонение энерговыделения ТВС не превышает 3%. Отклонения K_{eff} не превышают 0.8%.

Также были проведены нейтронно-физические расчёты нестационарных процессов в активной зоне РУ. В расчётах осуществлялось извлечение РО СУЗ из активной зоны реактора при работе на уровнях 100, 30 и 10^{-4} % от номинального уровня мощности. Согласно полученным расчётам при срабатывании экстренной защиты за 30 секунд мощность РУ уменьшится в 77 раз.

Литература

1. Селезнёв Е.Ф. Кинетика реакторов на быстрых нейтронах. М. Наука, 2013, 240с.
2. Большов Л.А., Мосунова Н.А., Стрижов В.Ф., Шмидт О.В. Расчётные коды нового поколения для новой технологической платформы ядерной энергетике. Атомная энергия, том 120, вып. 6, июнь 2016.



МЕТРОЛОГИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ НОВЫХ ИНФОРМАЦИОННЫХ БИОМЕТРИЧЕСКИХ ТЕХНОЛОГИЙ ДЛЯ РЕШЕНИЯ ЗАДАЧ УПРАВЛЕНИЯ ЧЕЛОВЕЧЕСКИМ ФАКТОРОМ

Алюшин А.М., Алюшин М.В.¹, Колобашкина Л.В.

Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»,
Москва, Россия, mvalyushin@mephi.ru,

Одним из факторов, сдерживающих применение современных информационных технологий [1] для решения актуальных задач управления человеческим фактором, является отсутствие нормативной базы, регламентирующей практическое использование таких биометрических технологий в конкретной прикладной области. Создание необходимой нормативной базы предполагает наличие сертифицированного метрологического обеспечения, позволяющего осуществить верификацию разрабатываемых программно-аппаратных средств мониторинга текущего функционального и психоэмоционального состояния операторов управления опасным объектом при использовании дистанционных неконтактных технологий регистрации их биопараметров [1].

Целью исследования является анализ первоочередных задач, возникающих при создании отечественного сертифицированного метрологического обеспечения для верификации современных средств мониторинга текущего состояния операторов управления опасными объектами в атомной отрасли.

Проведенный анализ существующей мировой практики верификации информационных биометрических технологий позволил выделить два основных подхода - натурный эксперимент и использование специализированных баз данных (СБД). Первый подход предполагает проведение экспериментальной верификации эффективности и заявленных характеристик сертифицируемых программно-аппаратных средств мониторинга непосредственно в производственных условиях. Второй подход основывается на использовании СБД, содержащих статические и видеоизображения лиц людей различного возраста, пола, национальности, в том числе, находящихся в различном психоэмоциональном состоянии [2]. Применение первого подхода ввиду сложности его реализации на этапах разработки



новых средств мониторинга нецелесообразно. Второй подход позволяет минимизировать временные и материальные затраты на указанных этапах.

Практическое отсутствие в свободном доступе СБД для наиболее информативного с точки зрения биометрии инфракрасного диапазона, закрытость большинства зарубежных СБД обуславливают актуальность создания отечественной метрологической СБД, а также соответствующего методического обеспечения.

Литература

1. Алюшин, М.В., Колобашкина, Л.В. Мониторинг биопараметров человека на основе дистанционных технологий [Текст] // Вопр. психол. – 2014. – № 6. – С. 135–144.
2. Phillips P.J. et. al. An Introduction to Evaluating Biometric Systems [Текст] / P.J. Phillips, A. Martin, C. L. Wilson, M. Przybocki / IEEE Comp. (Special issue on biometrics). – 2000. – P. 56–63.

Исследование выполнено в рамках проекта № 25.2911.2017/4.6 «Апробация технологии снижения риска возникновения и уменьшения последствий катастроф техногенного происхождения за счет минимизации влияния человеческого фактора на надежность и безаварийность работы АЭС и других опасных объектов» в соответствии с конкурсной частью государственного задания НИЯУ МИФИ на 2017-2019 гг.

УПРАВЛЕНИЕ ЧЕЛОВЕЧЕСКИМ ФАКТОРОМ НА ОСНОВЕ РЕАЛИЗАЦИИ ВОЗМОЖНОСТЕЙ СОВРЕМЕННЫХ ИНФОРМАЦИОННЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

Алюшин А.М., Алюшин М.В., Колобашкина Л.В.

Федеральное государственное автономное образовательное учреждение высшего образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»,
Москва, Россия, mvalyushin@mephi.ru

Современные достижения в области микросистемотехники, высокочувствительных сенсоров и интеллектуальных методов обработки информации дают возможность на новом технологическом уровне подойти к решению проблемы эффективного управления человеческим фактором (УЧФ) с целью обеспечения надежного безаварийного функционирования объектов атомной энергетики.



Целью исследования является анализ перспектив применения современных информационных технологий для осуществления непрерывного дистанционного мониторинга текущего психоэмоционального и функционального состояния операторов управления опасным объектом непосредственно в процессе производственной деятельности, либо учебно-тренировочных занятий.

Дистанционный мониторинг текущего состояния оператора основывается на неконтактном измерении его основных биопараметров в полностью пассивном режиме. С этой целью осуществляется обработка его естественного излучения в оптическом (видимого и инфракрасного диапазонов) и акустическом спектрах [1, 2]. Все регистрируемые биопараметры могут быть подразделены на статические и динамические.

Первая группа биопараметров включает в себя биометрические параметры, которые практически не изменяются в течение всей рабочей смены. Типичными представителями этой группы являются: пропорции лица, расстояние между глазами, цвет глаз, формантные частоты голоса. Параметры первой группы в основном используются для решения задач идентификации личности, например, распознавания личности операторов в составе рабочей смены при обработке видеоинформации.

Вторая группа биопараметров подвержена существенным изменениям в зависимости от текущего психоэмоционального состояния человека. К параметрам этой группы, в первую очередь, относятся: спектр голоса, мимика лица, зрачковая реакция, динамика движения глаз, динамика изменения температуры различных областей лица. Анализ динамики изменения биопараметров этой группы дает возможность определить важные характеристики работы сердечно-сосудистой системы оператора, его системы дыхания и нервной системы. Так, например, обработка изображения лица человека позволяет определить пульс, относительное артериальное давление, частоту и глубину его дыхания, наличие эмоций, а также характеристики, аналогичные кожно-гальванической реакции. Последующий комплексный анализ вариабельности сердечного ритма, давления, спектра голоса, эмоций позволяет оценить текущий уровень стресса, а также сделать обоснованный прогноз наиболее вероятного изменения психоэмоционального состояния каждого оператора, например, в случае возникновения нештатных ситуаций.



Реализация на практике возможностей, предоставляемых современными информационными технологиями, дает возможность повысить эффективность решения задач УЧФ на всех этапах жизненного цикла персонала, включая все типы психофизиологических обследований, а также профессиональную подготовку и переподготовку.

Учет динамики изменения психоэмоционального состояния сотрудников при анализе результатов выполнения ими квалификационных тестовых заданий, либо учебно-тренировочных заданий по устранению аварийных ситуаций при работе на тренажерах позволяет более объективно оценивать уровень их профессиональной подготовки. Рассматриваемые технологии также дают возможность реализовать так называемую биологическую обратную связь, необходимую для развития навыков саморегуляции и самоконтроля персонала, а также повышению его стрессоустойчивости [2, 3].

Проведенная лабораторная апробация рассмотренных информационных технологий подтвердила возможность их реализации на основе использования современной микроэлектронной элементной базы, а также их высокую эффективность. Реализуемость рассматриваемых акустических технологий на практике обусловлена, в том числе, следующим фактором. Принятый протокол устного общения в рабочей смене, обычно предполагает повторение оператором полученных распоряжений, указаний и команд от начальника смены. Экспериментальные исследования оптических технологий позволили выделить два основных режима регистрации текущих биопараметров человека, принципиально отличающихся возможностью получения непрерывного видеоизображения лица человека в видимом и инфракрасном диапазонах излучения. Первый режим регистрации, предполагающий преимущественно квазистационарное расположение оператора, например, за пультом управления, либо монитором компьютера, может быть достаточно просто реализован с технической точки зрения.

Второй режим, ориентированный на регистрацию биопараметров постоянно перемещающихся операторов, требует большей производительности применяемых средств вычислительной техники, так как изображение лиц операторов доступно в течение только некоторых непродолжительных моментов времени. В этом случае возникает необходимость



решения целого ряда дополнительных задач по поиску изображения операторов и их лиц в кадре, идентификации их личности, определения углов наклона и поворота их голов, а также по устранению оптических шумов и помех различной физической природы. Проведенные исследования подтвердили возможность надежной регистрации биопараметров для рассмотренных случаев, что объясняется, прежде всего, тем, что основные биопараметры человека претерпевают значимые изменения только в течение достаточно продолжительных интервалов времени.

Таким образом, современные информационные технологии реализуемы на практике и дают возможность на новом технологическом уровне подойти к решению задачи повышения эффективности УЧФ. Среди факторов, сдерживающих практическое применение рассмотренных информационных технологий, в первую очередь, следует выделить практическое отсутствие сертифицированной методической базы, а также стандартов, регламентирующих использование таких технологий для решения задач УЧФ.

Литература

3. Алюшин, М.В. и др. Дистанционные и неконтактные технологии регистрации биопараметров оперативного персонала как средство управления человеческим фактором и повышения безопасности АЭС [Текст] / М.В. Алюшин, А.В. Алюшин, Л.О. Андрюшина, Л.В. Колобашкина, В.В. Пшенин // Глоб. ядерн. безоп. – 2013. – № 3(8). – С. 69-77.
4. Алюшин, М.В., Колобашкина, Л.В. Мониторинг биопараметров человека на основе дистанционных технологий [Текст] // Вопр. психол. – 2014. – № 6. – С. 135–144.
5. Alyushin, M.V. et. al. Education technology with continuous real time monitoring of the current functional and emotional students' states [Текст] / M.V. Alyushin, L.V. Kolobashkina // AIP Conference Proceedings. - 2017.- Vol. 1797. – P. 020001-1 – 020001-8.

Работа выполнена в НИЯУ МИФИ при поддержке Гранта Российского научного фонда (РНФ) № 16-18-00069 «Снижение риска возникновения и уменьшение последствий катастроф техногенного происхождения за счет минимизации влияния человеческого фактора на надежность и безаварийность работы АЭС и других опасных объектов».



ВОПРОСЫ ПРОЧНОСТИ КРЫШЕК ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Коган Е.А.¹, Пухлий В.А.², Пухлий К.В.³, Мирошниченко С.Т.²

¹-Московский политехнический университет, Москва, Россия,

²-Севастопольский государственный университет, г. Севастополь, Россия,

³-ООО «Аэротекс», Москва, Россия

Крышка ядерного реактора, например, типа ВВЭР [1] является одним из основных узлов верхнего блока (рис.1). Крышка реактора имеет тарельчатую форму и представляет собой штампованную конструкцию, состоящую из усеченного эллипсоида и фланца. Внутренняя и торцевая поверхности крышки покрыты антикоррозионной наплавкой из нержавеющей аустенитной стали марки 08ХНМФА.

Крышка установлена на опорный фланец верхней обечайки блока защитных труб и крепится к корпусу реактора 54 шпильками М 170×6. Такое крепление крышки к корпусу реактора соответствует условиям жесткой заделки по контуру.

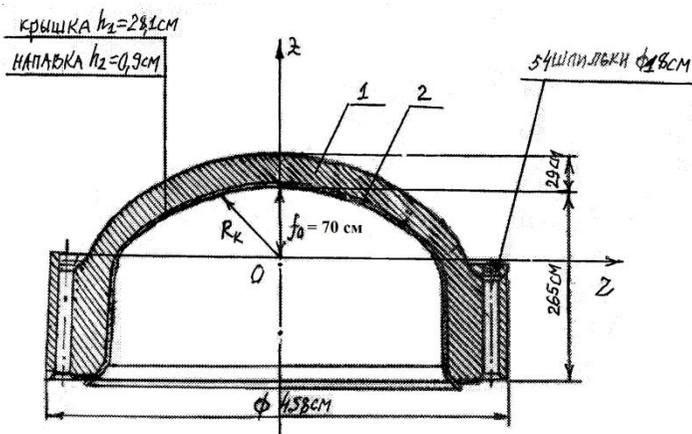


Рис.1. Крышка ядерного реактора: 1 – материал основного металла $h_1 = 28,1$ см;
2 – антикоррозионная наплавка $h_2 = 0,9$ см.



Нагрузка, действующая на крышку следующая: а) собственная масса $G = 90000$ кг; б) оборудование верхнего блока, установленное на крышке $G_1 = 65\,000$ кг. Со стороны ядерного реактора на крышку вдоль координаты z действуют 2 фактора: давление $q = 16$ МПа и температура $T_1 = 280^\circ\text{C}$.

Анализ относительных геометрических и жесткостных параметров крышки (h/R , h/D , E_1/E_2) показывает, что с точки зрения механики оболочек расчет крышки ядерного реактора сводится к расчету напряженно-деформированного состояния защемленной по контуру тонкой непологой двухслойной оболочки в виде усеченного кругового эллипсоида вращения при совместном воздействии внутреннего давления и температуры.

Отдельной самостоятельной задачей, которая здесь не рассматривается, является расчет на прочность шпилек. Эта задача может быть решена на основе обычного инженерного расчета.

Уравнения равновесия биметаллической оболочки получены вариационным методом на основе принципа возможных перемещений Лагранжа

$$\delta\Pi = \delta\Pi_1 + \delta\Pi_2 = 0. \quad (1)$$

Здесь $\delta\Pi$ – вариации потенциальной энергии деформации оболочки; $\delta\Pi_2$ – вариация потенциала высших сил, равная вариации работы внешних сил, взятой с обратным знаком.

Вариация потенциальной энергии записывается в виде:

$$\delta\Pi_1 = \int_{\alpha_1}^{\alpha_2} \int_{b_1}^{b_2} \delta a_0 A_1 A_2 d\alpha_1 d\alpha_2 = \int_{\alpha_1}^{\alpha_2} \int_{b_1}^{b_2} \delta a_0 ds_1 ds_2, \quad (2)$$

где a_0 – потенциальная энергия деформации единицы поверхности оболочки; $A_1 = A_2(\alpha_1, \alpha_2)$ и $A_2 = A_2(\alpha_1, \alpha_2)$ – параметры Ляме для недеформированной поверхности спая.

Параметры Ляме, главные радиусы кривизны и коэффициенты второй квадратичной формы оболочки определены из рассмотрения дифференциальной геометрии поверхности эллипсоида [2].

Вариация потенциала внешних сил равна:

$$\delta\Pi_2 = - \int_{\alpha_1}^{\alpha_2} \int_{b_1}^{b_2} (p_1 \delta u + p_2 \delta v + q \delta w) A_1 A_2 d\alpha_1 d\alpha_2 -$$



$$\begin{aligned}
 & - \int_{b_1}^{b_2} (N_1^{\alpha_1} \delta u + T_1^{\alpha_1} \delta v - M_1^{\alpha_1} \delta v_1 + Q_1^{\alpha_1} \delta w) A_2 d\alpha_2 - \\
 & - \int_{a_1}^{a_2} (N_2^{\alpha_2} \delta v + T_2^{\alpha_2} \delta u - M_2^{\alpha_2} \delta v_2 + Q_2^{\alpha_2} \delta w) A_1 d\alpha_1. \quad (3)
 \end{aligned}$$

Здесь $N_1^{\alpha_1}$, $T_1^{\alpha_1}$, $Q_1^{\alpha_1}$, $M_1^{\alpha_1}$ – нормальная сдвигающая, поперечная силы и изгибающий момент для сечения $\alpha_1 = const$; $N_2^{\alpha_2}$, $T_2^{\alpha_2}$, $Q_2^{\alpha_2}$, $M_2^{\alpha_2}$ – то же для сечения $\alpha_2 = const$.

В результате расчет крышки реактора при осесимметричном нагружении сводится к краевой задаче для системы 2-х обыкновенных дифференциальных уравнений 2-го порядка с переменными коэффициентами относительно силовой функции $V = Q_1 R_2$ и угла поворота касательной к меридиану \mathcal{G} :

$$\begin{cases}
 L(\mathcal{G}) - \psi_3 \mathcal{G} + \psi_2 L(V) - \left(\psi_1 - \frac{R_1}{D_1^*} \right) V = F_1(\alpha), \\
 L(\mathcal{G}) - \frac{B_1^2 - B_2^2}{B_1} [\lambda_2 L_2(\mathcal{G}) - (\lambda_1 - R_1) \mathcal{G}] + \frac{B_2}{B_1} V = F_2(\alpha).
 \end{cases}$$

При этом дифференциальные операторы имеют следующий вид:

$$\begin{aligned}
 L(\) &= \frac{R_2}{R_1} \frac{d^2(\)}{d\alpha^2} + \left[\frac{R_2}{R_1} \operatorname{ctg} \alpha + \left(\frac{R_2}{R_1} \right)' \right] \times \frac{d(\)}{d\alpha} - \frac{R_1}{R_2} \operatorname{ctg}^2 \alpha \cdot (\), \\
 F_1(\alpha) &= \psi_2 \left[\left(\frac{R_2}{R_1} - \frac{R_1}{R_2} \right) \operatorname{ctg} \alpha - \frac{d}{d\alpha} \left(\frac{R_2}{R_1} \right) \right] \times \frac{F(\alpha)}{\sin^2 \alpha} + \\
 &+ l^* (R_1 - R_2) \operatorname{ctg} \alpha - \frac{d}{d\alpha} (l^* R_2) - \psi_2 \frac{d}{d\alpha} (q R_2^2),
 \end{aligned}$$



$$F_2(\alpha) = \frac{F(\alpha)}{\sin^2 \alpha} \left[\left(\frac{R_2}{R_1} - \frac{R_1}{R_2} \right) \operatorname{ctg} \alpha - \frac{d}{d\alpha} \left(\frac{R_2}{R_1} \right) \right] + \\ + \frac{B_1 - B_2}{B_1} \left[f(R_2 - R_1) \operatorname{ctg} \alpha + \frac{d}{d\alpha} (fR_2) \right] - \frac{d}{d\alpha} (qR_2^2),$$

а главные радиусы кривизны эллипсоида определяются по формулам

$$R_1 = \frac{a^2 b^2}{(a^2 \sin^2 \alpha + b^2 \cos^2 \alpha)^{3/2}}, \\ R_2 = \frac{a^2}{(a^2 \sin^2 \alpha + b^2 \cos^2 \alpha)^{1/2}}.$$

Следует отметить, что полученная система дифференциальных уравнений с переменными коэффициентами в общем случае не имеет точного решения. В работе интегрирование полученной системы с переменными коэффициентами осуществляется модифицированным методом последовательных приближений, разработанным проф. В.А.Пухлий [3].

Литература

1. Лескин С.Т., Шелегова А.С., Слободчук В.И. Физические особенности и конструкция реактора ВВЭР-1000. Учебное пособие. – М.: Изд-во НИЯУ «МИФИ», 2011. – 116 с.
2. Рашевский П.К. Курс дифференциальной геометрии. – М.: Гостехиздат, 1950. – 360 с.
3. Пухлий В.А. Решение начально-краевых задач математической физики модифицированным методом последовательных приближений. – Обзорение прикладной и промышленной математики. 2017, том 24, вып.1, с.37-48.



ПРИМЕНЕНИЕ ИМПАКТНЫХ СТРУЙ ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАБОТЫ СИСТЕМ ОХЛАЖДЕНИЯ СЭУ

Федоровский К.Ю.,

Севастопольский государственный университет,
г. Севастополь, Россия, fedkonst@rambler.ru

Система охлаждения - один из важнейших элементов судовой энергетической установки. Надежное функционирование данной системы определяет безаварийную эксплуатацию энергоустановки и в целом судна.

В настоящее время наибольшее распространение получили разомкнутые двухконтурные системы охлаждения. Данные системы достаточно надежно работают на судах, которые эксплуатируются в глубоководных чистых акваториях. Однако имеются случаи, когда разомкнутые системы не обеспечивают требуемой надежности работы, что при неблагоприятном стечении обстоятельств может привести к аварийной ситуации. Таким образом, возникает объективная необходимость в частичном или полном отказе от приема судном забортной воды для обеспечения работы системы охлаждения энергетической установки.

На этом пути могут быть различные варианты решения проблемы [1]. Простейший из них связан с использованием находящейся в судовых цистернах забортной воды, например балластных. Холодная вода забирается из цистерны, проходит через охлаждаемое оборудование и сбрасывается обратно в цистерну.

Вода в цистерне охлаждается за счет теплоотвода через обшивку в забортную воду. Однако эффективность этого процесса крайне низка из-за малых скоростей движения воды вдоль внутренней поверхности обшивки и неорганизованности течения в цистерне. Тем не менее, такой вариант может быть во многих случаях приемлемым, если речь идет о кратковременном переходе на работу по замкнутой схеме. При этом время работы определяется отводимой через обшивку теплотой, площадью обшивки, объемом цистерны, начальной температурой в цистерне, температурой забортной воды и др.



Обеспечить большие скорости движения воды вдоль внутренней поверхности цистерны и тем самым повысить теплоотвод позволяет струйный подвод воды (рис. 1).

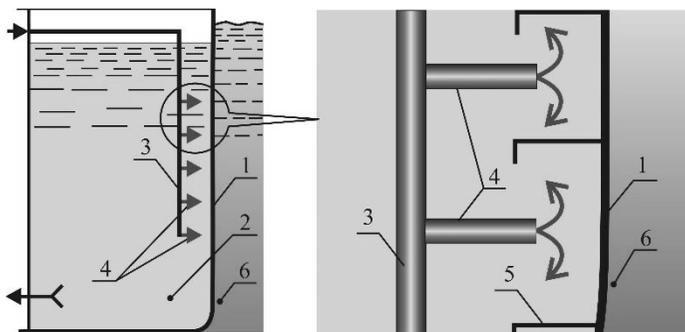


Рис. 1. Схема устройства теплоотвода струйного типа:

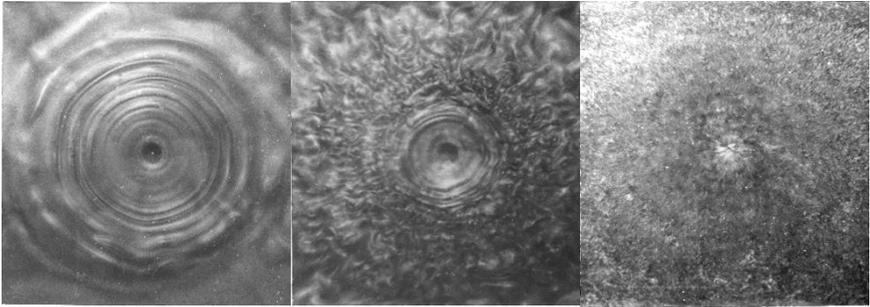
1 – обшивка корпуса судна; 2 – цистерна; 3 – коллектор подвода охлаждаемой воды; 4 – сопла; 5 – элементы набора корпуса судна; 6 – забортная вода

Нагретая в СЭУ вода не просто сбрасывается в цистерну, а с помощью специального коллектора 3 распределяется вдоль обшивки корпуса 1, соприкасающейся с забортной морской водой. Коллектор снабжен системой сопел 4, на выходе которых формируются струи, натекающие на поверхность 1. После удара о поверхность струя разворачивается на 90 градусов, образуя радиально растекающуюся пристенную струю. Такие струи называются импактными. Известно, что импактные струи обеспечивают достаточно высокие значения коэффициентов теплоотдачи, а следовательно, и коэффициента теплопередачи через судовую обшивку.

Результаты выполненных визуальных исследований при различных числах Рейнольдса показаны на рисунке 2.

Наглядно видно, что по мере изменения числа Re соответствующим образом изменялся и характер течения жидкости вдоль поверхности

Результаты обобщающей обработки экспериментальных данных показаны на рисунке 3.



$$Re_d = 1,65 \cdot 10^3$$

$$Re_d = 2,2 \cdot 10^3$$

$$Re_d = 2,35 \cdot 10^5$$

Рис. 2. Характер течения пристенной струи при сопловом подводе жидкости

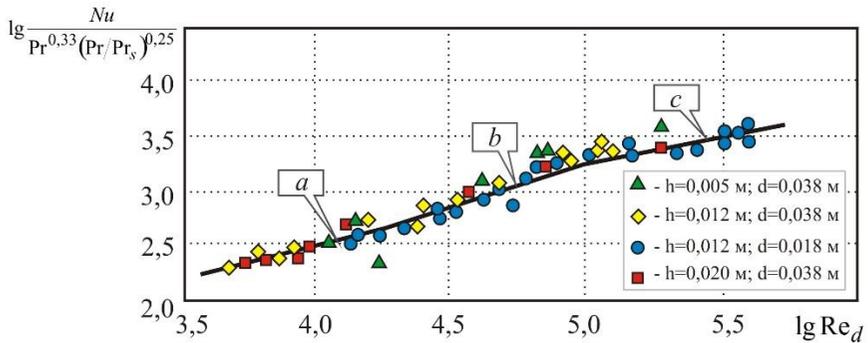


Рис. 3. Зависимость $\lg \frac{Nu}{Pr^{0,33} (Pr/Pr_s)^{0,25}}$ от $\lg Re_d$ при $R = 0,25$ м; $Re_d = 5 \cdot 10^3 \dots 4 \cdot 10^5$;
 $Pr = 2,54 \dots 4,87$; $Pr/Pr_s = 0,66 \dots 0,96$; $h/d = 0,13 \dots 0,67$; $R/d = 6,6 \dots 13,9$; а – $Re_d = 5 \cdot 10^3 \dots 2 \cdot 10^4$;
б – $Re_d = 2 \cdot 10^4 \dots 10^5$; с – $Re_d = 10^5 \dots 4 \cdot 10^5$

С учетом результатов визуальных исследований экспериментальные точки аппроксимируются линией с двумя изломами. Каждый участок этой



линии соответствует различным режимам течения. Причем, по данным обобщающей обработки нижним критическим числом Рейнольдса следует считать значение $2 \cdot 10^4$, а верхним – значение $1 \cdot 10^5$. Для выделенных участков аппроксимирующей линии определены следующие уравнения подобия:

$$Re_d = 5 \cdot 10^3 \dots 2 \cdot 10^4$$

при

$$Nu = 5,7 \cdot Re_d^{0,45} Pr^{0,33} \left(\frac{Pr}{Pr_s} \right)^{0,25}; \quad (1)$$
$$Re_d = 2 \cdot 10^4 \dots 10^5$$

при

$$Nu = 0,15 \cdot Re_d^{0,83} Pr^{0,33} \left(\frac{Pr}{Pr_s} \right)^{0,25}; \quad (2)$$
$$Re_d = 10^5 \dots 4 \cdot 10^5$$

при

$$Nu = 26 \cdot Re_d^{0,4} Pr^{0,33} \left(\frac{Pr}{Pr_s} \right)^{0,25}. \quad (3)$$

Зависимости справедливы при: $Pr = 2,54 \dots 4,87$,

$$Pr/Pr_s = 0,66 \dots 0,96, \quad h/d = 0,13 \dots 0,67, \quad R/d = 6,6 \dots 13,9.$$

Повысить теплоотдачу позволяет установка на выходе сопла специального экрана (Рис. 4). На рис. 5 показана зависимость коэффициента теплоотдачи α от расхода жидкости W . Наглядно видно, что применение экрана привело к тому, что теплоотдача на $20 \div 25\%$ выше, по сравнению с просто сопловым подводом. Кроме того, при этом ощутимо снижается гидравлическое сопротивление.

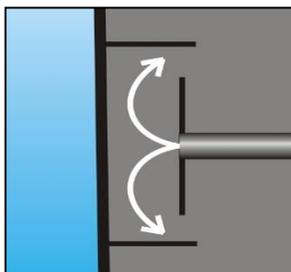


Рис. 4. Схема установки экрана на сопло

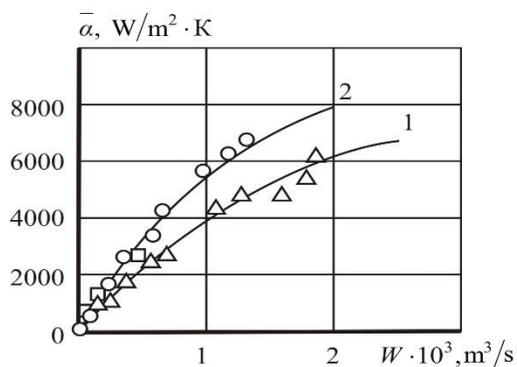


Рис. 5. зависимость коэффициента теплоотдачи α от расхода жидкости W /
1 – сопловой подвод; 2 – экранный подвод

Подобное техническое решение применено на самоходных плавкранах проекта 16491, грузоподъемностью 150 т.

Литература

1. Федоровский К.Ю., Федоровская Н.К. Замкнутые системы охлаждения судовых энергетических установок. — Москва: ИНФРА-М, 2017. — 163 с.



ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ВИРТУАЛЬНОЙ РЕАЛЬНОСТИ ДЛЯ ПОДГОТОВКИ И ПЕРЕПОДГОТОВКИ ПЕРСОНАЛА В СФЕРЕ ФИЗИЧЕСКОЙ ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Черкашин Д.А.

Институт безопасности и охраны при Бранденбургском
университете прикладных наук, Германия, d.cherkashyn@uniss.org

В атомной энергетике, где последствия человеческой ошибки очень дороги, вопросы подготовки специалистов, первичного тренинга, переподготовки, повышения квалификации и управления знаниями очень строги во всех странах и являются одним из приоритетных векторов работы Международного агентства по атомной энергии.

Физическая ядерная безопасность часто становится камнем преткновения на уровне высшего менеджмента, когда речь заходит о бюджете на её поддержание, куда должны включаться и расходы на обучение персонала. Не смотря на это, эксплуатация объектов атомной энергетике запрещена, если регулирующий орган на основании инспекции выявит существенные недостатки в режиме безопасности.

Физическая защита включается в себя набор подсистем, которые работая в интегрированном режиме 24/7, обеспечивают безопасность ядерной установки как от потенциальных внешних нарушителей, так и наиболее опасных – внутренних.

Стоимость переквалификации специалиста в сертифицированных центрах измеряется несколькими тысячами евро, включая расходы на проезд, проживание и питание. При этом, основной набор знаний, который предлагается в данный момент, был сформирован ещё около 20 лет назад и с тех пор мало изменился, не считая вопросов обеспечения информационной и кибербезопасности.

Если проекторы и персональные компьютеры перестали быть редкостью в процессе обучения, то специализированные полигоны и лаборатории до сих пор большая редкость. Именно поэтому, два самых известных центра с полигонами технических средств, которые занимаются повышением квалификации специалистов по физической ядерной безопасности, в Обнинске, РФ и Альбукерке, США принимают от 100 до 300



человек ежегодно со всего мира. К сожалению, это лишь малая доля персонала, которому требуется обучение, а высокая стоимость таких курсов на одного человека делает их слишком дорогостоящими, при этом практического опыта приобретается очень мало, так как международные курсы обычно имеют достаточно широкий спектр рассматриваемых вопросов и ограниченное время.

Одним из первых решений, было создание симулятора ядерной установки с помощью нескольких проекторов высокого разрешения в Японии, которые позволяли проводить обучения инспекторов на виртуальном полигоне. Данная методика используется и сегодня, но не имеет возможности для широкого дублирования и внедрения. К счастью, в 2016 году публике было представлено первое поколение устройств виртуальной реальности с ценой средней игровой консоли, которые быстро приобрели популярность. Разработчики позаботились о том, чтобы игры не были единственным возможным вариантом их использования. Сегодня множество компаний занимаются разработкой и адаптацией специализированных симуляторов для различных областей промышленности.

Государства, которые планируют использование мирного атома, могут получить огромную выгоду от использования таких виртуальных приложений для обучения своих специалистов. Несмотря на некоторые технические ограничения, технология уже может быть использована для повышения уровня обучения и симуляции ситуаций, которые не возможно воспроизвести в реальной жизни.



ЗАКОНОДАТЕЛЬНАЯ БАЗА ГЕРМАНИИ ПО КИБЕР БЕЗОПАСНОСТИ ОПЕРАТОРОВ СИСТЕМЫ ПЕРЕДАЧИ И РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ЭЛЕКТРОЭНЕРГИИ

Гвидо Глушке

Институт безопасности и охраны при Бранденбургском
университете прикладных наук, Германия, g.gluschke@uniss.org

Информационные системы в мире приобретают всю большую популярность как в домашних приложениях и повседневной жизни, так и в промышленных и производственных сферах с различной степенью ответственности. Информационно вычислительные системы имеют различные виды взаимодействия с человеком: от полностью автономных автоматических, до абсолютно зависимых от человека-оператора. Независимо от типа системы и уровня взаимодействия с оператором, целостность любой из них может быть нарушена злоумышленником для достижения определенной преступной цели. Ранее, наибольшей популярностью для хакеров, пользовались пользовательские версии различного программного обеспечения, но как показал предыдущий год, это утверждение больше не является истинной. Успешные хакерские атаки на различные информационно управляющие системы объектов критической инфраструктуры, к которым также во всём мире относятся атомные электростанции, выявили явные пробелы в организации режима кибербезопасности таких объектов. Проблема обостряется также тем, что информационные системы очень тесно связаны между собой, поэтому пробелы в безопасности одной из систем, могут привести к последствиям на связанной с ней.

Независимые негосударственные организации уже несколько лет проводят анализ уровня физической и кибер ядерной безопасности на ядерных объектах по всему миру, используя открытые источники информации, и публикуют результаты, которые показывают низкий уровень готовности многих стран, в том числе европейских, к кибер угрозам в отношении ядерных объектов.

Для обеспечения одинаково высокого уровня информационной безопасности объектов критической инфраструктуры, Европейская комиссия издала директиву, которая предписывает конкретные шаги для



обеспечения надлежащего уровня законодательных актов и руководств для операторов в каждой из стран участников ЕС. Директива не является универсальным документом для каждого государства, а поэтому в каждой отдельно взятой стране должны адаптировать её требования с существующим законодательством.

Не смотря на то, что Германия объявила о «сворачивании» своей ядерной программы, атомные станции будут находиться в эксплуатации ещё минимум 5 лет, а поэтому операторы должны провести все необходимые изменения в соответствии с новым законодательство в установленный срок.

Кибербезопасность является чувствительной темой, так же, как и физическая ядерная безопасность, поэтому обмен информацией в этой области между странами пока ещё плохо налажен, что затрудняет достижение поставленных целей по достижению одинаково высокого уровня обеспечения безопасности информационных систем.

Опыт Германии в этой области может быть интересен не только европейским государствам, но и другим развитым и развивающимся странам.

АККУМУЛИРОВАНИЕ ЭНЕРГИИ

Новых А.В.¹, Свириденко И.И.²

¹-EnergyTechnoPark, г. Сан Кристоаль де ла Лагуна, Испания

²-Севастопольский государственный университет, г. Севастополь, Россия,
alexandr.novykh@gmail.com

За последние 100 лет энергетическая отрасль промышленности развивалась достаточно быстрыми темпами. Во всем мире постоянно функционирует огромное количество электростанций различного типа, большая часть из которых использует ископаемые виды топлива. Однако эффективность использования топлива на этих электрических станциях остается сравнительно низкой и не превышает 40...60 %. К тому же использование большого количества ископаемого топлива привело к



существенным экологическим проблемам во всем мире. В последние 20 лет бурное развитие получила возобновляемая энергетика, особенно с использованием энергии солнца и ветра. В некоторых развитых странах доля альтернативной энергетики сегодня уже достигает 20 %.

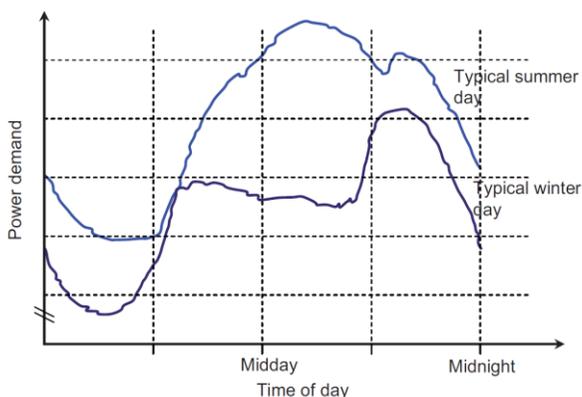


Рис. 1. Типовой график суточной нагрузки в электрической сети

Одной из основных проблем энергетики является нестабильность потребления энергии во времени. Потребность в различных видах энергии очень сильно зависит от времени суток и от времени года. Потребность в электрической энергии резко снижается в ночное время суток и возрастает днем. Потребность в тепловой энергии резко возрастает в зимнее время года и почти отсутствует летом. Энергия ветра и солнца также нестабильна во времени и очень сильно зависит от изменения погоды.

В этих условиях особое значение приобретают различные технологии аккумулирования энергии. Широкое применение этих технологий с одной стороны позволит повысить эффективность традиционной энергетики, а с другой стороны позволит расширить возможности возобновляемой энергетики. Особенно это касается солнечной и ветровой энергетики. Применение технологий хранения энергии имеют важное значение для замкнутых энергетических систем.

В настоящее время ведутся работы по созданию самых различных устройств для накопления и хранения энергии. К таким устройствам относятся кинетические накопители, суперконденсаторы, различные



аккумуляторные батареи, гидроаккумулирующие электростанции, устройства с использованием сжатого или сжиженного воздуха и так далее. Однако, существующие сегодня устройства либо очень дорогие, либо позволяют сохранять энергию непродолжительное время и в небольших количествах. Именно поэтому они не получили широкого применения ранее.

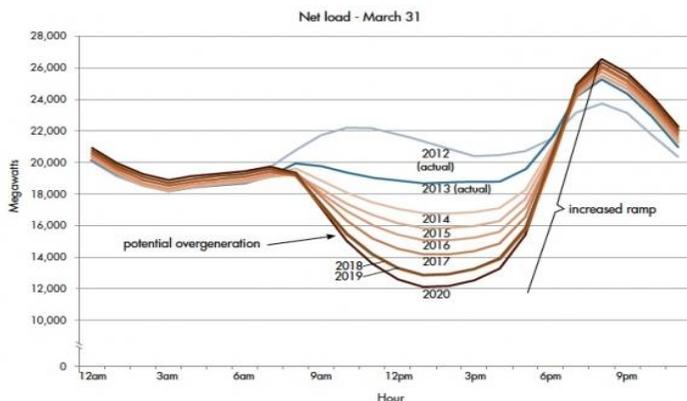


Рис. 2. График изменения суточной нагрузки в электрической сети.

Особо следует отметить проблемы, связанные с конфликтом между традиционной энергетикой и возобновляемыми источниками энергии. Как показывает опыт Германии, где доля использования энергии солнца и ветра достигла уже 20 %, при интенсивной выработке электроэнергии из возобновляемых источников в середине дня резко падает нагрузка на традиционные тепловые электростанции, а в вечернее время нагрузка резко возрастает. Это создает большие проблемы для традиционных тепловых электростанций. Резкое увеличение мощности проблематично, особенно для атомных и паротурбинных электростанций. В течение 2...3 часов эти электростанции должны увеличить выработку электроэнергии более чем в два раза. Этот конфликт может быть разрешен только с помощью эффективных устройств хранения энергии большой мощности.

В настоящее время широкое распространение получили гидроаккумулирующие электростанции. При, казалось бы, очевидной простоте этих сооружений и надежности их работы, подобные аккумулирующие станции имеют два существенных недостатка. Во-первых,



строительство подобных сооружений является весьма дорогостоящим. Для накопления и хранения большого количества электрической энергии требуется большие объемы верхнего водохранилища. Во-вторых, гидроаккумулирующие электростанции имеют очень большие гидравлические потери при транспортировке воды от верхнего водохранилища к гидротурбинам, особенно в случае применения трубопроводных систем.

Для устранения этих недостатков нами предложена схема гибридной аккумулирующей электростанции (рис. 3), которая имеет в своем составе гидро- и пневмоаккумулирующие системы.

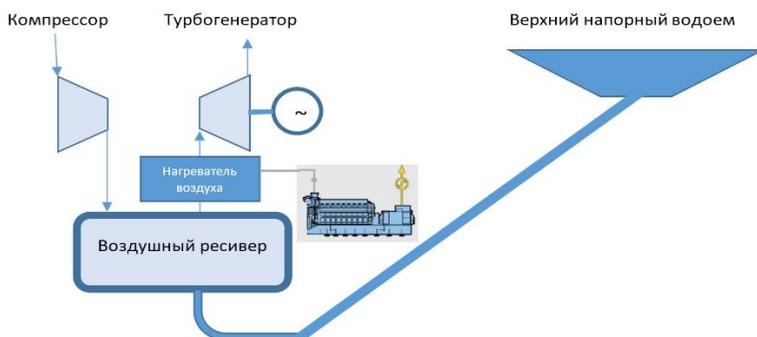


Рис. 3. Схема гибридной аккумулирующей электростанции

В приведенной схеме компрессор сжимает воздух и закачивает его в ресивер. Тем самым воздух вытесняет воду из ресивера в верхний водоем. Вода в этом случае только поддерживает постоянное давление воздуха в ресивере за счет своего напора. При возрастании нагрузки в электрической сети воздух из ресивера подается на воздушный турбогенератор через воздушный нагреватель.

Таким образом, значительно сокращаются необходимые размеры верхнего водохранилища и снижаются гидравлические потери в трубопроводе подачи воды. Представленная разработка предлагается для аккумулирующих станций, обеспечивающих сглаживание пиковых нагрузок тепловых и атомных электростанций большой мощности.



ПУТИ СНИЖЕНИЯ КОСЕРВАТИЗМА В ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ РАСЧЕТАХ С ПРИМЕНЕНИЕМ МЕТОДОЛОГИИ АНАЛИЗА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЕЙ

Грицай А.С.

ФГУП "НИТИ им. А.П. Александрова", Сосновый Бор,
Ленинградская обл., Россия, angricaj@yandex.ru

В настоящее время при выполнении расчетов, связанных с обоснованием безопасности реакторных установок, все большее внимание уделяется вопросам анализа неопределенности и чувствительности (АНЧ) результатов расчета к неопределенности входных данных.

Инструментом расчетного анализа при проведении АНЧ являются теплогидравлические расчетные коды (РК), такие как RELAP5 (США), ATHLET (Германия), CATHARE (Франция), КОРСАР (Россия).

В рамках АНЧ наибольшее распространение получила методика GRS, основанная на проведении многовариантных расчетов выбранного режима с разными наборами входных данных, варьируемых в пределах их неопределенностей, и последующей статистической обработке результатов.

Данный метод требует особого, также статистического способа задания входных данных, при котором устанавливаются диапазоны изменения и законы распределения варьируемых параметров в заданных диапазонах.

В этой связи следует отметить, что если информация по неопределенности конструкционных и режимных характеристик РУ может быть получена от проектантов, то вопрос о модельных неопределенностях кодов, в частности, замыкающих соотношениях блока контурной теплогидравлики, к настоящему времени остается открытым.



Цель работы заключалась в разработке метода, позволяющего проводить оценку неопределенности модельных параметров теплогидравлических расчетных кодов.

Предложенный метод основан на применении законов математической статистики и использует объективные критерии привлекаемой экспериментальной информации. Практическое применение метода продемонстрировано на задаче оценки неопределенности параметра в модели перехода к закризисному теплообмену, используемой в теплогидравлическом расчетном коде КОРСАР.

Использование метода позволяет в ряде случаев снизить консерватизм экспертных оценок неопределенностей модельных параметров РК, что, в свою очередь, влечет снижение консерватизма результатов расчетов, выполняемых с применением АНЧ.

СНИЖЕНИЕ ОТРИЦАТЕЛЬНОГО АНТРОПОГЕННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ СИСТЕМ ОХЛАЖДЕНИЯ ЭНЕРГОУСТАНОВОК

Федоровская Н. К.

ФГАОУ ВО «Севастопольский государственный университет»,
г. Севастополь, Россия, n.fedorovskaya14@mail.ru

В настоящее время наибольшее распространение получили разомкнутые (прямоточные) системы охлаждения энергоустановок тепловых станций и морских объектов (суда, морские платформы и т.д.), потребляющие воду из морей и континентальных водоемов.

В отечественной и зарубежной практике для предотвращения попадания в систему рыб используют разнообразные рыбозащитные устройства. Например, широко распространенные сетчатые устройства имеют размер проходных отверстий $1 \div 4,5$ мм, а скорость в них около $0,2$ м/с. Однако, как показывают исследования, такие устройства эффективны только для достаточно взрослых рыб размером более $8 \div 10$ мм, способных сопротивляться



всасывающему потоку. В отношении планктона, икринок и рыбной молоди, размеры которых измеряются микронами и более, такие рыбозащитные устройства неэффективны. Указанные организмы, являясь основой пищевой цепочки морей и континентальных водоемов, попав в систему охлаждения, они практически полностью погибают под воздействием механического и теплового факторов. Так, например, в силу отмеченного воздействия в районе Калининской атомной электростанции примерно в три раза снизились общие запасы рыбы [1]. По оценкам специалистов ФГБУН Институт морских биологических исследований имени А.О. Ковалевского РАН система охлаждения морской буровой платформы проекта 10170 с суммарной мощностью энергоустановки 5000 кВт, за год уничтожает около 200 т рыб промысловых видов.

Для решения проблемы система охлаждения должна работать по замкнутому контуру без забора воды из моря или континентального водоема. При этом может быть использован положительный опыт создания таких систем в судостроении [2]. В результате достигнута большая надежность эксплуатации и экологическая безопасность систем.

В работе замкнутых систем важная роль принадлежит конечному устройству теплоотвода, которое размещается на некоторой глубине в море или в континентальном водоеме (рис.1). В данной работе проводилось исследование такого устройства, выполненного в виде набора вертикально расположенных с зазором полых пластин, внутри которых по лабиринтному каналу движется охлаждаемая пресная вода. В зазоре между пластинами располагается газовый коллектор, обеспечивающий подачу сжатого воздуха. Если бы подача воздуха не была предусмотрена, то теплоотдача к воде водоема осуществляется при свободной конвекции. Выполненные исследования показали, что без подачи воздуха значения коэффициента теплоотдачи не превышают $300 \div 600 \text{ Вт}/(\text{м}^2\text{К})$. Это приводит, в конечном счете, к неприемлемым массогабаритным показателям устройства теплоотвода и всей замкнутой системы охлаждения.

Подача воздуха через газовый коллектор существенным образом меняет ситуацию. подача воздуха увеличивает теплоотдачу в $8 \div 10$ раз, по сравнению со случаем отсутствия подачи воздуха

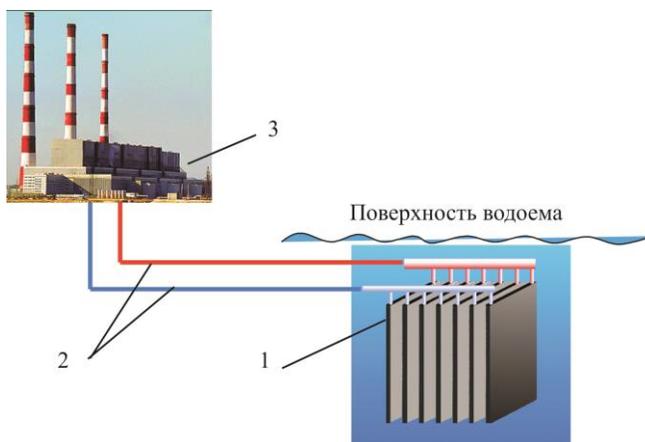


Рис. 1. Замкнутая система охлаждения энергоустановки:
1 – устройство теплоотвода пластинчатого типа; 2 – трубопроводы подвода
и отвода охлаждаемой воды; 3 – энергоустановка

Подымающиеся пузырьки воздуха обеспечивают подъем к поверхности из глубинных слоев воды биогенных веществ, способствующих развитию планктона и рыбной молоди. Кроме того, происходит дополнительное обогащение воды кислородом. Таким образом, использование воздуха не только уменьшает массогабаритные характеристики замкнутой системы охлаждения, но и благоприятствующих развитию планктона и соответственно рыбных ресурсов.

Литература

1. Предварительные материалы по оценке воздействия на окружающую среду эксплуатации энергоблока 2 и 3 Калининской АЭС на мощности реакторной установки 104% от номинальной. – ООО «Гидротехпроект» Тверь, 2013г. – 333с.
2. Федоровский К.Ю., Федоровская Н.К. Замкнутые системы охлаждения судовых энергетических установок. — Москва.: ИНФРА-М, 2017. — 163 с.

