

Акционерное общество
«Российский концерн по производству электрической
и тепловой энергии на атомных станциях»

**Десятая международная
научно-техническая конференция**

**«БЕЗОПАСНОСТЬ,
ЭФФЕКТИВНОСТЬ И ЭКОНОМИКА
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ»**

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

Москва, 25–27 мая 2016 года

СОДЕРЖАНИЕ

Пленарное заседание	3
Секция 1. Безопасная и эффективная эксплуатация АЭС России	15
1.1. Эксплуатация, техническое обслуживание и ремонт АЭС с ВВЭР, РБМК, БН, ЭГП-6	16
1.1.1. Эксплуатация АЭС с реакторами ВВЭР	16
1.1.2. Эксплуатация АЭС с реакторами РБМК, БН, ЭГП-6.	31
1.1.3. Техническое обслуживание, ремонт и монтаж оборудования АЭС. . .	46
1.2. Инженерная поддержка эксплуатации АЭС	59
1.2.1. Управление ресурсными характеристиками оборудования и продление срока эксплуатации энергоблоков АЭС	59
1.2.2. Эксплуатация и модернизация электротехнического оборудования, систем контроля и управления	72
1.2.3. Материаловедение и контроль металла	91
1.2.4. Обращение с РАО, подготовка и вывод из эксплуатации энергоблоков АЭС	104
1.2.5. Обращение с ОЯТ	121
1.2.6. Пожарная безопасность	132
1.3. Радиационная безопасность, экология АЭС, противоаварийная готовность	164
1.3.1. Радиационная безопасность	164
1.3.2. Экология АЭС	170
1.3.3. Противоаварийная готовность	175
Секция 2. Развитие атомной энергетики	183
2.1. Перспективные проекты энергоблоков АЭС	184
2.2. Создание новых энергоблоков АЭС	202
2.3. Ввод в эксплуатацию новых АЭС	218
Секция 3. Экономика атомной энергетики	227
Секция 4. Международное сотрудничество в целях обеспечения безопасности АЭС	241
Секция 5. Кадровый ресурс атомной энергетики	255
5.1. Подготовка молодых специалистов для АЭС.	256
5.2. Использование опыта и экспертного потенциала ветеранов. Наставничество	262

ПЛЕНАРНОЕ ЗАСЕДАНИЕ

Современный статус атомной энергетики РФ. Взгляд в будущее через анализ прошлого

Петров А.Ю.

АО «Концерн Росэнергоатом»

1. КОНЦЕРН РЭА СЕГОДНЯ:

- 1.1. АО «Концерн Росэнергоатом» сегодня – это 10 АЭС, 34 энергоблока в промышленной эксплуатации, три типа реакторов;
- 1.2. Роль АО «Концерн Росэнергоатом» как Генерирующей компании в мире и в России;
- 1.3. Доля выработки АЭС от выработки электроэнергии по регионам в 2015 г.

2. ДИНАМИКА РАЗВИТИЯ:

- 2.1. Уроки Чернобыля;
- 2.2. Модернизация систем и оборудования в целях обеспечения безопасности, надежности и экономичности;
- 2.3. Сохранение генерирующих мощностей энергоблоков АЭС в результате ПСЭ;
- 2.4. Программа увеличения выработки на действующих энергоблоках АЭС;
- 2.5. Ввод в эксплуатацию 6 новых энергоблоков;
- 2.6. Выработка, КИУМ;
- 2.7. Динамика нарушений на АЭС России;
- 2.8. Оптимизация продолжительности ремонтов;
- 2.9. Обращение с РАО и ОЯТ;
- 2.10. Готовность российских атомных станций к управлению за проектными авариями.

3. СОВРЕМЕННЫЙ СТАТУС АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

- 3.1. Структура электроэнергетического дивизиона Госкорпорации «Росатом».
- 3.2. Основные стратегические задачи:
 - безусловный приоритет безопасности;
 - обеспечение защищенности персонала, населения и окружающей среды;
 - увеличение выработки электроэнергии и доли атомной генерации;
 - повышение эффективности эксплуатации АЭС;
 - развитие международной деятельности;
 - повышение эффективности проектирования и капитального строительства АЭС.

4. ВЗГЛЯД В БУДУЩЕЕ:

- 4.1. Ввод в эксплуатацию новых энергоблоков: проекты «ВВЭР-1200 (АЭС 2006)», ВВЭР-1500» и «ВВЭР-ТОИ».
- 4.2. Реализация замыкания ядерного топливного цикла на базе энергоблоков с БН-1200, ВВЭР-ТОИ с МОХ-топливом.
- 4.3. Реализация проектов сооружения энергоблоков АЭС малой и средней мощности.
- 4.4. Вывод из эксплуатации блоков АЭС

Ядерно-энергетический комплекс России: безопасность и эффективность

Асмолов В.Г.

Госкорпорация «Росатом»

К **требованиям** к крупномасштабной ядерно-энергетической системе (ЯЭС) России относятся как традиционные:

- **гарантированная безопасность**
- **экономическая эффективность**

так и системные, обеспечивающие ее длительную востребованность:

- **По масштабам энергопроизводства** доля ядерной энергетики (ЯЭ) на рынке электроэнергии в стране должна составлять не менее 30 %.
- **По экспортному потенциалу** объем экспорта ядерных энерготехнологий (при обеспечении условий нераспространения чувствительных материалов и технологий) должен быть сопоставим с объемом их использования внутри страны.
- **По структуре энергопроизводства** ЯЭС должна обеспечивать возможность расширения рынков сбыта, т.е. обеспечивать производство тепловой энергии как для электрогенерации, так и для «неэлектрических» применений: теплоснабжения, опреснения воды, производства водорода и моторного топлива, новых технологических приложений.
- **По сырьевой базе** ЯЭС не должна иметь ограничений на исторически значимый период времени (сотни лет).
- **По обращению с отходами** организация топливного цикла ЯЭС должна обеспечивать безопасную окончательную изоляцию радиоактивных отходов.

Реализация принципов развития ЯЭ сводится к конкретным целям, которые можно сформулировать следующим образом:

в ближнесрочной перспективе:

- наращивание энергетических мощностей с достижением доли ЯЭ в общем балансе производства электроэнергии в стране не

менее 25% к 2030 году для создания инвестиционной базы развития,

- исследование потребностей и путей развития региональной атомной энергетики на базе АЭС с реакторами малой и средней мощности,
- обеспечение роста экспорта ядерных технологий на уровне сопоставимом с использованием этих технологий внутри страны,
- создание базовых элементов новой технологической платформы крупномасштабной ЯЭС по замыканию ядерно-топливного цикла.

в дальнесрочной перспективе:

- создание и развертывание замкнутой по урану и плутонию крупномасштабной ЯЭС как основы энергообеспечения устойчивого развития России в третьем тысячелетии.

Благодаря достигнутым к настоящему времени результатам Россия сегодня имеет высокую степень технологической готовности к обеспечению инновационного развития своей ядерной энергетики. Уровень этой готовности определен следующими показателями.

По реакторным технологиям:

- Разработан эволюционный проект АЭС-2006 с реактором ВВЭР-1200 для массового сооружения АЭС в ближнесрочной перспективе.
- На опытно-промышленном уровне успешно продемонстрированы технологии быстрых реакторов с натриевым охлаждением - на стадии ввода в эксплуатацию находится энергоблок с реактором БН-800; начата программа реализации его 100% загрузки МОКС-топливом и его использования для отработки опытно-промышленных технологий замкнутого ядерного топливного цикла.
- На разных стадиях готовности находятся проработки новых проектов быстрых натриевых реакторов большой мощности, быстрых реакторов с тяжелыми металлами и набор проектов по малой и средней энергетике.

По технологиям замкнутого ядерного топливного цикла (ЯТЦ):

- На промышленном уровне продемонстрирована технология водной химической переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ) урановых реакторов, с выделением плутония и остекловыванием высокоактивных радиоактивных отходов (РАО) (завод РТ-1).

- На опытно-экспериментальном уровне продемонстрированы таблеточная и вибро – технологии изготовления смешанного уран-плутониевого оксидного топлива (МОКС – топлива) быстрых реакторов с натриевым теплоносителем.
- Начаты НИОКР по разработке альтернативных технологий топливного цикла ЯЭ с быстрыми реакторами (нитридное топливо, сухие методы переработки ОЯТ; трансмутация младших актинидов (МА) в быстрых реакторах; элементы технологии уран – ториевого цикла).
- Рассматриваются концепции гибридных ускорительно-управляемых установок и жидкосолевых реакторов для целей выжигания долгоживущих РАО.

По технологиям ядерных энергоисточников для «неэлектрических» применений:

- На опытно-промышленном уровне продемонстрирована возможность использования быстрых реакторов с натриевым теплоносителем (БН) для опреснения воды (БН-350), а также тепловых реакторов для регионального энергоснабжения (Билибинская АЭС).
- На разных стадиях готовности находятся технологии производства энергии для «неэлектрических» и смешанных применений и проекты перспективных ядерных энергетических установок для реализации этих технологий, включая установки транспортной и космической энергетики, теплоснабжения, опреснения воды, газификации угля, производства водорода.

Из этого состояния ЯЭ России должна сегодня начать свое системное развитие для достижения сформулированных ближнесрочных и дальнесрочных целей – создания двухкомпонентной ядерной энергетической системы с тепловыми и быстрыми реакторами, работающими в замкнутом ядерном топливном цикле.

Новые подходы проектирования энергоблоков АЭС

Иванов Ю.А., Аленков В.В.

Объединенная компания АО «НИАЭП» — АО АСЭ

Важной составляющей успешной реализации проекта сооружения АЭС является эффективное управление информацией по проекту и передача данных в необходимом объеме и форматах между стадиями жизненного цикла АЭС. Эффективное управление информацией в проекте достигается за счет организации работы всех участников

проекта в едином информационном пространстве, обеспечивающем обмен данными между участниками проекта, взаимодействие участников с Заказчиком проекта и между собой, проектное управление, процессы управления данными по оборудованию, закупкам, поставкам, управление документацией Проекта, строительными-монтажными и пусконаладочными работами.

В основе работ в ЕИП лежит информационная модель проекта АЭС, разрабатываемая на стадиях выпуска проектной и рабочей документации. Все данные по проекту на стадиях проектирования и сооружения энергоблока (включая 3D-модели АЭС, документацию, базы данных) аккумулируются в единой системе управления информацией по проекту, обеспечивающей процессы управления конфигурацией проекта (включая управление требованиями и управление изменениями), и затем, в структурированном виде, передаются Заказчику в системы эксплуатации — для использования на последующих стадиях жизненного цикла энергоблока

Головной блок нового поколения ВВЭР-1200.

Особенности ввода в эксплуатацию

Поваров В.П., Федоров А.И., Стацура Д.Б.

Нововоронежская АЭС

Топчиан Р.М.

АО «Атомэнергопроект», г.Москва

НВАЭС-2 – атомная станция нового поколения, сооружается по разработанному ОАО «Атомэнергопроект» проекту «АЭС-2006», в котором применена реакторная установка ВВЭР-1200. Это эволюционное развитие проекта «АЭС-92» с ВВЭР-1000. Проект «АЭС-92» соответствует всем российским и международным требованиям безопасности.

Одним из основных отличий проекта НВАЭС-2 от серийных АЭС отечественного дизайна так и иностранных АЭС является двухканальная структура активных систем безопасности, предусмотрены дополнительные системы безопасности, основанные на пассивных принципах работы. В проект РУ В-392М внесен ряд конструктивных усовершенствований в сравнении с РУ В-320 (проект «АЭС У-87»). Значительные отличительные особенности имеет корпус реактора используемого в проекте НВАЭС-2.

С целью повышения надежности парогенераторов в процессе их эксплуатации применена новая модернизированная конструкция трубки, увеличен диаметр ПГ, изменена периодичность и количество продувки, внедрен новый ВХР второго контура.

Для повышения устойчивости НВАЭС-2 к маловероятным гипотетическим событиям, подобным тем, что имели место на АЭС «Фукусима», а также увеличения длительности автономности АЭС при запроектных авариях в проекте НВАЭС-2 реализован ряд дополнительных технических мер.

Применение усовершенствованных локализирующих системы безопасности, включающих в себя в числе прочих элементов двойную защитную оболочку с вентилируемым зазором, устройство для удержания расплавленных материалов активной зоны, гарантирует исключение выхода радиоактивности в окружающую среду в случае возникновения чрезвычайных ситуаций

Структура автоматизированной системы управления технологическими процессами (АСУ ТП) имеет иерархический принцип построения в соответствии с разделением энергоблока, как объекта управления, на технологические функциональные области и группы, где средства низовой автоматики обеспечивают реализацию задач связи с технологическим объектом управления (сбор информации и выдача команд), а также реализацию задач защит, блокировок, авторегулирования и пр.

Выполнена оптимизация проекта радиационной защиты, используя ограничение прогнозируемой в проекте коллективной дозы облучения персонала при обслуживании реакторной установки. Программа экологического мониторинга наземных и водных экосистем региона Нововоронежской АЭС-2 выполнена является программой наблюдений и измерений за параметрами состояния экосистем региона, выполняемых в рамках после проектного экологического сопровождения. Химводоочистка НВАЭС-2 является ярким примером комплексного применения новых методов и оборудования с полной автоматизацией основного технологического процесса.

При реализации проекта АЭС-2006 на площадке НВАЭС-2 успешно решаются следующие основные задачи, отвечающие современному уровню развития ядерной энергетики:

- достижение требуемых современными нормами показателей безопасности АЭС;
- учет международных тенденций повышения безопасности АЭС;
- максимальное использование апробированных опытом эксплуатации технологий и оборудования.

Головной блок нового поколения БН-800. Особенности ввода в эксплуатацию

Сидоров И.И.

Белоярская АЭС

Развитие атомной энергетики на быстрых нейтронах началось с экспериментальных реакторов БР-5/10 (1959 г.), далее — БОР-60 (1969).

Эволюция энергетических реакторов началась с ввода в эксплуатацию БН-350 в 1973 г. В 1980 г. введен в эксплуатацию БН-600, функционирующий по настоящее время. В 2015 г. состоялся физический пуск БН-800.

Проект БН-800 разработан с использованием принципов внутренней самозащищенности и применением дополнительной системы останова реактора, основанной на пассивном принципе действия.

Основные задачи, решаемые с применением БН-800 помимо прямого назначения — отработка замыкания ЯТЦ в опытно — демонстрационном масштабе, а также выжигание минорных актинидов с целью снижения активности РАО в долгосрочной перспективе.

Первое включение турбогенератора в сеть — декабрь 2015 г. В феврале 2016 г. завершен энергетический пуск БН-800. В настоящее время выполняются работы по вводу в эксплуатацию БН-800 — проведение этапа «Опытно — промышленная эксплуатация».

Основные особенности ввода в эксплуатацию энергоблока с РУ БН-800 связаны с конструктивными особенностями:

- использование натрия в качестве теплоносителя, влекущее сооружение комплекса приемки натрия;
- трехконтурная схема теплоотвода (первый, второй контуры — натрий, третий — вода/пар);
- использование дополнительной системы отвода тепла от активной зоны через второй контур с использованием воздушного теплообменника;
- компактная активная зона.

Стратегия движения к нулевому уровню отказа ядерного топлива

Лавренюк П.И.

АО «ТВЭЛ»

Черников О.Г.

АО «Концерн Росэнергоатом»

Мировой опыт движения к нулевому уровню отказа ядерного топлива свидетельствует, что в случае проведения системной работы по

обеспечению чистоты контуров на энергоблоках и контролю за производством и эксплуатацией ядерного топлива можно последовательно приблизиться к поставленной задаче.

В предшествующий период до 2010-х гг. наблюдались многократные случаи разгерметизации и повреждения ТВС, по которым проведены технические мероприятия (внесение изменений в конструкцию ТВС и изменение требований к эксплуатации), давшие положительный результат на блоках РБМК, НВОАЭС, КОЛАЭС, блоках №1 и №3 КЛНАЭС, и не являющиеся сегодня предметом рассмотрения.

В текущий период имеющаяся статистика случаев разгерметизации твэлов при эксплуатации и результаты визуального осмотра ТВС не позволяют в 90% случаев определить коренные причины разгерметизации твэлов, за исключением послереакторных исследований отдельных негерметичных ТВС в АО «ГНЦ НИИАР». Ни отчёты о результатах эксплуатации поставщика топлива АО «ТВЭЛ», ни акты комиссий на АЭС не указывают однозначно на причину разгерметизации. Вместе с тем, прямые наблюдения негерметичных ТВС в ряде случаев показывают наличие посторонних предметов в пучке твэлов, которые могут быть причиной появления так называемых дебрис-повреждений из-за механического взаимодействия посторонних предметов с оболочками твэлов в потоке теплоносителя и последующих вторичных процессов.

Статистика разгерметизации ТВС за период 2010-2015 годы показывает, что:

- имеют место разгерметизации твэлов на ранних стадиях эксплуатации;
- имеют место разгерметизации твэлов на энергоблоках, на которых ранее не наблюдались повреждения твэлов;
- имеют место разгерметизации твэлов на новых зарубежных энергоблоках разных эксплуатирующих организаций.

Перечисленные случаи разгерметизации указывают на то, что не исключено наличие других факторов, которые могут привести к разгерметизации твэлов, в частности, связанных с изготовлением топлива.

Указанные факты и их анализ положены в основу при разработке Поставщиком топлива АО «ТВЭЛ» и Эксплуатирующей организацией АО «Концерн Росэнергоатом» Планов мероприятий по исключению случаев разгерметизации ТВС на АЭС. Эти планы включают в себя следующие мероприятия:

- проведение организационных и технических мероприятий по обеспечению чистоты контура на АЭС;
- проведение аудитов атомных станций с целью анализа эффективности мероприятий;

- проведение аудитов заводов-изготовителей ядерного топлива с целью анализа производства и установления случаев отступлений от требований КД и ТД, а также с целью систематического контроля за производством со стороны Заказчика;
- внедрение в ТВС антидебризных фильтров повышенной эффективности;
- совершенствование технологий изготовления ТВС с целью повышения качества и технического контроля;
- совершенствование техники инспекций и дополнительные послереакторные исследования для установления причин разгерметизаций ТВС.

Проект БН-1200 как основа перехода к двухкомпонентной атомной энергетике

Васильев Б.А., Васяев А.В., Зверев Д.Л., Шепелев С.Ф.

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

Аширметов М.Р., Ершов В.Н., Онуфриенко С.В.

АО «АТОМПРОЕКТ», г. Санкт-Петербург,

Говердовский А.А., Поплавский В.М., Труфанов А.А.

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск

Беззубцев В.С., Пономарев-Степной Н.Н.

АО «Концерн Росэнергоатом»

В основе реализации стратегического направления Госкорпорации «Росатом» по замыканию ядерного топливного цикла лежит создание двухкомпонентной ядерной энергетической системы на базе реакторов типа ВВЭР и БН. Именно возможности реакторов БН по воспроизводству топлива, по эффективной утилизации плутония и урана, полученных при переработке ОЯТ ВВЭР и реакторов БН, при замыкании ядерного топливного цикла позволяют реализовать сбалансированную ядерную энергетическую систему АЭС уже в ближнесрочной перспективе.

Опыт и компетенции, полученные при эксплуатации реактора БН-600 и создании реактора БН-800, обеспечили разработку материалов проекта коммерческого энергоблока с реактором БН-1200, в котором применен комплекс новых технических решений, обеспечивших улучшение показателей безопасности и экономичности, что является обязательным условием для перехода к серийному сооружению реакторов БН.

Работы по проекту энергоблока с РУ БН-1200 ведутся, начиная с 2007 г. в соответствии с программой АО «Концерн Росэнергоатом». С 2010 г. НИОКР по проекту энергоблока с быстрым натриевым реак-

тором нового поколения БН-1200 продолжены в рамках реализации Федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 - 2015 годов и на перспективу до 2020 года».

Коммерциализация быстрых реакторов на основе проекта БН-1200 предполагает создание комплекса предприятий замкнутого топливного цикла, объединяющего действующие и вновь создаваемые технологически связанные кластеры временного хранения ОЯТ, переработки ОЯТ БН и ВВЭР, получения плутониевого сырья, фабрикации смешанного уран-плутониевого топлива, подготовки всех видов РАО к изоляции. При разработке проекта БН-1200 рассматривается возможность применения двух видов топлива: нитридного как перспективного, после получения необходимых данных, подтверждающих его экономическую эффективность, и МОКС-топлива, показывающего возможность достижения глубокого выгорания.

По МОКС-топливу для реакторов БН уже накоплен определенный опыт: при использовании технологии изготовления таблеточного МОКС-топлива, реализованной затем на промышленном производстве ГХК, изготовлены и успешно испытаны в реакторе БН-600 42 экспериментальные ТВС. Часть этих сборок была переработана на заводе РТ-1 ПО «МАЯК» в г. Озерск Челябинской области, где ведется также переработка урановых ТВС реактора БН-600.

В части проекта энергоблока БН-1200 основной задачей является завершение работ по оптимизации технических решений, направленных на обеспечение сопоставимых с ВВЭР-ТОИ капитальных затрат. Требования по безопасности, выдвинутые на уровне требований к ЯЭУ Поколения 4 в имеющихся проектных материалах уже обоснованы.

В части предприятий замкнутого ядерного топливного цикла целесообразно рассмотреть, в том числе, возможность использования уже созданных и создаваемых в настоящее время производств ЯТЦ.

С учетом наличия в России уже действующего производства по переработке ОЯТ тепловых реакторов ввод в строй первых энергоблоков БН-1200 обеспечит эффективное решение задачи утилизации уже накопленного плутония.

Проект «Прорыв»

Адамов Е.О.

Госкорпорация «Росатом»

1. Причины стагнации ЯЭ в мире:

- Влияние тяжёлых аварий;
- Отложенная проблема ОЯТ;
- Конкурентоспособность ЯЭ

- Проблемы нераспространения ЯО
 - Обеспеченность сырьевыми ресурсами.
2. Решение проблем ЯЭ в рамках ФЦП «Новая технологическая платформа – проект Прорыв», при замыкании ЯТЦ на базе реакторов на быстрых нейтронах:
- Исключение аварий, требующих эвакуации населения.
 - Радиационно-эквивалентное захоронение РАО.
 - Восстановление конкурентоспособности АЭС.
 - Технологическое усиление режима нераспространения ЯО.
 - Вовлечение в энергопроизводство полного потенциала сырьевых ресурсов.
3. Состояние выполнения проекта «Прорыв»:
- Создание производств нитридного смешанного уран-плутониевого топлива (СНУП).
 - Исследования СНУП и его реакторные испытания.
 - Выполнение проектов ЭБ БРЕСТ-ОД-300, фабрикации и переработки топлива для опытно-демонстрационного комплекса (ОДЭК).
4. Сооружение ОДЭК на площадке Сибхимкомбината Росатома.

Секция 1

**БЕЗОПАСНАЯ И ЭФФЕКТИВНАЯ
ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС**

Подсекция 1.1
**ЭКСПЛУАТАЦИЯ, ТЕХНИЧЕСКОЕ ОБСЛУЖИВАНИЕ
И РЕМОНТ АЭС С ВВЭР, РБМК, БН, ЭГП-6**

Направление
ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС С РЕАКТОРАМИ ВВЭР

**Некоторые аспекты работы энергоблоков ВВЭР-1000
в стационарных и переходных режимах после перевода
блоков на повышенный уровень мощности 104%
от номинальной мощности**

*Бай В.Ф., Алыев Р.Р., Макаров С.В., Забулонский И.О., Шенбергер К.А.
Калининская АЭС*

В докладе представлены эксплуатационные данные работы энергоблоков Калининской АЭС в период ОПЭ на повышенном уровне мощности.

В первой части работы проведен анализ переходного режима останова блока 4 из-за дефекта в работе блока управления одного из двух турбопитательных насосов. На основании данного анализа показано, что исключение блокировки АЗ по уровню в парогенераторе (ПГ) после отключения соответствующего ГЦН [1], усложняет переходной режим и с большой вероятностью приводит РУ ВВЭР-1000 в режим естественной циркуляции теплоносителя (ЕЦТ). При этом существует вероятность ввода перегретого теплоносителя из компенсатора давления в горячий коллектор парогенератора №4 и горячую нитку №4 петли РУ при отсутствии расхода теплоносителя в данной петле. В дальнейшем происходит вскипанием части этого теплоносителя и блокировка петли №4 в режиме ЕЦТ. Также рассмотрены режимы работы СВРД КНИТУ в режиме АЗ и ЕЦТ [2].

Даны предложения по улучшению алгоритма работы АСУ для данного режима и для расчета объема котловой воды в ПГ в связи с неудовлетворительной работой уровнемеров ПГ в переходных режимах при резком изменении мощности ПГ.

Даны предложения по модернизации алгоритма работы СВРД КНИТУ для исключения ложного срабатывания по определению парового объема в верхней части ректора [2].

Вторая часть доклада посвящена работе ТВСА-12PLUS с перемешивающими решетками (ПР). Экспериментально с использованием

данных СВРД КНИТУ [2, 3, 4] показано, что в активной зоне ВВЭР-1000 ТВСА-12PLUS с ПР осуществляют полное перемешивание теплоносителя в верхней части твэльного пучка ТВСА-12PLUS. Это свойство ТВСА-12PLUS устраняет «горячие» каналы в сечении ТВС в верхней части ТВС, создает плоское температурное поле теплоносителя в твэльном пучке ТВСА-12 PLUS на выходе из активной зоны ТВС. Гидравлическое сопротивление ТВСА-12PLUS линейно от мощности ТВС как в центральных, так и периферийных рядах ТВС активной зоны.

Это свойство ТВСА-12PLUS приводит к тому, что сопротивление ТВСА-12PLUS и ТВСА-PLUS становятся одинаковыми в периферийных рядах активной зоны ТВС при мощностях ТВС более 23 МВт.

В центральной области активной зоны гидравлическое сопротивление ТВСА-12PLUS и ТВСА-12PLUS линейно до мощности ТВС 25 МВт.

По нашим оценкам при эксплуатационном пределе по подогреву на ТВС равному 50 °С ТВСА-12PLUS может эксплуатироваться в периферийных рядах активной зоны с мощностью 29 МВт, а ТВСА-PLUS 26 МВт.

В центральной области активной зоны гидравлическое сопротивление ТВСА-12PLUS и ТВСА-12PLUS линейно до мощности ТВС 25 МВт.

По нашим оценкам при эксплуатационном пределе по подогреву на ТВС равному 50 °С ТВСА-12PLUS может эксплуатироваться в периферийных рядах активной зоны с мощностью 29 МВт, а ТВСА-PLUS 26 МВт.

Концепция реализации сигнализации и представление оператору актуальной информации

Льольчак В.В., Байков Д.С., Турецков К.В.

Московский филиал «Центратомтехэнерго» АО «Атомтехэнерго»

АЭС представляет собой сложный с технической точки зрения объект автоматизации. Большая часть задач по управлению функционированием АЭС выполняется в автоматическом режиме (блокировки, защиты, АВР, пошаговые программы и т.п.). Однако остается ряд задач, выполнение которых невозможно без участия оператора (переход из одного режима работы в другой, управление авариями, выявление дефектов КИП и автоматики и их устранение и т.п.). В таких случаях безопасность эксплуатации АЭС напрямую зависит от эффективности организации информационного пространства оператора.

Сегодня основу информационного пространства оператора составляют традиционные панели управления БЩУ и автоматизированные рабочие места операторов современных информационно-управляющих систем.

Информационное пространство, построенное на традиционных панелях, имеет ряд достоинств и недостатков. Главное достоинство заключается в наглядности представления информации. Оператор одним взглядом может оценить состояние энергоблока, основного технологического и электротехнического оборудования. При этом ни одна сигнализация, ни одно изменение состояния на панелях не остаются незамеченными. Однако традиционные панели имеют существенный недостаток — ограниченность объема представляемой информации.

Применение современных цифровых технологий в АСУ ТП АЭС позволило существенно повысить уровень информатизации на АЭС. Количество сигналов, передаваемых на автоматизированные рабочие места операторов увеличилось в тысячи раз.

Однако с 2004 года, несмотря на существенные изменения, связанные с научно-техническим развитием в области цифровых технологий, требования к сигнализации оставались неизменными. В результате усилилось и продолжает усиливаться противоречие между большим объемом информации, которая представляется оператору и ограниченными психофизическими способностями по ее восприятию.

В связи с этим, для создания эффективной системы сигнализации в современных АСУ ТП появилась необходимость не только пересмотра подходов к проектированию сигнализации (механизмы классификации, селекции, фильтрации, алгоритмы подавления сигнализации и т.п.), но и учета новых факторов:

- физиологические способности оператора и его место в системе сигнализации;
- режим работы оператора (стратегический, тактический, оппортунистический);
- измерение показателей системы сигнализации;
- учет режима работы АЭС и оборудования;
- управление системой сигнализации на всех этапах жизненного цикла.

В данном докладе будет представлена концепция реализации системы сигнализации, учитывающая положения самой современной международной нормативно-технической документации, особенности современных АСУ ТП АЭС, опыт эксплуатации АЭС в России и за рубежом, а также самый передовой опыт сооружения и ввода в эксплуатацию АЭС.

Подходы по учету и контролю флюенса быстрых нейтронов на корпусах реакторов ВВЭР и опыт их использования в рамках процедуры мониторинга радиационной нагрузки оборудования ВВЭР

*Бородкин П.Г., Хренников Н.Н.
ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва*

*Рябинин Ю.А., Шамов А.В.
АО «Концерн Росэнергоатом»*

*Адеев В.А.
Кольская АЭС, Полярные Зори*

Важным условием оценки радиационного ресурса невосстанавливаемого оборудования реакторов ВВЭР, в частности корпуса реактора (КР), является расчетный прогноз значений параметров радиационной нагрузки (флюенса быстрых нейтронов (ФБН), скорости накопления флюенса, числа смещений на атом).

В соответствии с требованиями нормативных документов (НД) на АЭС, начиная с этапов пусконаладочных работ, должен вестись учет флюенса нейтронов на корпусе реактора, определяющего ресурсный срок эксплуатации корпуса реактора в соответствии с расчетами на прочность и техническими условиями. В целях реализации требований НД на АЭС с ВВЭР проводится внедрение процедуры мониторинга флюенса быстрых нейтронов в соответствии с положениями РД ЭО 1.1.2.29.0913-2012. Наличие такой процедуры, включая расчетную методику, позволяет организовать на АЭС учет флюенса и независимую его оценку.

В настоящее время процедура мониторинга применяется в режиме опытной эксплуатации на Кольской АЭС для независимых оценок ФБН на КР ВВЭР-440 при планировании загрузок активной зоны с учетом внедрения новых видов топлива. Результаты опытной эксплуатации процедуры мониторинга на Кольской АЭС были учтены при совершенствовании процедуры и её применении к расчетам ФБН на КР реакторов ВВЭР-1000.

Процедура мониторинга характеристик поля нейтронов базируется на расчетных оценках ФБН, которые необходимо экспериментально подтвердить.

Для реализации процедуры мониторинга необходимо ведение базы, содержащей данные, достаточные для ведения учета ФБН на КР.

В докладе приведены результаты апробации универсальной процедуры расчётов ФБН на корпусах ВВЭР путем сравнения результатов расчета и измерений на внешней поверхности корпусов ВВЭР-440 и

ВВЭР-1000 и показана возможность реализации ведения базы данных для учета ФБН.

С другой стороны, при использовании оптимизация расстановки топлива для снижения скорости накопления флюенса на КР, а также в связи с внедрением новых видов топлива, необходимо дополнительно оценивать параметры радиационной нагрузки на другом оборудовании реактора (внутрикорпусные устройства (в частности выгорodka), опорные конструкции реактора). Кроме того, для подтверждения достоверности полученных распределений ФБН необходим также анализ фактических реакторных данных с учетом результатов контроля по показаниям СВРК.

Модернизация методики КГО на работающем реакторе по определению выгорания топлива негерметичной ТВС

*Лиханский В.В., Токарев С.А., Вильхивская О.В.
АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ»*

С целью повышения технико-экономических характеристик топлива в настоящее время АЭС переходят на топливо с повышенным обогащением (до 5% по ^{235}U) и более продолжительные топливные циклы (до 18 месяцев) с КИУМ энергоблока до 0,92 на мощности $104\%N_{\text{ном}}$. Для проекта АЭС-2006 предъявляются требования к проектной стратегии эксплуатации топлива, основанной на применении четырех-пятигодичных топливных циклов с одной перегрузкой в 12 (18) месяцев при максимальном выгорании топлива по ТВС до 70 МВт·сут/кг U. Компенсация избыточной реактивности свежего топлива приводит к более жесткому спектру нейтронов, изменениям соотношений концентраций делящихся изотопов и нарабатываемых радиоактивных продуктов деления от выгорания. Это необходимо учитывать для реперных радионуклидов, используемых для констатации наличия в активной зоне негерметичных твэлов, оценки их количества и «степени разгерметизации»: радионуклидов йода ($^{131}\text{I} \div ^{135}\text{I}$), цезия (^{134}Cs , ^{136}Cs , ^{137}Cs , ^{138}Cs) и инертных радиоактивных газов (^{133}Xe , ^{135}Xe , $^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{87}Kr и ^{88}Kr).

При разгерметизации топлива важно корректно оценивать выгорание негерметичной ТВС. Это позволит снизить временные затраты на ее идентификацию в период проведения плановых ремонтов на АЭС. Наиболее чувствительным индикатором выгорания топлива на реакторах ВВЭР является отношение активностей $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$. Выгорание негерметичного топлива оценивается с помощью измерения активностей радионуклидов цезия при спайк-эффekte. В связи с этим, актуальным является развитие расчетно-теоретических методик для оценки концентраций изотопов цезия в топливе в течение кампании на АЭС.

В данном докладе представлена разрабатываемая инженерная модель наработки изотопов цезия в зависимости от выгорания UO_2 топлива и оценки отношения их активностей. Модель учитывает эволюцию линейной мощности твэга и окружающих его твэлов в ТВС с топливом повышенного обогащения, более жесткий нейтронный спектр, изменение сечений нейтронных реакций в тепловой и над-тепловой области. Параметрические зависимости в модели выбраны на основании данных по эксплуатации топлива на АЭС и детальным предварительным нейтронно-физическим расчетам для обоснования и выбора компоновки активной зоны и сценария кампании. Приведены результаты расчетов с помощью развитой модели для соотношений активностей $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ с учетом эволюции параметра жесткости спектра нейтронов в течение первой кампании для топлива с обогащением от 3,6 до 4,95 % по ^{235}U .

Результаты расчетов для ТВС с повышенным обогащением топлива и более жестким спектром нейтронов (современные топливные циклы на ВВЭР-1000) показали существенно более высокие значения для отношений активностей $^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$ в зависимости от выгорания по сравнению с отношением для ТВС с обогащением топлива до 3,6% в период первой топливной кампании. Результаты расчетов показали хорошее соответствие с измерениями, выполненными на АЭС с ВВЭР-1000.

Результаты исследований твэлов ВВЭР-1000 с увеличенной загрузкой урана и оболочкой из сплавов Э110 и Э110опт на основе губчатого циркония

Звир Е.А., Жителев В.А., Строжук А.В., Шевляков Г.В., Волкова И.Н., Никитин О.Н.

Государственный научный центр научно-исследовательский институт атомных реакторов

В мае 2015 года в АО «ГНЦ НИИАР» на послереакторные исследования были доставлены две тепловыделяющие сборки реактора ВВЭР-1000: ТВСА-АЛЬФА и ТВСА-5М с повышенной загрузкой урана, отработавшие на первом блоке Калининской АЭС до среднего выгорания топлива 42 МВт·сут/кгU и 59,4 МВт·сут/кг соответственно.

ТВСА-АЛЬФА укомплектована твэлами с утонённой оболочкой из оптимизированного сплава Э110 (Э110опт) на основе губки и таблетками без центрального отверстия. В ТВСА-5М использованы твэлы двух модификаций: 1) с утонённой оболочкой из сплава Э110 на основе губки с таблетками без центрального отверстия, 2) с штатным размером оболочки и таблеткой с центральным отверстием.

Исследования проводились с целью определения состояния твэлов после эксплуатации, изучения изменения их функциональных характеристик.

Исследования выполнялись с использованием методов неразрушающего и разрушающего контроля. Измерялись геометрические параметры твэлов, толщина оксидной пленки на наружной поверхности оболочек, количество и состав внутритвэльного газа. Определялись микроструктурные характеристики топлива, распределение по длине и радиусу топливного сердечника продуктов деления, параметры структурно-фазового состояния и механические свойства оболочек.

Результаты профилометрии свидетельствуют о том, что наступление механического взаимодействия топливного сердечника с оболочкой и, как следствие появление обратной деформации и гофр на оболочках, у твэлов с увеличенной загрузкой урана происходит при меньших выгораниях топлива, чем для твэлов базовой конструкции.

Удлинение обоих типов твэлов ТВСА-5М практически не отличается от удлинения твэлов базовой конструкции. Твэлы ТВСА-АЛЬФА с оболочкой из сплава Э110опт. на основе губки удлинились в среднем на 10 мм больше твэлов базовой конструкции при сравнимых выгораниях топлива.

Отличия в степени окисления твэлов с оболочками из сплава Э110опт. и Э110 на основе губчатого циркония по сравнению с твэлами из сплава Э110 на электролитической основе не обнаружено.

Существенного отличия по выходу газообразных продуктов деления (ГПД) из топливного сердечника под оболочку твэлов с увеличенной загрузкой урана и базовой конструкций не наблюдается.

Результаты исследований показывают, что по основным эксплуатационным характеристикам: изменению геометрических параметров, коррозионному состоянию и механическим свойствам оболочек, выходу газообразных продуктов деления из топлива ресурс твэлов с увеличенной загрузкой урана и утоненной оболочкой из сплавов Э110опт. и Э110 на основе губчатого циркония, не исчерпан.

Стратегия управления тяжелой ЗПА с плавлением топлива для АЭС с ВВЭР

Звонарев Ю.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

В современных проектах АЭС с реакторными установками большой мощности в качестве одного из элементов, предусмотренных для управления запроектными авариями (ЗПА) на четвертом уровне эшелонированной защиты, является устройство локализации расплава

(УЛР). Оно предназначено для уменьшения до безопасного уровня радиационных последствий тяжелых ЗПА, в которых при длительным осушении активной зоны происходит ее разрушение с последующим проплавлением корпуса реактора.

Альтернативная концепция удержания расплава кориума внутри корпуса реактора в случае аварии с плавлением активной зоны за счет наружного охлаждения корпуса реактора также направлена на повышение безопасности АЭС. По сравнению с вариантом применения внереакторного УЛР, реализация концепции внутрикорпусного удержания расплава обладает рядом существенных преимуществ, прежде всего, с точки зрения снижения стоимости энергоблока.

В докладе представлены выполненные в НИЦ «Курчатовский институт» расчетные анализы по реализации концепций внекорпусного и внутрикорпусного удержания расплава на реакторах ВВЭР различной мощности: ВВЭР-440, ВВЭР-600, ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200. Для выполнения расчетов использовались отечественные коды СОКРАТ и ГЕФЕСТ-УЛР, а также западноевропейский код ASTEC.

Полученные на сегодняшний день результаты позволяют сделать следующие выводы:

- Для реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-600 возможно применение стратегии внутрикорпусного удержания расплава за счет наружного охлаждения корпуса реактора.
- Для ВВЭР-1000 реализация внутрикорпусного удержания расплава без применения мер по интенсификации наружного охлаждения реактора не представляется возможной.
- Для ВВЭР-1200 (проекты АЭС-2006 и ВВЭР-ТОИ) для управления тяжелой ЗПА с плавлением топлива однозначно следует применять УЛР.

Комплекс работ по обоснованию эксплуатационной пригодности защитной оболочки энергоблока №3 Ростовской АЭС

Сальников А.А.

Ростовская АЭС

Медведев В.Н., Киселев Александр С., Киселев Алексей С.,

Ульянов А.Н., Стрижов В.Ф.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики

Для своевременного ввода в эксплуатацию энергоблока №3 Ростовской АЭС был выполнен комплекс работ по обоснованию эксплуатационной пригодности защитной оболочки, включая:

- выполнение работ по мониторингу защитной оболочки в период ее возведения, преднапряжения и приемо-сдаточных испытаний;

- выполнение работ по натурным наблюдениям защитной оболочки в период преднапряжения и приемо-сдаточных испытаний;
- адаптация экспертной системы оценки напряжённо-деформированного состояния защитных оболочек блоков АЭС с ВВЭР к энергоблоку № 3 Ростовской АЭС.

Впервые в практике строительства АЭС ИБРАЭ РАН совместно с Волгодонским инженерно-техническим институтом – филиалом НИЯУ МИФИ были выполнены работы по мониторингу защитной оболочки энергоблока №3 Ростовской АЭС.

В процессе работы по мониторингу отмечено, что технология, применяемая на начальной стадии преднапряжения защитной оболочки, не обеспечивала проектные усилия в арматурных канатах. В этой связи ИБРАЭ РАН было сделано предложение по изменению технологии натяжения армоканатов системы преднапряжения защитной оболочки энергоблока №3 Ростовской АЭС. Предложенные изменения в технологии натяжения арматурных канатов позволили повысить величину усилий на анкере и максимально приблизить ее к проектной величине.

По результатам выполненных работ представлен сводный отчет. Разработана информационная система мониторинга защитной оболочки энергоблока №3 Ростовской АЭС, в которую включена вся документация, полученная в период возведения, преднапряжения и приемо-сдаточных испытаний защитной оболочки.

Проведенные натурные наблюдения во время приемо-сдаточных испытаний показали, что ширина раскрытия поверхностных трещин на наружной поверхности бетона защитной оболочки при воздействии испытательного внутреннего давления и после сброса давления не превышала 0,3 мм, что удовлетворяет нормативным требованиям. Расчет НДС защитной оболочки после её преднапряжения и приемо-сдаточных испытаний показал, что достигнутый проектный уровень предварительного напряжения конструкции с использованием предложенной ИБРАЭ РАН технологии в полной мере обеспечивает эксплуатационную пригодность защитной оболочки энергоблока №3 Ростовской АЭС.

Материалы, полученные в рамках работ по мониторингу и натурным наблюдениям защитной оболочки энергоблока №3 Ростовской АЭС, прошли экспертизу в Ростехнадзоре. На основе этих материалов получено разрешение на эксплуатацию защитной оболочки.

С использованием экспертной системы оценки напряжённо-деформированного состояния защитных оболочек АЭС выполнено расчетное обоснование максимально допустимых потерь при анкеровке арматурных канатов системы преднапряжения защитной оболочки. На основании полученных результатов внесены изменения в Отчет по обоснованию безопасности (ООБ) энергоблока № 3 Ростовской АЭС.

Комплексное диагностирование ВВЭР

Калинушкин А.Е., Семченков Ю.М.

НИЦ «Курчатовский Институт», Москва

Павелко В.И., Финкель Б.М.

«Научно-технический центр «Диапром», Москва

Мероприятия, проводимые Концерном РЭА для повышения эффективности функционирования АЭС, и, заключающиеся в:

- удлинении эксплуатационной кампании блока;
- увеличении мощности блока;
- продлении назначенного срока эксплуатации блока;
- внедрения новых топливных сборок (ТВС)

должны компенсироваться увеличением наблюдаемости реакторной установки (РУ). Резервы расширения наблюдаемости лежат в усилении «on-line» — алгоритмии локальных систем диагностирования (ЛСД) и наращивании функционала системы комплексного диагностирования (СКД). СКД интегрирует информацию от функционально законченных ЛСД и штатных сигналов АСУ ТП для получения дополнительной диагностической информации, распределенной по разным источникам.

СКД, функционирующая на одном блоке, без изменения идеологии построения, расширяется, конфигурируется по новым входным потокам информации с каждого блока и устанавливается как СКД АЭС, и далее по такой же логике расширяется и устанавливается в качестве СКД отраслевого центра диагностики. Общие вычислительные части СКД всех уровней тождественны друг другу и имеют единый интерфейс, настраиваемый в зависимости от конкретных потоков информации.

В докладе представляются функции СКД:

- автоматическое комплексное диагностирование в непрерывном режиме (on-line) по новым диагностическим признакам;
- автоматизированное диагностирование для анализа архивных данных, накопленных разными ЛСД (off-line);
- обработку информации с помощью программно-методического сервиса (поддержка диагностического персонала АЭС при интерпретации новых диагностических событий, полученных ЛСД);

Переход Российских АЭС с ВВЭР-1000 на 18-месячный топливный цикл и мощность 104% не изменил объём контроля активной зоны (АкЗ). В то же время, на существующем детекторном оснащении АкЗ ВВЭР-1000 можно извлекать в реальном масштабе времени детальную динамическую информацию нейтронно-шумовыми методами. В докладе обобщаются результаты по различным блокам АЭС с ВВЭР комплексного анализа флюктуаций сигналов ДПЗ,

которые несут информацию как о вибрационных явлениях элементов АКЗ, так и её теплогидравлических свойствах (энергонапряжённость ТВС, трёхмерное поле скоростей теплоносителя, его ранние стадии кипения).

Возможности использования волоконно-оптической корреляционной системы измерения расхода теплоносителя для повышения точности определения тепловой мощности реакторов с РУ ВВЭР

*Хрячков В.А., Дворников П.А., Титаренко Н.Н., Ковтун С.Н.
АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*

Одной из задач программы повышения энергетической и экономической эффективности АЭС на период до 2020 года является повышение мощности РУ ВВЭР-1000 выше номинального уровня. Концерн «Росэнергоатом» завершил масштабную программу по повышению номинальной мощности современных энергоблоков с реакторами ВВЭР до 104%. Разработана и утверждена программа повышения тепловой мощности энергоблоков с ВВЭР-1000 до 107-110 % от номинального значения.

В докладе обозначены основные технические решения волоконно-оптической корреляционной системы нового поколения для измерения расхода теплоносителя первого контура АЭС с РУ ВВЭР, основанной на принципе детектирования высокоэнергетических гамма квантов, образующихся в результате распада азота-16. Система предназначена для существенного снижения погрешности определения тепловой мощности реактора. Концептуальной основой предлагаемой системы является использование корреляционного метода с регистрацией гамма квантов высокой энергии кольцевыми волоконно-оптическими датчиками.

Предлагаемая волоконно-оптическая корреляционная система позволяет существенно снизить погрешность измерения расхода теплоносителя в петлях 1-го контура до уровня 1,5 %, что значительно ниже, чем реальная погрешность (~ 6%) его измерения существующими на настоящий момент методами.

Предлагаемая система полностью соответствует требованиям устойчивости к внешним воздействующим факторам АЭС (сейсмостойкость, виброустойчивость, устойчивость к ЭМС и к ионизирующим излучениям) в режимах нормальной эксплуатации, максимальной проектной и запроектной аварии.

На базе сильноточного ускорителя разработан комплекс испытательного и поверочного оборудования для исследования работоспособности волоконно-оптической корреляционной системы

измерения расхода теплоносителя первого контура АЭС с РУ ВВЭР. Ускорительный метод позволяет осуществить метрологическое обеспечение различных устройств, основанных на регистрации излучения азота-16.

Внедрение волоконно-оптического корреляционного расходомера на объектах ОАО «Концерн Росэнергоатом», а также на зарубежных АЭС с РУ ВВЭР принесет значительные экономические выгоды, которые в первую очередь будут направлены на повышение безопасности и надежности АЭС.

Годовой экономический эффект от дополнительно отпущенной электроэнергии на одном блоке АЭС с ВВЭР-1000 при повышении его мощности на 1 % Нном составит ~75 млн. руб. Программу повышения тепловой мощности реакторов ВВЭР до 107-110 % от номинального уровня можно осуществить на 10 блоках АЭС Российской Федерации и 17 блоках зарубежных АЭС (Китай, Индия, Иран, Белоруссия).

При реализации программы повышения тепловой мощности реакторов АЭС с РУ ВВЭР Российской Федерации со 104% до 107% ОАО «Концерн Росэнергоатом» дополнительно получит ~ 2,3 млрд. рублей выручки, а для зарубежных блоков ежегодная дополнительная выручка может составить ~ 9 млрд. рублей.

Водно-химический режим второго контура в проектах АЭС с ВВЭР нового поколения

Тяпков В.Ф.

АО «ВНИИАЭС»

Требования к повышению надежности, безопасности и экономичности АЭС нового поколения, а также увеличение срока службы основного оборудования АЭС до 60 лет вызывает необходимость применения новых технологий, в частности новых водно-химических режимов.

Исследования причин коррозии отдельных элементов второго контура и, в первую очередь ПГ, показали, что коррозионные повреждения не могут быть объяснены каким-либо одним фактором, а являются следствием совокупного воздействия особенностей конструкции, свойств примененных конструкционных материалов и качества рабочей среды. ВХР второго контура должен обеспечивать выполнение следующих функциональных требований:

- минимальное количество отложений на теплообменной поверхности парогенератора, в проточной части турбины и в конденсатно-питательном тракте;
- предотвращение коррозионных и коррозионно-эрозионных повреждений конструкционных материалов парогенераторов, оборудования и трубопроводов второго контура.

При разработке проектно-конструкторской документации АЭС с ВВЭР нового поколения на основе опыта эксплуатации отечественных АЭС, выполнения специальных расчетов, анализа норм ВХР ряда зарубежных стран в Российской Федерации установлена нормативная база, регламентирующая ВХР АЭС.

В докладе приведены результаты по выбору водно-химического режима второго контура для проекта АЭС с ВВЭР нового поколения, полученных на основе вариантных расчетов и опыта эксплуатации действующих АЭС.

В докладе рассмотрены требования к системам очистки турбинного конденсата и продувочной воды парогенераторов.

Результаты исследования негерметичного твэла с таблеткой без центрального отверстия, отработавшего в составе ТВСА-АЛЬФА до выгорания 41 МВт·сут/кгU

Шевляков Г.В., Волкова И.Н., Звир Е.А., Жителев В.А., Строжук А.В., Никитин О.Н.

Государственный научный центр научно-исследовательский институт атомных реакторов

В 2015 году были проведены послереакторные исследования негерметичной ТВСА-АЛЬФА №ИД02293 ВВЭР-1000, отработавшей на первом блоке Калининской АЭС в течение трех топливных кампаний (25–27 ТК) до среднего выгорания топлива 42 МВт·сут/кгU. По результатам контроля герметичности оболочек в 27 ТК ТВСА-АЛЬФА была признана негерметичной. Данная ТВС была укомплектована твэлами с увеличенной загрузкой урана, имеющими таблетки типоразмера 7,8x0 мм и утоненные оболочки 9,1x7,93 мм. Оболочки были изготовлены из сплава Э110опт. на основе губчатого циркония производства Wah Chang.

При проведении первичных исследований ТВСА-АЛЬФА по результатам визуальной инспекции в периферийном ряду пучка был обнаружен твэл 128 с признаками негерметичности. По результатам дальнейших исследований было установлено, что причиной разгерметизации твэла явилось сквозное debris-повреждение оболочки проволокой, застрявшей в ячейке ДР5. Фрагмент этой проволоки был обнаружен в повреждённой ячейке, расположенной рядом с ячейкой негерметичного твэла. По результатам металлографических исследований протяженность дефекта составила 300 мкм, максимальная ширина – 167 мкм. При извлечении негерметичного твэла произошло его разрушение на расстоянии ~650 мм от нижнего торца.

Диаметр негерметичного твэла, по сравнению с твэлом-свидетелем, увеличен. На отдельных участках увеличение диаметра достигает

200 мкм. Уменьшение скорости счёта по ^{137}Cs на участке с координатами 500–3250 мм негерметичного твэла по сравнению с твэлом-свидетелем, зарегистрированное по результатам гамма-сканирования, свидетельствует о выходе цезия из негерметичного твэла. Среднее значение выхода составило 6%, максимальное – 10%. Вымывание топлива из твэла при этом не зарегистрировано.

Оболочка негерметичного твэла по всей длине сильно гидрирована и охрупчена. На отдельных участках образовались сквозные трещины. Оксидная пленка на наружной поверхности равномерного типа, ее толщина не превышает 8 мкм. На отдельных участках внутренней поверхности толщина оксида достигает 300 мкм.

Структура топлива негерметичного твэла по сравнению с твэлом-свидетелем претерпела существенные изменения. На расстоянии $\sim 0,7$ радиуса сформировалась кольцевая зона растрескивания, разделяющая топливо на две части: центральную и периферийную. В центральной части концентрация внутризренных и зернограничных пор увеличена.

Обобщение результатов экспериментальных исследований пластинчатых перемешивающих решеток применительно к ТВСА-12PLUS ВВЭР-1000

Д.Л. Шипов, О.Б. Самойлов, А.А. Фальков, В.Е. Лукьянов
АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

Для действующих реакторов ВВЭР-1000 и новых энергоблоков ВВЭР на базе ТВСА разработана конструкция ТВСА-12PLUS с перемешивающими решетками-интенсификаторами (ПР). Применение ПР предполагает повышение эффективности российского топлива за счет улучшения теплогидравлических характеристик и совершенствования топливных циклов.

Конструктивно ПР ТВСА-12PLUS выполнена из пластинчатой решетки с дефлекторами потока, размещенными на верхнем торце пластин и обеспечивающими порядное поперечное течение теплоносителя по схеме «прогонка». ТВСА-12PLUS имеют шаг дистанционирующих решеток (ДР) 340 мм с размещением в верхней части активной зоны трех ПР.

Для пластинчатых ПР был, начиная с 2005 года, проведен большой объем экспериментальных исследований на стендах ОКБМ, Шкода, ФЭИ и НГТУ. Реакторные испытания пластинчатых ПР ТВСА начались в 2008 году на 1 блоке Калининской АЭС. Аналогичные пластинчатые ПР применены в ТВСА-Т, выигравшей тендер на поставку топлива. Эксплуатация ТВСА-Т началась с 2010 и 2011 гг в составе загрузки активных зон на 1 и 2 блоках АЭС «Темелин».

На основе проведенных в дальнейшем экспериментальных исследований проведена оптимизация геометрии пластинчатой ПР ТВСА с точки зрения гидравлических характеристик, перемешивающих свойств и турбулизирующего влияния на критический тепловой поток.

Оптимизированные ПР используются в ТВСА-12PLUS и в разрабатываемом проекте ТВСА-Т.mod2. Эксплуатация ТВСА-12PLUS с оптимизированными ПР началась с 2014 на 3 блок Калининской АЭС в объеме полной подпитки.

Характеристики пластинчатых оптимизированных ПР подтверждены результатами испытаний гидравлических характеристик на полномасштабном макете ТВСА-12PLUS с 3 ПР, экспериментальными исследованиями перемешивающих свойств на крупномасштабной 94-стержневой аэродинамической модели и на 19-стержневой электрообогреваемой модели с большой неравномерностью энерговыделения, исследованиями влияния турбулизирующих свойств ПР на критический тепловой поток на 14 моделях на 19 стержневом электрообогреваемом стенде.

Увеличение базы данных по критическим тепловым потокам и расширение диапазона исследований критических тепловых потоков выполнено на основе работ по проекту ТВСА с ПР для АЭС «Темелин».

Исследования критических тепловых потоков проведены для широкого диапазона режимных параметров, с равномерным и неравномерным распределением энерговыделения по сечению и высоте, с НК и без НК и с разным шагом расположения ПР и ДР.

На основе обобщения экспериментальных данных разработана методика расчета активных зон с ТВСА с оптимизированными ПР, корреляция для расчета критических тепловых потоков CRT-2 и проведена верификация расчетного теплогидравлического кода КАНАЛ.

Область применения корреляции CRT-2 по параметрам теплоносителя:

- давление 9,5 - 17,0 МПа;
- массовая скорость 1000 - 5000 кг/(м²·с);
- относительная энтальпия -0,1 - +0,5.

Для ТВСА-12PLUS с 3 ПР выполнены расчеты активных зон ВВЭР-1000 на повышенной мощности и перспективных ВВЭР на мощности 3300 МВт.

Применение ТВСА-12PLUS с ПР в активной зоне обеспечивает:

- выравнивание температур по сечению ТВС;
- снижение максимального паросодержания ~30% отн. и доли поверхности твэлов, находящихся в условиях кипения;
- повышение коэффициента перемешивания до 5 раз;

- увеличение минимального запаса до кризиса теплоотдачи на ~20-30%;
- снижение эксплуатационных ограничений, в том числе по линейной нагрузке в верхней части активной зоны;
- возможность реализации эффективных топливных циклов с увеличенным энерговыделением твэлов ($K_{г^{max}}=1,63$) и уменьшенным флюенсом нейтронов на корпус реактора.

Из результатов следует, что ТВСА-12PLUS с 3 ПР обеспечивает выполнение критерия безопасности по предотвращению кризиса теплоотдачи при повышенных энерговыделениях твэлов для реакторов ВВЭР-1000 с номинальной мощностью активных зон 3300 МВт и перспективных реакторов ВВЭР с повышенным КПД и мощностью 3300 МВт.

В активных зонах применение эффективных пластинчатых ПР в ТВСА-12PLUS обеспечивает повышение запасов до кризиса теплоотдачи, улучшение условий работы твэлов за счет выравнивания подогревов теплоносителя и снижения массового паросодержания.

ТВСА-12PLUS с ПР позволяет обеспечить высокие технико-экономические характеристики действующих энергоблоков ВВЭР-1000 и наиболее эффективно может использоваться в перспективных ВВЭР.

Работы выполнялись по договорам с ОАО «ТВЭЛ».

Направление ЭКСПЛУАТАЦИЯ АЭС С РЕАКТОРАМИ РБМК, БН, ЭГП-6

Основные направления управления ресурсными характеристиками РУ РБМК

Слободчиков А.В.

АО «НИКИЭТ», Москва

1. Управление ресурсом элементов реакторных установок (РУ). Прогноз начала восстановления ресурсных характеристик (ВРХ) энергоблоков АЭС с РБМК.
2. Основные задачи и цели управления ресурсными характеристиками.
3. Системы контроля и мониторинга параметров, определяющих состояние РУ, и методы восстановления ресурсных характеристик графитовой кладки.
4. Основные результаты контроля активных зон РБМК в 2015 г.

5. Объемы выполненных в 2015 году восстановительных работ.
6. Эволюционное развитие технологии восстановления ресурсных характеристик.
7. Краткие итоги эксплуатации энергоблоков после проведенных масштабных ремонтных работ.
8. Понимание процессов старения элементов протекающих в активной зоне реактора.
9. Прогнозирование состояния РУ.

Структурные факторы, определяющие радиационную стойкость реакторного графита

Гурович Б.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

На текущий момент в России на десяти АЭС эксплуатируется 30 энергоблоков, из которых 11 с реакторами типа РБМК-1000. Первым построенным блоком данного типа является ЛАЭС-1, который входит в состав энергосистемы РФ уже более сорока лет.

Известно, что под действием нейтронного облучения происходит радиационное формоизменение графита, приводящее в конечной степени к полной деградации его структуры, и он перестает работать как конструкционный материал.

Суть механизма разрушения графита состоит в том, что кристаллиты разного размера распухают с разной скоростью, что приводит к возникновению в материале внутренних радиационно-термических напряжений и растрескиванию графитовых блоков – образованию продольных трещин и приводящих в конечном счете к исчерпанию ресурса всей графитовой кладки.

Проведенные на ЛАЭС-1 в 2013 году ремонтные работы по восстановлению ресурсных характеристик (ВРХ) существенно продлили реальный срок эксплуатации данного энергоблока. Тем не менее, на сегодняшний день практически отсутствует понимание механизмов структурных превращений в графите под действием эксплуатационных факторов (нейтронного облучения, температурного режима кладки и т.д.), обуславливающих деградацию механических свойств отдельных блоков кладки. Целью данной работы являлось установление взаимосвязи между деградацией структуры и свойствами графита на разных этапах эксплуатации.

В данной работе проведены исследования методами структурного анализа (ТЕМ, SEM) структуры кернов, взятых из графитовых блоков кладки ЛАЭС-1, облученных до разных флюенсов нейтронов (максимальный флюенс нейтронов порядка $25 \cdot 10^{25} \text{ м}^{-2}$) в диапазоне температур 500–700 °С.

Было показано, что снижение прочностных свойств графита при достижении критического флюенса нейтронов обусловлено разрушением границ типа наполнитель-связующее (образованию сетки микротрещин).

Установлено, что эволюция микроструктуры графита в процессе облучения обуславливает изменение таких макроскопических характеристик, как плотности графита и предела прочности на сжатие. Причем в этих закономерностях явно прослеживаются две стадии. На первой стадии происходит усадка графита (что сопровождается увеличением плотности и предела прочности), затем, после прохождения максимума начинается стадия вторичного распухания и снижения прочностных свойств. В конечном итоге происходит рост трещин, что приводит к падению прочностных свойств графита в целом.

В работе также показано, что важным фактором, который необходимо учитывать, является неоднородность свойств графита, особенно при сравнении блоков из слоев, относящихся к различным партиям графитовых блоков. Разброс свойств при этом может составлять до ~ 200%.

Проблемы моделирования формоизменения графитовой кладки РБМК

Федосов А.М.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Одним из главных направлений восстановления ресурсных характеристик (ВРХ) РБМК является ремонт графитовой кладки путем разрезания графитовых блоков на 2 или 4 части в ограниченном числе графитовых колонн (ячеек). Для определения времени начала ремонта и его эффективности проводятся измерения прогибов каналов, также в ограниченном числе ячеек. Важной задачей является прогнозирование времени работы реактора до момента, когда необходим ремонт, и после ремонта. Ограничивающим параметром является максимально допустимое значение прогиба канала.

Прогнозные оценки формоизменения делаются как на основе последовательности измерений, из которых определяется скорость развития прогибов, так и с использованием компьютерных моделей, в которые заложена информация о физике процессов, происходящих в графите в процессе его облучения, растрескивании и механическом взаимодействии графитовых блоков, графитовых колонн и каналов. В настоящее время имеется целый ряд моделей (компьютерных кодов) поведения графитовой кладки, отличающихся подходами к описываемым процессам и степенью детализации.

В докладе анализируются некоторые аспекты моделирования формоизменения кладки и возникающие при этом проблемы. Основное внимание уделено влиянию неопределенностей на точность прогнозирования прогибов каналов. Неопределенности могут быть вызваны как неточностью исходных данных (флюенс, температура облучения графита), так и разбросом свойств графита, определяющим момент возникновения продольной трещины в отдельном графитовом блоке и степень ее раскрытия. Кроме того, имеется ряд случайных факторов, которые заранее предсказать невозможно, но которые могут оказать существенное влияние на распределение прогибов («поле прогибов») в горизонтальном сечении кладки. К таким факторам относятся: ориентация трещин по граням блоков в разных ячейках, сдвиги блоков в перпендикулярных направлениях и их зацепление, степень смыкания разрезанных половинок блоков и др.

Для повышения достоверности прогнозов в некоторых кодах для их предварительной настройки используется информация об измеренных прогибах в отдельных ячейках. Однако число измерений, как правило, ограничено несколькими сотнями ячеек, что не позволяет в полной мере восстановить исходное поле прогибов.

В докладе на примере стохастической модели (программа GRAD) оценивается влияние перечисленных выше факторов на результаты расчета прогибов каналов и проводится сравнение с результатами измерений. Оцениваются возможности совершенствования модели для повышения точности описания формоизменения графитовой кладки РБМК.

Перспективы развития активной зоны реактора БН-800

Васильев Б.А., Фаракин М.Р., Белов С.Б., Кузнецов А.Е.

АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород

Одной из основных целей создания реактора БН-800 является отработка технологических элементов замкнутого топливного цикла атомной энергетики с использованием смешанного уран-плутониевого топлива. Поскольку вопрос об организации работ по созданию производства смешанного оксидного (МОКС) топлива был решен с некоторым запозданием по отношению к планированию работ по сооружению реактора БН-800, начальная топливная загрузка для реактора БН-800 сформирована, в основном, из уранового оксидного топлива, и лишь часть ТВС (16% от общего количества) содержит МОКС-топливо, изготовленное на опытных производствах ПО «МАЯК» и АО «ГНЦ НИИАР». С учетом указанной особенности комплектации такой активной зоны её назвали гибридной. Планируемый период эксплуатации гибридной активной зоны составляет 4 микрокампании

(4×155 эфф. сут), после чего будет осуществлена поэтапная замена ТВС гибридной зоны на ТВС с МОКС-топливом промышленного производства, созданного на ГХК.

Активная зона с полной загрузкой МОКС-топливом будет сформирована после шестой перегрузки (к седьмой микрокампании). В ней так же, как и в гибридной активной зоне используются три типа ТВС по степени содержания делящегося материала (условно, по «степени обогащения»): 18,2 %, 20,1 %, и 23,0 % по высокофоновому плутонию. При этом границы зон обогащения в гибридной активной зоне и зоне с полной загрузкой МОКС-топливом совпадают. Длительность кампании ТВС активной зоны составляет 465 эфф. сут (3×155 эфф. сут).

Основным фактором, ограничивающим кампанию ТВС является радиационная стойкость конструкционного материала оболочек твэлов. Активная зона реактора БН-800 разработана с использованием для оболочек твэлов стали ЧС-68, как в штатных ТВС БН-600. Работоспособность твэлов с оболочкой из данной стали по опыту эксплуатации БН-600 обеспечивается до повреждающей дозы ~ 90 сна, что соответствует максимальному (локальному) выгоранию МОКС-топлива в БН-800 9,7 % т.а. при среднем значении по выгружаемому топливу 6,8 % т.а. (66 МВт×сут/кг).

Разработанная программа НИОКР по увеличению длительности топливной кампании реакторов БН предусматривает переход на использование в качестве материалов оболочек твэлов более радиационно-стойкой стали ЭК-164. По результатам эксплуатации в БН-600 опытных ТВС с оболочками твэлов их стали ЭК-164 обоснована их работоспособность при повреждающих дозах не менее 110 сна. При принятии в качестве ограничения повреждающей дозы 112 сна возможно увеличение длительности кампании ТВС до 580 эфф. сут. Для обоснования такого увеличения кампании должны быть проведены испытания и исследования реперных ТВС (при замене материала оболочек твэлов в составе штатных ТВС).

Дальнейшие перспективы развития активной зоны БН-800 связываются с разработкой и реализацией нового проекта активной зоны с аксиальной прослойкой из воспроизводящего материала (диоксида обедненного урана). Достоинством такого варианта активной зоны является снижение в ней плотности нейтронного потока, и, следовательно, скорости набора повреждающей дозы. По результатам предварительных исследований имеется возможность снижения скорости набора повреждающей дозы на ~15%. Соответственно, в этом варианте при использовании стали ЭК-164 в качестве материала оболочек твэлов можно рассчитывать на увеличение кампании ТВС до ~660 эфф. сут. В обоснование варианта активной зоны с аксиальной прослойкой необходимо проведение экспериментальных исследований работоспособ-

ности твэлов в составе специальных ЭТВС а также экспериментальных исследований физических характеристик на стенде БФС.

Ключевые характеристики активной зоны БН-800 на основных этапах её развития представлены в таблице 1.

Таблица 1. Перспективы повышения выгорания топлива в реакторе БН-800

Характеристика	Гибридная активная зона (ЧС-68)	Активная зона с полной загрузкой МОКС-топливом		
		Активная зона О1Д (ЧС-68)	Перспективная активная зона (ЭК-164)	Перспективная активная зона с аксиальной прослойкой (ЭК-164)
Кампания ТВС, эфф. сут.	465	465	~580	~660
Длительность интервала между перегрузками, эфф.сут.	155	155	145	165
Максимальное выгорание, % т.а.	9,8 / 8,1*	9,5	12,0	~14,5
Максимальная повреждающая доза, сна	78 / 74*	90	112	112
Среднее выгорание, МВт-сут/кг	64	66	83	~105

* ТВС с урановым топливом / ТВС с МОКС-топливом

Дальнейшее увеличение выгорания топлива в реакторе БН-800 потенциально возможно при применении для оболочек твэлов сталей ферритно-мартенситного класса.

Использование комплекса программ ГЕФЕСТ800 для проведения эксплуатационных расчетов нейтронно-физических характеристик РУ БН-800

Селезнев Е.Ф., Белов А.А., Белоусов В.И., Березнев В.П., Ханбиков И.Н., Чернова И.С., ИБРАЭ РАН, г.Москва

Мантуров Г.Н., Перегудов А.А., Раскач К.Ф., Семенов М.Ю.,

Цибуля А.М., ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», г.Обнинск

Дробышев Ю.Ю., Фёдоров И.В., АО ВНИИАЭС, г.Москва

Программное средство ГЕФЕСТ800 предназначено для проведения эксплуатационных нейтронно-физических расчетов реакторной установки на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БН-800, а именно: эффективного коэффициента размножения; максимального

запаса реактивности; эффективности одиночных и групп стержней системы управления и защиты (СУЗ); полной, удельной и линейной мощности энерговыделения в ТВС; коэффициентов неравномерности энерговыделения в ТВС и реакторе; повреждающей дозы облучения ТВС; выгорания топлива; коэффициентов реактивности (температурного, мощностного, плотностного) и пустотного эффекта реактивности; эффективной доли запаздывающих нейтронов; характеристик переходных процессов для режимов нормальной эксплуатации; остаточного энерговыделения; активности отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС РУ).

ПС предназначено для проведения расчетов режимов нормальной эксплуатации (стационарные режимы и нестационарные режимы на минимальном контролируемом уровне мощности (МКУ) и на мощности при отработке стержнями переходных процессов, выгорание топлива).

В качестве константного обеспечения используются система подготовки констант CONSYST с библиотекой БНАБ-93.

Работа комплекса осуществляется в программной оболочке, обеспечивающей пользовательские сервисы (контроль параметров, графика, подготовка данных, анализ результатов расчета) при работе с ним в интерактивном режиме.

Реализован модуль термомеханики для учета изменений размеров расчетных ячеек, позволяет учитывать эти изменения при расчете коэффициентов реактивности температуры и мощности на разных уровнях мощности.

Некоторые результаты использования комплекса представляются в докладе.

По итогам опытной эксплуатации комплекса для РУ БН-800 дальнейшее его развитие видится в использовании нейтронно-физического модуля G7, учитывающего гетерогенность сборок и стержней СУЗ. В этом модуле используется модель с семью расчетными точками на шестигранную ячейку.

Опыт ввода в эксплуатацию системы диагностирования активной зоны РУ БН-800

Дворников П.А., Ковтун С.Н., Кудряев А.А., Кондратович Ф.В., Лукьянов Д.А., Ананьев А.А., Югов С.И., ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ», г.Обнинск

В.П. Даниленко, Н.В. Ельшина, ФГУП «Научно-исследовательский технологический институт им. А.П. Александрова», г. Сосновый Бор

Система диагностирования активной зоны реакторной установки БН-800 (СДРУ) блока 4 Белоярской АЭС является автоматизированной системой в составе АСУ ТП, предназначенной для комплексного

контроля процессов, протекающих в реакторе в режимах нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации, обнаружения на ранней стадии нарушений нормальной эксплуатации и повреждений активной зоны реактора (деформирование элементов активной зоны, закипание натрия в ТВС, плавление твэлов в ТВС, нарушение охлаждения активной зоны и других аномалий).

СДРУ включает системы обнаружения аномальной реактивности (СОАР), нейтронно-шумовой диагностики (СНШД), температурного контроля активной зоны (СТКАЗ), комплексного анализа (СКА).

При вводе СДРУ в эксплуатацию на различных уровнях мощности подтверждена работоспособность измерительных каналов (КИ) в составе СДРУ (КИ температуры, КИ тока нейтронных камер и флуктуаций тока, КИ реактивности), проведено определение нейтронно-физических характеристик реактора, а также исследована эффективность функционирования основных алгоритмов системы:

- контроль аномальной реактивности на основе непрерывного определения эффектов реактивности, обусловленных изменением реакторных параметров, выгоранием топлива, перемещением стержней СУЗ и др.;
- контроль текущих значений температуры натрия над головками ТВС, на входе и выходе из активной зоны, флуктуаций температур и распределения мощности по петлям теплообмена;
- контроль флуктуаций тока нейтронных ионизационных камер;
- комплексный анализ диагностической информации и формирование ранних признаков нарушений нормальной эксплуатации и повреждения активной зоны на основе показаний систем в составе СДРУ и эксплуатационной информации, получаемой из систем верхнего уровня АСУ ТП (АСРК, СВБУ).

В настоящее время система СДРУ находится в опытной эксплуатации и штатно функционирует на блоке 4 Белоярской АЭС, рассматривается возможность расширения функций системы для проведения расчета нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора БН-800 на основе программно-технических средств СДРУ.

Восстановление ресурсных характеристик графитовой кладки энергоблоков 1, 2 Ленинградской АЭС

Харахнин С.Н.

Ленинградская АЭС, Сосновый Бор

Характерной особенностью реакторов РБМК-1000 на завершающем этапе эксплуатации является развитие процессов деградации конструктивных элементов реактора:

- формоизменение и растрескивание графитовых блоков;

- осевая усадка графитовых колонн;
- осевая радиационно-термическая ползучесть циркониевых частей ТК;
- радиальная радиационно-термическая ползучесть циркониевых частей ТК;
- изменение физико-механических свойств графита кладки (прочность, плотность, теплопроводность).

Критерии безопасной эксплуатации элементов активной зоны и конструкций РУ, влияющих на ресурс РУ и энергоблока в целом, определены действующими регламентами, методиками и выполненными обоснованиями безопасности.

Основным способом управления ресурсом графитовых кладок РБМК-1000 в части соблюдения предельно допустимых значений стрел прогиба ТК и РК СУЗ является применение разработанной технологии восстановительного ремонта. Апробированная в 2012-2013 г.г. на э/б №1 Ленинградской АЭС технология ВРХ успешно применена в 2014 году на э/б №2 Курской АЭС и №2 Ленинградской АЭС, выполнен второй цикл ВРХ на э/б №1 Ленинградской АЭС.

Вторым по значимости является критерий сохранения зацепления в узле ТСТ.

Процессы, связанные с осевой усадкой графитовых колонн и радиационно-термической ползучестью в настоящее время достаточно хорошо изучены и прогнозируются с приемлемой точностью.

Выводы

1. Для обеспечения оптимального планирования и оптимизации ремонтных кампаний энергоблоков Ленинградской АЭС необходимо продолжать совершенствование технологии ВРХ, оснастки для выполнения работ.

2. Необходимо продолжение работ по совершенствованию расчетных моделей искривления графитовой кладки;

3. Требуется продолжить работы по разработке и созданию систем он-лайн контроля геометрии ТК при работе РУ на мощности;

4. Выполнить исследование свойств графита кладок РУ РБМК-1000 с целью определения материалов – аналогов и подбора оптимального режущего инструмента и режимов резки.

Системы контроля искривления ГК РУ РБМК-1000 на основе оптоволоконных сенсоров

*Ворона С.И., Михальцов А.В., Федоров А.Н., Шевцов И.А.
ООО «Пролог», г. Обнинск*

Начиная с 2008 года ООО «Пролог» работает над радиационно-стойкими оптоволоконными сенсорами на основе решеток Брэгга. Основные преимущества таких сенсоров:

- способность работать в высоких гамма и нейтронных полях;
- отсутствие электрической части, погружаемой в активную зону;
- высокая чувствительность;
- высокая надежность вследствие отсутствия подвижных элементов.

Применение данных сенсоров возможно в приборах для измерения температуры, давления, а также для линейных измерений.

К настоящему времени на основе радиационно-стойких ОВ-сенсоров разработана система ИПО-45 для измерения искривления графитовой кладки реакторов РБМК-1000. Система сертифицирована как средство измерений, имеет аттестованную методику измерений, внедрена и используется на Ленинградской и Курской АЭС.

В настоящее время разработана, прошла приемочные испытания и находится в опытной эксплуатации на АЭС система ИКС-49, предназначенная для измерения искривления графитовой кладки без выгрузки ТВС из реактора. Измерения проводятся через отверстие диаметром 6 мм в несущей трубе ТВС (сб. 49).

Внедрение системы ИКС-49 позволит выполнять измерения для оценки степени деформации активной зоны РБМК-1000 без затрат времени на извлечение и последующую загрузку топлива, что существенно ускорит диагностику РУ.

Описанные системы работают в условиях остановленного реактора в период ремонта.

В настоящее время ведутся работы по созданию системы, работающей в активной зоне реактора при работе на мощности.

Отличия условий эксплуатации такой системы от уже существующих:

- высокие температуры (до 400 °С, с учетом радиационного разогрева);
- высокие нейтронные поля (в центре ТВС).

Данная система позволит выполнять периодический контроль процесса искривления активной зоны при работе реактора на мощности, что повысит безопасность эксплуатации РУ, даст необходимые знания о динамике изменения искривлений, позволит более полно использовать остаточный ресурс РУ до достижения предельных значений искривлений.

Нейтронно-физические характеристики РБМК-1000 при изменении свойств графитовой кладки

Дружинин В.Е., Зинаков Д.Л., Лысов Д.А., Немиров А.С., Плеханов Р.В., Шмонин Ю.В., АО «ВНИИАЭС»

В настоящее время для РБМК-1000 разработана и опробована технология восстановления ресурсных характеристик графитовой кладки,

основанная на резке и калибровке графитовых блоков, которая позволяет создавать свободное пространство для компенсации деформации графитовых блоков, вызванной их радиационным повреждением, и обеспечивает снижение прогиба технологических каналов реактора.

Удаление части графитового замедлителя при проведении ремонтных работ, изменение свойств графитовой кладки в результате усадки, а так же изменение диаметров технологических каналов, оказывают влияние на нейтронно-физические характеристики РБМК-1000.

В докладе описана методика учета изменений свойств графитовой кладки и диаметров технологических каналов при проведении расчетов нейтронно-физических характеристик по инженерным и прецизионным расчетным кодам и представлены результаты их верификации.

Приведены результаты расчетных исследований изменения нейтронно-физических характеристики в условиях поэтапного ремонта графитовой кладки и возможности их поддержания в установленных пределах за счет изменения состава загрузки активных зон РБМК-1000.

Результаты расчетов нейтронно-физических характеристик сопоставлены с результатами измерений на энергоблоках Курской АЭС и Ленинградской АЭС, подтвердивших возможность поддержания нейтронно-физических характеристик в установленных пределах после проведения первого и второго этапа работ по восстановлению ресурсных характеристик графитовой кладки.

На основании опыта подготовки обоснований ядерной безопасности при проведении ремонтных работ и расчетных оценок изменения нейтронно-физических характеристик в зависимости от количества ремонтируемых ячеек сформулированы предложения по объемам измерений нейтронно-физических характеристик, достаточным для обоснования ядерной безопасности при эксплуатации.

Прецизионные расчеты нейтронно-физических характеристик реакторов РБМК-1000 методом Монте-Карло

Ашмов Ю.В., Давыдов В.К., Жирнов А.Д., Рождественский И.М., Сахарова Т.Ю., Юферева В.А., АО «НИКИЭТ»

Прецизионные расчеты нейтронно-физических характеристик выполняются с использованием ПС MSU-RBMK, разработанного в НИЦ «Курчатовский институт» на базе модулей пакета MSU. В прецизионных расчетах реакторов РБМК-1000 расчетная модель максимально приближена к реальному состоянию реактора с детальным описанием конструкции и материального состава элементов активной зоны, отражателей и других конструктивных элементов реакторной установки. Модель позволяет учитывать формоизменение графитовой

кладки, каналных труб и других элементов активной зоны и отражателя, обусловленное воздействием нейтронного облучения. Подготовка расчетной модели выполняется для конкретного состояния реактора РБМК-1000 на физических и энергетических уровнях мощности с использованием платформы интегрированных кодов GENIFER. При подготовке расчетной модели используются базы данных ИИС «Скала-микро» и результаты предварительных нейтронно-теплогидравлических расчетов аттестованного программного комплекса SADCО.

Прецизионные нейтронно-физические расчеты реакторов РБМК-1000 основаны на решении газо-кинетического уравнения переноса нейтронов методом статистических испытаний (метод Монте-Карло) с непрерывным описанием энергии нейтрона. Моделируются процессы генерации, поглощения, резонансного взаимодействия, рассеяния, термализации и утечки нейтронов, в которых используются данные, подготовленные на основе файлов оцененных нейтронных данных.

Прецизионные расчеты ПС МСУ-РБМК используются для расчетного контроля нейтронно-физических характеристик и диагностики состояний реакторов РБМК-1000, оценки и обоснования безопасной эксплуатации реакторов РБМК-1000, включая обоснование безопасности ремонтно-восстановительных работ. Прецизионные расчеты используются для анализа состояний с нарушением условий нормальной эксплуатации, проектных и запроектных аварий, включая тяжелые аварии с разрушением элементов активной зоны и реактора.

Верификация ПС МСУ-РБМК проведена по экспериментальным результатам, полученным на физических и энергетических уровнях мощности на энергоблоках Курской, Ленинградской и Смоленской АЭС. Результаты верификационных исследований подтверждают точность прецизионных расчетов. Например, среднеквадратическая погрешность расчета основного функционала – коэффициента размножения нейтронов ($K_{эф}$) для физических и энергетических уровней мощности составляет 0,15 %, что в 1,5 – 4 раза меньше, чем аналогичная погрешность расчета, заявленная в аттестационных паспортах диффузионных кодов SADCО, ТРОЙКА, STEPAN. Запланированные работы позволят провести экспертизу и выполнить аттестацию ПС МСУ-РБМК, расширить объем верификации и область применения ПС МСУ-РБМК.

Анализ соответствия результатов измерений нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик блоков РБМК-1000 после проведения работ по восстановлению ресурсных характеристик графитовой кладки прогнозным расчетам

Даничева И.А., Хренников Н.Н.

ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва

В процессе начавшегося на энергоблоках РБМК-1000 массового формоизменения графитовой кладки авторами выполнялись прогнозные оценки изменения нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик реакторов после проведения работ по восстановлению ресурсных характеристик графитовой кладки. В прогнозных оценках учитывался тот факт, что ремонт графитовой кладки сопровождается потерей части массы графита кладки. Ранние расчетные оценки были выполнены для предельных случаев: при потере 8% и 12% общей массы графита кладки.

Однако реальные потери графита даже для энергоблока № 1 Ленинградской АЭС после завершения 2-го этапа ремонта кладки пока еще далеки от предельных. Результаты измерений, проведенных после завершения очередного этапа ремонта, позволяют оценить корректность прогнозных оценок тенденций изменения нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик.

В настоящей работе анализ проведен для энергоблоков первой очереди Ленинградской и Курской АЭС. При проведении расчетных оценок использовался компьютерный код улучшенной оценки BARS. Верификация расчетной модели для современных нагрузок РБМК-1000 проводилась по результатам сканирования полей энерговыделения на энергоблоках РБМК-1000 Ленинградской АЭС в 2012-2015 гг.

С результатами измерений, выполненных на энергоблоках первой очереди Ленинградской и Курской АЭС после завершения очередного этапа ремонтных работ по восстановлению графитовой кладки, сравнивались ранее прогнозируемые и текущие расчеты нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик реакторов.

Анализ опыта эксплуатации реактора БН-600 в период с 2010 года и достигнутый уровень надежности оборудования

Б.А. Васильев, А.И. Староверов, И.А. Былов, М.Р. Фаракин, А.В. Керекеша

АО «ОКБМ им. И.И.Африкантова», г. Нижний Новгород

Энергоблок Белоярской АЭС с реактором БН-600 был введен в эксплуатацию в апреле 1980 г. и успешно эксплуатируется уже на протяжении более чем трех десятилетий.

Проектный срок эксплуатации энергоблока истек в 2010 г., поэтому, принимая во внимание продемонстрированные им высокие показатели надежности, в 2001 г. начались работы по продлению срока его эксплуатации до 2025 г.

При этом был проведен комплекс работ по обследованию технического состояния оборудования энергоблока и выполнено расчетное обоснование эксплуатации реактора до 2025 г. В результате надзорным органом была выдана лицензия на продление эксплуатации до 2020 г.

В период 2010-2015 гг. энергоблоком №3 Белоярской АЭС с реактором БН-600 произведено $25,608 \cdot 10^9$ кВт·ч электроэнергии.

В продленный период эксплуатации 2010 - 2015 г. достигнуты следующие основные показатели надежности и безотказности:

- коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) энергоблока составил 81,16 %, что выше среднего значения КИУМ БН-600 на интервале 1983 – 2010 гг. 74,55 %, и сопоставимо с КИУМ действующих в России реакторов типа ВВЭР в указанный период;
- аварийных остановов реактора БН-600 при работе на энергетических уровнях мощности не было;
- радиационная обстановка на Белоярской АЭС и в контролируемых зонах соответствовала нормальной эксплуатации АЭС.

В составе реакторной установки энергоблока №3 эксплуатируется основное оборудование, разработанное ОКБМ:

- корпус реактора и внутриреакторное оборудование;
- активная зона;
- исполнительные механизмы системы управления и защиты (СУЗ);
- подвески ионизационных камер и механизмы перемещения счетчиков СУЗ;
- главные циркуляционные насосы (ГЦН) первого и второго контуров;
- обратный клапан ГЦН первого контура с гидроприводом;
- промежуточный теплообменник (первого-второго контуров);
- фильтр-ловушки и рекуператоры систем очистки натрия первого, второго контуров и барабана отработавших сборок;
- воздушный теплообменник системы аварийного расхолаживания (САРХ-ВТО).

В 2010-2015 гг. оборудование реакторной установки (РУ) БН-600 в целом функционировало на требуемом уровне. Производилась плановая замена выработавшего свой ресурс оборудования. Текущий и капитальный ремонт в соответствии с графиком.

В 2010–2015 гг. энергоблок работал с активной зоной третьей модернизации 01М2 в течение 58–70 микрокампаний, при этом нарушений работоспособности сборок активной зоны, эксплуатационных пределов и пределов безопасной эксплуатации не происходило.

В целом, эксплуатация продемонстрировала высокий уровень надежности и безопасности оборудования РУ БН-600, обоснованность продления срока его эксплуатации.

Отмечается повышение эксплуатационных показателей энергоблока за счет продления длительности микрокампаний и сокращения плановых остановов реактора.

В настоящее время ведутся работы по продлению срока эксплуатации до 60 лет (до 2040 г.).

Применение кодов улучшенной оценки для независимой экспертизы обоснований безопасности реакторов на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем

Даничева И.А., Иванов В.С., Хренников Н.Н.

ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва

В.М. Малофеев

Российский научный центр «Курчатовский институт»

Реакторы на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (типа БН) эксплуатируются в нашей стране более 30 лет. Несмотря на то, что экспертиза обоснований безопасности этих реакторов в рамках процесса лицензирования имеет богатый опыт, ФБУ «НТЦ ЯРБ», как организации научно-технической поддержки регулирующего органа (Ростехнадзора), не обладало полноценным расчетным инструментарием для независимой оценки безопасности реакторов этого типа в стационарных и переходных режимах. Экспертиза основывалась исключительно на консервативных оценках.

В последнее время, благодаря сотрудничеству со специалистами ГРС (Германия), в ФБУ «НТЦ ЯРБ» стали доступны и развиваются нейтронно-физические и теплогидравлические коды для расчета реакторов на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем. Побудительным мотивом активизации такой деятельности явилась необходимость лицензионного сопровождения введенного в опытно-промышленную эксплуатацию энергоблока № 4 Белоярской АЭС с реакторной установкой БН-800. Более того, ближайшая перспектива лицензирования реакторной установки БН-1200, относящегося к реакторам т.н. Поколения-IV, а также реакторных установок БРЕСТ-

ОД-300 и СВБР-100 со свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителем требует от организации научно-технической поддержки регулирующего органа применения современных кодов улучшенной оценки для независимого анализа различных режимов эксплуатации таких установок.

Следует отметить, что за рубежом также интенсивно ведутся работы по созданию демонстрационных реакторных установок Поколения-IV с жидкометаллическим теплоносителем (PRISM в США, MYRRHA в Бельгии, Европейский реактор ALFRED, сооружение которого планируется в Румынии, французский демонстрационный реактор ASTRID, создаваемый в консорциуме с американскими и западноевропейскими партнерами и др.)

Имеющийся опыт верификации расчетных кодов на отечественных критических сборках БФС, а также создание новых расчетных бенчмарков за рубежом, позволяют проводить верификацию кодов, в том числе, улучшенной оценки, на современном уровне.

В данной работе приведены результаты верификации стохастических кодов SCALE и SERPENT, а также двух детерминистских кодов DYN3D и BARS применительно к системам с натриевым теплоносителем.

Направление **ТЕХНИЧЕСКОЕ ОБСЛУЖИВАНИЕ, РЕМОНТ И МОНТАЖ ОБОРУДОВАНИЯ АЭС**

Организация и выполнение ПСР проектов ВРХ энергоблоков Курской АЭС

Мезенцев А.В.

Филиала АО «Концерн Росэнергоатом «Курская атомная станция»

1. Реализация ПСР проекта по ВРХ РУ энергоблока №2 Курской АЭС в 2013-2014 годах.

- первичный анализ текущего состояния;
- проблемы;
- решения;
- итоги.

2. Реализация ПСР проекта по ВРХ РУ энергоблока №1 Курской АЭС в 2015-2016 годах.

- первичный анализ текущего состояния;
- проблемы;
- решения;
- итоги.

3. Сравнительный анализ.
- темпы выполнения работ;
 - затраты.

ПСР-Предприятие Смоленская АЭС. Задачи, проблемы, итоги

Апутин В.М., Прокопец В.Л.

Смоленская АЭС

Смоленская АЭС в 2015 году вошла в число 10 предприятий Росатома, где развернута стратегия по созданию образцового ПСР-предприятия, на котором производственные процессы по основным видам продукции и ключевые бизнес-процессы ориентированы на создание ценностей и соответствуют основным критериям образцовых ПСР-потоков, обеспечивают достижение бизнес-целей посредством безопасности, качества, производительности, затрат и корпоративной культуры.

Задача – превратить поиск и устранение потерь во внутреннюю потребность каждого человека.

Цель – с помощью современных подходов и принципов двигать вверх уровень безопасности, качества и эффективности, влиять на себестоимость вырабатываемой электроэнергии и производительность труда, повышать благополучие коллектива, создавать возможности для профессионального развития и карьерного роста.

Суть – внедрение многоуровневого проектного управления по всему производственному фронту.

При реализации программы используется проектный менеджмент, признанный максимально эффективным инструментом достижения результатов.

Повышая безопасность и качество, мы поднимаем уровень КИУМ и решаем главную производственную задачу – вырабатываем необходимый объем электроэнергии. Устраняя потери в ремонтных операциях, в системе отчетности, на складах, снижаем затраты, повышаем эффективность процессов, тем самым повышая безопасность.

Роль руководителя в развитии ПСР – ключевая, без вовлечения первого лица предприятия, первого лица подразделения невозможно вовлечение остального персонала.

Один из принципов ПСР – будь примером для коллег, на своем рабочем месте покажи пример реализации ПСР-подхода, бережливого мышления, и это окажет влияние на вовлечение всего персонала.

За статус «ПСР-лидер» соревновались 10 предприятий. По итогам развивающих партнерских проверок его подтвердили 7 из 10, в том числе Смоленская АЭС.

В 2016 году перед Смоленской АЭС стоят еще более амбициозные цели, ведь не сложно стать лидером, сложно лидерство удержать. Смоленская АЭС должна укрепить заслуженный статус, несмотря на жесткую конкуренцию: как известно, еще 13 предприятий вступили в борьбу за звание лучших.

Главным направлением развития ПСР на 2016г. является использование ПСР-проектов как инструмента для достижения бизнес - целей САЭС и развитие культуры бережливого производства и системы непрерывного совершенствования.

Перед ПСР-лидером в 2016 году стоят, прямо скажем, амбициозные задачи: выработать 23,250 млрд кВт • часов электроэнергии, относительно 2013 года снизить себестоимость продукции на 16%, условно-постоянные затраты – на 20%, объем складских запасов – на 23%. Инструменты – реализация ПСР-проектов, оптимизация всех направлений деятельности и массовая подача предложений по улучшениям.

Для воплощения в жизнь всех замыслов необходим максимум горячих сторонников производственной системы Росатома, вовлеченных и зараженных идеей развиваться дальше.

Оптимизация технологических операций по замене конденсатора ПТУ-14 энергоблока №5 Нововоронежской АЭС

Залозный А.В.

Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» Нововоронежская АЭС

- 1 Назначение.
- 2 Расположение, размеры, количество.
- 3 Проблемы при эксплуатации конденсаторов турбин К-1000-60/1500.
- 4 Корректирующие мероприятия.
- 5 Замена конденсатора ПТУ-14 в 2015г., с учётом опыта замены конденсатора ПТУ-13 в 2014г.

Организация подготовки реакторной установки РБМК-1000 к восстановлению ресурсных характеристик энергоблоков Курской АЭС с последующим восстановлением штатной схемы

Жилин И.С.

*«Курскатомэнергоремонт» — филиал АО «Атомэнергоремонт»,
г. Курчатов*

На энергоблоках АЭС первого поколения с реакторами РБМК было зафиксировано ускоренное развитие процесса формоизменения

графитовой кладки и искривления каналов реактора в результате радиационно-термического повреждения структуры графита.

Для решения задач по эффективному устранению процесса деформирования графитовой кладки и повреждения структуры графита была разработана и реализована технология восстановления ресурсных характеристик графитовой кладки методом продольной резки ограниченного количества графитовых колонн.

С целью реализации данной технологии необходимо выполнить следующие операции:

- Подготовка РУ РБМК-1000 к ВРХ с последующим восстановлением штатной схемы;
- Непосредственно выполнение операций по восстановлению ресурсных характеристик реакторной установки РБМК-1000 (измерение стрел прогибов, осмотр графитовой колонны, продольная резка графитовых блоков с удалением продуктов резки, выполнение контроля, силовое воздействие на ячейки, измерение стрел прогибов, калибровка фрагментированной ГК).

Подготовка РУ РБМК-1000 к ВРХ с последующим восстановлением штатной схемы включает в себя следующие основные операции:

- Подготовительные работы;
- Демонтаж обоймы верхнего тракта;
- Демонтаж калача;
- Демонтаж технологического канала;
- Калибровка графитовой кладки;
- Восстановление компенсирующей способности ТСТ;
- Монтаж технологического канала;
- Монтаж калача;
- Монтаж обоймы верхнего тракта;
- Подготовка реактора к эксплуатации.

Одним из важных аспектов достижения результатов работ по восстановлению ресурсных характеристик является оптимизация технологических процессов с применением производственной системы «Росатома».

Нанесение защитного покрытия на внутреннюю поверхность корпуса ЦВД

Гагарин И.А.

АО «Атомэнергоремонт», г. Мытищи

В процессе эксплуатации на внутренней поверхности корпусов ЦВД влажно-паровых турбин образуются дефекты основного металла в виде эрозионных размывов. Выполнение ремонта путём зачистки и

наплавки мест размывов для восстановления толщины и внутренней геометрии корпуса, не в полной мере решает проблему эрозионного износа металла, и в процессе дальнейшей эксплуатации появляются повторные дефекты, приводящие к критическому утонению корпуса ЦВД и даже к сквозным промыслам.

Одним из решений проблемы эрозионного износа металла внутренней поверхности корпуса ЦВД, с учётом продления срока службы и обеспечения надёжной и эффективной эксплуатации турбоагрегатов, является внедрение технологии нанесения защитного покрытия, успешно применённая на всех корпусах ЦВД Кольской АЭС (2007–2012 гг.) и на пяти корпусах ЦВД Курской АЭС (2011–2014 гг.).

Работы по нанесению защитного покрытия на поверхность корпуса ЦВД выполняются в два этапа:

1. Ремонт корпуса ЦВД и подготовка поверхности корпуса под нанесение защитного покрытия.

2. Нанесение защитного покрытия.

К 1-му этапу относятся следующие работы, которые могут выполняться как последовательно, так и параллельно:

- ремонт корпуса ЦВД - в соответствии с требованиями НТД на капитальный ремонт;
- подготовка внутренней поверхности корпуса ЦВД — в соответствии с «Технологической инструкцией по нанесению защитного покрытия».

Ко 2-му этапу относятся работы непосредственно по нанесению защитного покрытия.

В дополнение к работам по нанесению защитного покрытия на ЦВД, специалисты АО «Атомэнергоремонт» расширили диапазон и выполняют нанесение защитного покрытия и на другом основном и вспомогательном оборудовании турбинного цеха (на Кольской АЭС), подверженном эрозионному износу, а именно:

- подогреватели низкого давления ПНД-4,5 в районе патрубка входа греющего пара площадью 9 м²;
- сепараторы-пароперегреватели СПП, камеры подвода греющего пара к 1 и 2 ступеням площадью 3 м²;
- корпуса клапанов обратных КОС-600 площадью 5 м²;
- вертикальные участки холодных ресиверов площадью 36 м²;
- плёночные сепараторы площадью 18 м²;
- патрубки подвода греющего пара на подогреватели высокого давления ПВД-6,7,8 площадью 1 м²;
- восстановление геометрических размеров штоков, валов, шпинделей.

Обслуживание и ремонт элементов атомных станций по техническому состоянию. Концепция

Гуринович В.Д., Янченко Ю.А.

АО «ВНИИАЭС»

Атомная станция представляет собой технически сложный объект. Каждый энергоблок включает ядерный реактор, оборудование реакторной и паротурбинной установок, сотни насосов, десятки тысяч единиц арматуры, тысячи километров кабелей, большое количество трубопроводов, электротехнического оборудования, контрольно-измерительных приборов и других элементов, объединенных в системы, выполняющие технологические функции по производству и передаче тепловой и электрической энергии, а также функции обеспечения безопасности - ядерной, радиационной, пожарной и технической. Все элементы АС, включая здания и сооружения, подземные коммуникации и прочее, требуют постоянного мониторинга и управления техническим состоянием, предполагающего своевременное проведение обслуживания и ремонта – эффективного управления стоимостью владения объектами атомной станции. Это обуславливает необходимость применения современных подходов к управлению жизненным циклом элементов АС на всех этапах с использованием методологии системной инженерии для проработки вопросов обслуживания и ремонта от проектирования АС и конструирования оборудования до вывода энергоблоков из эксплуатации.

Применяемый на отечественных АС подход, в основу которого положено выполнение планового ремонта, удобен с точки зрения перспективного и текущего планирования, подготовки ремонта - имеется возможность своевременной поставки запасных частей и материалов, проведения конкурсных процедур по выбору исполнителей работ и т.д. В то же время он обладает рядом недостатков. В первую очередь - это избыточность объемов выполняемых работ, следствием которой являются неоправданные издержки трудовых, временных и финансовых ресурсов, снижающие технико-экономические показатели работы атомных станций. Поэтому перспективной является стратегия обслуживания и ремонта элементов АС по техническому состоянию, которая принципиально реализуется по двум основным направлениям, базирующимся на:

- постоянном или периодическом наблюдении, контроле с частичной или полной разборкой, мониторинге, испытаниях, проверках элементов, анализе полученных данных, их оценке и прогнозировании;
- количественном анализе надежности элементов и систем.

Эффективным является совместное применение указанных подходов.

В докладе рассмотрены организационные и технические улучшения, опирающиеся на лучшие зарубежные практики в области обслуживания и ремонта с учетом требований основных федеральных норм и правил по безопасности (НП-001-15, НП-010-98, НП-044-03, НП-068-05, НП-089-15 и др.), требованиях EUR, документов INPO, IAEA и WANO. Представлен также краткий анализ организации обслуживания и ремонта зарубежных и отечественных атомных станций, сформулированы цели концепции обслуживания и ремонта элементов АС по техническому состоянию, ключевые направления их достижения и существующие ограничения.

Реализация концепции позволит в определенной степени оптимизировать бизнес-процессы обслуживания и ремонта элементов АС на основе критерия «безопасность—надежность—экономическая эффективность», повысить конкурентоспособность российских проектов АС на внешнем рынке за счет более полного удовлетворения современных требований к организации обслуживания и ремонта атомных станций.

О состоянии и перспективах условий эксплуатации аустенитных трубопроводов Ду300 на АЭС с РУ РБМК-1000

Бабкин Л.Б., Осипова Т.А., Тарасов А.В.
АО «ВНИИАЭС»

В докладе представлены основные результаты применения технологий по предотвращению образования и развития процесса межкристаллитного коррозионного растрескивания под напряжением (МКРПН) в околошовных зонах сварных соединений аустенитных трубопроводов Ду300 (СС Ду300) на АЭС с РУ РБМК-1000.

Учитывая, что наибольшее развитие на АЭС с РУ РБМК-1000 в качестве контрмеры против процесса МКРПН в СС Ду300 получила технология механического перераспределения остаточных сварочных напряжений (технология MSIP), в докладе рассмотрены перспективы изменений условий эксплуатации СС Ду300 после применения технологии MSIP, включая расширение области внедрения технологии.

Результаты анализа применения технологии MSIP для СС Ду300 в помещениях энергоблоков АЭС с РУ РБМК-1000 подтверждают снижение уровня дефектности в СС Ду300 типа «труба — труба» в процессе эксплуатации за счет прекращения действия механизма МКРПН в околошовных зонах на внутренней поверхности трубопроводов при преобразовании растягивающих остаточных сварочных напряжений в сжимающие.

В настоящее время более чем девять тысяч семьсот единиц СС Ду300 (что составляет почти 60% от всех СС Ду300) после применения технологии MSIP эксплуатируется в отсутствии причин образования

и развития трещин МКРПН, что является основанием снижения объемов неразрушающего дефектоскопического контроля, как правило, ультразвукового, и увеличением периодичности контроля для таких СС Ду300.

По мнению авторов, выполненные к настоящему времени расчетно-экспериментальные работы по обоснованию применения технологии MSIP для СС Ду300 типа «труба – патрубок» в совокупности с практикой применения УЗК, подтверждают необходимость внедрения технологии MSIP в качестве эффективной меры по предотвращению образования и развития трещин МКРПН для подобных СС, при этом не требуется дополнительных затрат и издержек по сравнению с применением технологии MSIP для СС Ду300 типа «труба – труба».

Следует отметить, что стоимость работ и мероприятий, связанных с обеспечением выполнения ультразвукового контроля СС Ду300 на всех энергоблоках АЭС с РУ РБМК-1000 приближается к 70 миллионам рублей в год.

В заключительной части доклада представлены рекомендации по внедрению результатов применения технологии MSIP, направленных как на бездефектную эксплуатацию аустенитных трубопроводов Ду300 в помещениях энергоблоков АЭС с РУ РБМК-1000, так и на значительное сокращение материальных затрат, а также дозовых нагрузок на персонал при выполнении эксплуатационного неразрушающего контроля СС Ду300.

Оценка радиационной стойкости и прочностных характеристик материалов BELZONA для возможности их применения в ремонтах оборудования 2-го класса безопасности: баков, бассейнов выдержки, маслоохладителей и другого оборудования атомных станций

*Макеева Е.А., Вульфович И.А., Багиров И.Э.
ЗАО «Парма-Сервис», Москва*

*Семериков В.Б., Голосов О.А., Бахтина Е.А.
АО «Институт реакторных материалов», г. Заречный*

Практика эксплуатации оборудования 2-го класса безопасности: баков, бассейнов выдержки, маслоохладителей и другого оборудования атомных станций показывает что, несмотря на постоянный контроль его состояния, оборудование подвергается коррозионному износу и имеет дефекты разного размера, снижающие его надежность и ухудшающие безопасность его эксплуатации.

Для решения проблем устранения дефектов и ремонта оборудования целесообразно применять пастообразные полимерные ком-

позиционные материалы (ПКМ) холодного отверждения BELZONA 1111 и 1611. А для антикоррозионной защиты оборудования атомных станций - жидкий ПКМ BELZONA 5811, стойкий к коррозии, эрозии, механическим воздействиям и химическим реагентам.

Для обоснования применения ПКМ BELZONA для ремонта оборудования 2-го класса безопасности: баков, бассейнов выдержки, маслоохладителей и другого оборудования атомных станций в условиях ионизирующего излучения проведены испытания в АО «Институт реакторных материалов» (АО «ИРМ») в водной среде в поле γ -излучения до набора поглощенных доз ~ 100 , ~ 500 , ~ 800 и ~ 1000 Мрад.

Полученные результаты испытаний ПКМ BELZONA 1111 и 1611 в поле γ -излучения по показателям радиационной стойкости: прочности на отрыв и прочности на сжатие удовлетворяет арбитражным критериям радиационной стойкости по ГОСТ 25645.331-91 и ГОСТ Р 51102-97, что свидетельствует о сохранении работоспособности по этим показателям материалов 1111 и 1611 после набора поглощенной дозы радиации в 500 Мрад.

Полученные результаты позволяют применить материалы BELZONA 1111 и BELZONA 1611 в условиях ионизирующего излучения для ремонта бассейнов выдержки и баков радиоактивных отходов.

Испытания на адгезионную прочность показали, что ПКМ BELZONA 5811 сохраняет её допустимые значения до поглощенной дозы в поле γ -излучения 1075 Мрад.

Полученные результаты позволяют применить материал 5811 в условиях ионизирующего излучения для антикоррозионной защиты оборудования атомных станций от коррозии, эрозии, агрессивного воздействия химических реагентов в пределах, подтвержденных в испытаниях значений поглощенных доз излучения.

Ключевые слова: полимерный композиционный материал холодного отверждения, BELZONA, радиационная стойкость в воде в поле гамма-излучения, поглощенная доза, вздутия, адгезия, адгезионная прочность на отрыв, работоспособность ремонтных паст и защитных покрытий.

Выбор лакокрасочных материалов для противокоррозионной защиты теплообменного оборудования АЭС

Кошкаргов А.А., Благой В.Е.
ООО «БАЙТ», Севастополь

Введение

Условия эксплуатации теплообменного оборудования (ТОО) АЭС: определяют вполне конкретный набор свойств, которыми должны

обладать ЛКМ и образующиеся ЛКП для обеспечения надежной и длительной эксплуатации.

Основные свойства лакокрасочных материалов

Химические свойства: содержание основного вещества, содержание отдельных компонентов, содержание летучих и нелетучих веществ, водорастворимых солей, воды, золы и др., кислотное число, pH и др.

Физико-химические свойства: плотность, вязкость, тиксотропность, продолжительность высыхания (отверждения), укрывистость

Малярно-технические свойства: степень перетира, наносимость, стекаемость, сорность и др.

Свойства лакокрасочных покрытий

Физико-механические свойства: адгезия, твердость, эластичность, прочность при растяжении и изгибе, ударная прочность, износостойкость.

Защитные свойства: устойчивость к атмосферным воздействиям, стойкость к перепаду температур, светостойкость, термо-, морозо-, тропикостойкость.

Химические свойства: стойкость к действию кислот, щелочей, агрессивных газов, воды, масла, бензина, мыльного раствора, эмульсий и прочих химических реагентов.

Малярно-технические и декоративные свойства: способность шлифоваться и полироваться, цвет, внешний вид, блески т.д.

Подготовка поверхности перед нанесением ЛКМ

Современные методы обработки защищаемых поверхностей

Контроль качества и соблюдение технологии нанесения ЛКП

Учет внешних и внутренних факторов

Заключение.

Предварительный анализ свойств приводит к конкретному выбору и положительному опыту применения.

Информационное, диагностическое и технологическое сопровождение ремонтных кампаний АЭС

Никифоров В.Н., Подрезов Н.Н., Пугачева О.Ю.

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ»,

НИИ Атомного энергетического машиностроения

Волгодонского инженерно-технического института – филиала

федерального государственного автономного образовательного

учреждения высшего профессионального образования «Национальный

исследовательский ядерный университет «МИФИ»

Работы по информационному, диагностическому и технологическому сопровождению ремонтных кампаний АЭС специалистами

НИИ АЭМ, г. Волгодонск, осуществляются, начиная с 1981 года по настоящее время. С 2000 года начато формирование информационных баз данных результатов диагностического и технологического сопровождения ремонтных кампаний эксплуатируемых энергоблоков АЭС.

1. Диагностическое сопровождение осуществляется с целью:

- поддержания эксплуатационной надежности и безопасности оборудования АЭС путем своевременного выявления изменений в техническом состоянии эксплуатируемого электроприводного оборудования и трубопроводной арматуры АЭС (ЭПА) с использованием методов и средств оперативной технической диагностики;
- оптимизации сроков, видов проводимых ремонтов и затрат на проведение ремонтных кампаний.

2. Технологическое сопровождение осуществляется с целью повышения качества проведения ремонтных кампаний путем своевременного обеспечения службы ремонта технологической ремонтной документацией.

3. В процессе диагностического сопровождения решаются задачи:

- поиск дефектов, оценка технического состояния электроприводного оборудования (машина перегрузочная, насосы, вентагрегаты) и ЭПА;
- экспресс-анализ исходной диагностической информации, сравнительный анализ предшествующих результатов диагностических обследований, составление (заполнение) диагностических паспортов с использованием интерактивных баз данных об эксплуатируемом оборудовании.

4. Информационное, диагностическое и технологическое сопровождение ремонтных кампаний АЭС позволяет:

- повысить эффективность планирования технического обслуживания и ремонта эксплуатируемого оборудования АЭС;
- выработать технически обоснованные рекомендации по корректировке межремонтных периодов;
- осуществлять диагностическую паспортизацию как эксплуатируемого оборудования, так и целого ряда технологических процессов (например, таких как «Перегрузка ядерного топлива АЭС с РУ, типа ВВЭР, осуществляемая с помощью машин перегрузочных»).

Эндоскопирование проточной части турбин АЭС

Лукин В.А., Новиков А.В.

АО «ВНИИАЭС»

В настоящей статье представлены результаты применения программно-технического комплекса (ПТК) для эндоскопирования проточной части цилиндров турбин АЭС.

Периодический осмотр и контроль за изменением состояния лопаточного аппарата последних ступеней роторов турбин АЭС с помощью ПТК позволяет выявить:

- повреждения бандажных связей рабочих лопаток,
- эрозионный износ выходных кромок рабочих лопаток, стяжек в выхлопной части ЦВД,
- целостность надбандажных уплотнений,
- размывы сопряжений обойм и диафрагм с цилиндром,
- наличие посторонних предметов в результате частичного повреждения.

Приёмочные испытания ПТК в ППР-2011 на турбине 4-го блока Нововоронежской АЭС и в ППР-2015 на турбине 2-го блока Калининской АЭС выявили необходимость выполнения комплекса дополнительных работ по повышению эффективности и снижению трудоёмкости эндоскопирования.

Установлена необходимость и возможность автоматизирования процесса эндоскопирования проточной части турбин, определены пути её реализации.

Внедрение комплексов и автоматизация процесса эндоскопирования позволяет освоить новую технологию контроля технического состояния лопаточного аппарата последних ступеней и начать переход на реализацию системы ремонта турбин АЭС по техническому состоянию.

Аспекты применения информационной модели при эксплуатации, техническом обслуживании, ремонте и монтаже оборудования АЭС

Шкарин А.В.

АО «НЕОЛАНТ», Москва

В настоящее время на большинстве АЭС созданы информационные модели для целей вывода из эксплуатации. Структура данных таких моделей охватывает все основное технологическое оборудование станции. В основном учитываются характеристики объектов, важные для целей подготовки к ВЭ и непосредственно ВЭ: массогабаритные характеристики, физико-химический и радионуклидный состав. Информационная модель также содержит электронный архив документации (проектно-конструкторской, технологической, нормативно-технической и пр.) в привязки к объектам станции, а зачастую двухмерные интерактивные схемы и трехмерные инженерные модели.

Данные информационные модели могут быть использованы в качестве программной и информационной платформы для формирования систем поддержки эксплуатации. Относительно низкие затраты на до-

бавление прикладного функционала и расширения перечня характеристик объектов позволят смежным подразделениям АЭС использовать информационную модель при:

- эксплуатации (проведение обходов и осмотров оборудования с использованием средств мобильной идентификации);
- ТОиР (учет регламентных операций при ТОиР, ведение журналов);
- ремонте (учет проведенных ремонтов в привязке к оборудованию АЭС);
- монтаже (оперативный анализ процесса монтажа/демонтажа оборудования с использованием трехмерной модели).

Подсекция 1.2
**ИНЖЕНЕРНАЯ ПОДДЕРЖКА
ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС**

Направление
**УПРАВЛЕНИЕ РЕСУРСНЫМИ ХАРАКТЕРИСТИКАМИ
ОБОРУДОВАНИЯ И ПРОДЛЕНИЕ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ
ЭНЕРГБЛОКОВ АЭС**

Продление сроков эксплуатации энергоблоков АЭС РФ

Гилев В.А.

АО «Концерн Росэнергоатом»

Продление срока эксплуатации (ПСЭ) действующих энергоблоков АЭС является эффективным направлением вложения финансовых средств в повышение безопасности АЭС и сохранение генерирующих мощностей в энергетике России.

На сегодняшний день во исполнение «Программы деятельности Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» на долгосрочный период (2009–2015 годы)», утвержденной постановлением Правительства Российской Федерации от 20 сентября 2008 г. № 705, в соответствии с требованиями НП-017-2000 «Продление срока эксплуатации» выполнены работы по продлению срока эксплуатации 24 энергоблоков АЭС суммарной установленной мощностью 16 242 МВт и получены новые лицензии на продолжение их эксплуатации. По состоянию на 01.04.2016 год энергоблоками с продленным сроком эксплуатации выработано свыше 600 млрд. кВт*ч.

По результатам реализованного на каждом энергоблоке АЭС комплекса мероприятий по модернизации в соответствии с инвестиционным проектом продления срока эксплуатации обеспечен требуемый уровень безопасности, снижена вероятность повреждения активной зоны. Примеры повышения безопасности действующих блоков при продлении срока эксплуатации представлены в табл. 1.

Продление сроков эксплуатации энергоблоков АЭС с безусловным обеспечением требований по безопасности предусмотрено в Государственной программе Российской Федерации «Развитие атомного энергопромышленного комплекса», утвержденной постановлением Правительства РФ от 02.06.2014 № 506-12.

Таблица 1

№	Энергоблок/АЭС	Было	Стало
1	5 НВОАЭС	2,24E-04	9,60E-06
2	3 БЕЛАЭС	4,90E-04	3,60E-05
3	3 КОЛАЭС	7,96E-05	8,32E-06
4	4 КОЛАЭС	1, 28E-04	7,46E-06
5	3ЛЕНАЭС	1,98E-04	1,34E-05
6	4ЛЕНАЭС	1,98E-04	8,17E-06
7	1КЛНАЭС	9,06E-05	5,57E-05
8	1БАЛАЭС	4,30E-05	3,80E-05
9	3КУРАЭС	1,83E-04	7,77E-05
10	4КУРАЭС	1,83E-04	8,22E-05
11	1СМОАЭС	1,84E-04	4,41E-05
12	2СМОАЭС	2,45E-04	5,13E-05

В настоящее время ведутся работы по реализации 9 инвестиционных проектов ПСЭ: энергоблоки № 2÷4 Балаковской АЭС, энергоблок № 2 Калининской АЭС, энергоблок № 3 Смоленской АЭС, энергоблоки № 1,2 Кольской АЭС (повторное ПСЭ), энергоблок № 4 Нововоронежской АЭС (повторное ПСЭ).

В 2015 году завершилась реализация инвестиционных проектов по продлению срока эксплуатации на трех энергоблоках. Сохранена генерация электроэнергии установленной мощности 3000 МВт. Ростехнадзором впервые выдана лицензия на эксплуатацию энергоблока №1 Балаковской АЭС сроком на 30 лет дополнительной эксплуатации. С учетом реализации на энергоблоках № 2 Смоленской АЭС, № 4 Курской АЭС программ «глубокой» модернизации оборудования и элементов получены лицензии на эксплуатации на 10 и 15 лет, соответственно.

Результаты продления сроков эксплуатации энергоблоков АЭС обеспечивают энергетическую безопасность и социально-экономическую стабильность в стране за счет обеспечения минимальной тарифной нагрузки, поддержания энергетического баланса регионов до начала ввода в эксплуатацию новых энергоблоков, сохранения научно-технического и производственного потенциала России.

Продление срока эксплуатации АЭС с ВВЭР-1000

Щекотов А.В.

Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Балаковская атомная станция»

В соответствии с «Программой продления срока эксплуатации действующих энергоблоков АЭС ОАО «Концерн Росэнергоатом» на

2013 – 2023 годы» и в связи с окончанием в 2015 году проектного срока службы энергоблока 1 Балаковской АЭС в 2006 году эксплуатирующей организацией АО «Концерн Росэнергоатом» выпущен Приказ о начале работ по подготовке энергоблока 1 Балаковской АЭС к продлению срока эксплуатации.

На 1 этапе проведения работ по ПСЭ энергоблока 1 выполнено комплексное обследование энергоблока, разработан отчет по анализу безопасности. На их основании разработан «Сводный план мероприятий по подготовке энергоблока №1 Балаковской АЭС к дополнительному сроку эксплуатации» и Инвестиционный проект «Мероприятия по модернизации Балаковской АЭС с целью продления эксплуатационного ресурса энергоблока».

На 2 этапе работ по ПСЭ разработана «Программа подготовки энергоблока 1 Балаковской АЭС к дополнительному сроку эксплуатации». В соответствии с «Программой подготовки...» с 2010 по 2015 год реализованы 98 мероприятий по замене и модернизации оборудования, выполнены мероприятия по обследованию и обоснованию остаточного ресурса оборудования и трубопроводов, зданий и сооружений энергоблока 1. Разработан «Отчет по углубленной оценке безопасности» (ОУОБ).

Все мероприятия реализованы в плановые ремонты энергоблока, без дополнительных остановов, благодаря грамотному перспективному планированию и четкому контролю реализации всех работ.

На основании ОУОБ, выполнения мероприятий по замене и модернизации оборудования, Решений (технических решений) по обоснованию и остаточного ресурса на реакторную установку дополнительный срок службы составляет 30 лет и обоснован до 28.12.2045.

Получена лицензия на дополнительный срок эксплуатации энергоблока №1 Балаковской АЭС до 18 декабря 2045 года.

Продление срока эксплуатации энергоблока №2 ААЭС.

Текущая ситуация. Перспективы

Севицкая Г.А.

ЗАО “ААЭК” (Армянская атомная электростанция)

Армянская АЭС является единственным на Кавказе объектом атомной энергетики и состоит из двух энергоблоков с реакторами типа ВВЭР-440.

Особенность площадки ААЭС – высокая сейсмичность – явилась причиной коренных изменений исходного проекта ВВЭР-440/230 не только в строительной части, но и всей реакторной установки, в связи с чем реактор получил новое обозначение – В-270.

Первый энергоблок Армянской АЭС был введен в эксплуатацию в декабре 1976 г., второй – в январе 1980 г. После разрушительного Спитакского землетрясения 1988 года, на фоне общественного неприятия атомной энергетики после Чернобыльской катастрофы оба энергоблока Армянской АЭС были остановлены в начале 1989 года.

После распада СССР, обострение геополитической ситуации в регионе и отсутствие у Армении собственных природных энергоносителей привели к жесточайшему энергетическому и экономическому кризису, что наглядно продемонстрировало особую важность и стратегическую значимость Армянской АЭС, единственно способной обеспечить энергетическую независимость и безопасность Республики Армения.

Возобновление эксплуатации энергоблока №2 ААЭС в ноябре 1995 года положило конец кризису и вернуло жизнь в Армении в нормальное русло.

Армянская АЭС, как производитель наиболее дешевой электроэнергии, выполняет и важнейшую социальную функцию – регулирование и удержание в приемлемых пределах потребительской стоимости электроэнергии. Поэтому продолжение эксплуатации единственного энергоблока ААЭС за пределами назначенного срока, который исчерпывается в сентябре 2016 года, становится важнейшей задачей.

19-го апреля 2012 года Правительством РА было принято Решение № 461-Ն о продлении проектного срока эксплуатации энергоблока №2 ААЭС.

Для реализации этого Решения 20-го декабря 2014 года Правительствами РА и РФ было подписано Соглашение о сотрудничестве в данной области, а 5-го января 2015 года – Соглашение о предоставлении Армении государственного экспертного кредита.

Компетентными органами, обеспечивающими выполнение Программы продления эксплуатации энергоблока №2 ААЭС назначены ГК “Росатом” и Министерство энергетики и природных ресурсов Армении, Уполномоченными организациями – АО “Русатом Сервис” и ЗАО “ААЭК”.

На текущий момент выполнено Комплексное обследование (более 4500 единиц оборудования, десятки тысяч элементов), разработаны перечни и графики работ и поставок, выполнение которых необходимо для реализации Программы ПСЭ: дополнительное исследование незаменимых и невозстанавливаемых элементов, расчетное обоснование их остаточного ресурса, ремонтное восстановление или замена элементов, исчерпавших ресурс и главное направление – выполнение мероприятий по повышению безопасности энергоблока.

Эти перечни и графики определяют содержание “Инвестиционного Проекта” и “Программы подготовки энергоблока к дополнительному сроку эксплуатации”, реализацию которой необходимо завершить к концу 2019 года.

Выполнение Программы ПСЭ на ААЭС осложняется специфическими особенностями:

- Крайне сжатые сроки (четыре года при общепринятых сроках в десять и более лет).
- Выполнение работ по Программе ПСЭ в условиях нормальной эксплуатации (продолжение производства электроэнергии)
- Необходимость ежегодного (до завершения Программы ПСЭ) обоснования возможности эксплуатации энергоблока в течение предстоящей топливной кампании (до следующего ППР, в рамках которых технически и технологически возможно выполнение модернизаций и замен оборудования).
- Совмещение работ, необходимых для получения лицензии, с работами по восстановлению функциональности энергоблока и повышению эффективности производства электроэнергии.
- Отсутствие в Армении развитой научно-технической базы атомной отрасли, прекращение авторского сопровождения эксплуатации ААЭС со стороны Генерального проектанта (НИАЭП) и Главного конструктора (ОКБ Гидропресс)

Цель и смысл Продления эксплуатации энергоблока АЭС – продолжение безопасного производства электроэнергии в дополнительный период эксплуатации.

Для обеспечения этого постулата должна быть полностью восстановлена функциональность соответствующих систем и оборудования (турбин, генераторов, трансформаторов, СПП, конденсаторов, градирен и др.). С учетом известных проблем Армянской АЭС (отсутствие достаточных инвестиций в последние годы из-за близости исчерпания проектного срока эксплуатации и планируемого останова энергоблока) эти вопросы требуют серьезных усилий и значительных финансовых средств – почти две трети кредитных средств.

Для более ощутимой окупаемости затрат принято решение совместить восстановительные работы с существенной модернизацией этих систем, что позволит вырабатывать дополнительно около 250 млн. кВт*час электроэнергии ежегодно, поступление которого в электрические сети РА в конечном итоге повлияет на снижение потребительских цен электроэнергии, а также стабилизирует финансовое состояние Армянской АЭС.

Оценка и управление старением элементов энергоблока

Потапов В.В.

АО «ВНИИАЭС», Москва

Управление старением элементов энергоблоков АЭС должно выполняться на всех этапах жизненного цикла энергоблока (проектирование, изготовление, монтаж, эксплуатация, продление срока службы и вывод из эксплуатации). На этапе эксплуатации (включая дополнительный срок эксплуатации) цель управления старением – достижение максимальной эффективности при эксплуатации энергоблоков. Положительным итогом УРХ энергоблока является возможность продления срока эксплуатации энергоблока, что позволяет получить дополнительную прибыль без дополнительных вложений на замещение выводимых из эксплуатации мощностей.

Опыт работ по нормативно-техническому обеспечению продления срока эксплуатации имеется в нашей стране и за рубежом: в США, Франции, Канаде, Германии, Великобритании, Японии и др.

Недостатки методов и технологий обеспечения проектного срока эксплуатации требуют дополнительных мероприятий по обеспечению ресурса на этапе эксплуатации. Система этих мероприятий складывалась разрозненно и до настоящего времени не имела единой организационной формы, общепринятой единой методологии, единого научного обеспечения. Это обстоятельство, а также исчерпание назначенного срока службы отдельными блоками АЭС привлекает к проблемам оценки ресурса и управления старением элементов все большее число специалистов как в России, так за рубежом. Наряду с отечественными программами, в МАГАТЭ и ряде зарубежных стран были разработаны и разрабатываются специальные программы управления старением для атомных электростанций: международная программа IGALL (International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL) for Nuclear Power Plants) по накопленному опыту в области старения (МАГАТЭ); программа GALL по оценке старения компонентов на АЭС (США); и другие.

Стандарты по безопасности МАГАТЭ требуют, чтобы для всех конструкций, систем и элементов (КСЭ), важных для безопасности, были определены соответствующие эффекты старения и механизмы деградации, в целях обеспечения возможности конструкций, систем или элементов выполнять необходимую функцию безопасности на протяжении всего срока службы, то есть в области проектирования, изготовления и строительства, ввода в эксплуатацию, эксплуатации и вывода из эксплуатации. Также необходимо принимать во внимание как эффекты старения и механизмы деградации в нормальных усло-

виях эксплуатации, испытаний, планового ремонта, так и состояния элементов в постулируемом иницирующем событии. Необходимо наличие положения по испытаниям, обслуживанию, контролю и инспекции КСЭ, чтобы оценить эффект старения и механизмы деградации, прогнозируемые на этапе проектирования, а также определить непредвиденное поведение или деградацию, которая может возникнуть в процессе эксплуатации. Данные об опыте эксплуатации необходимо собирать и сохранять для использования в качестве исходных данных для управления старением КСЭ.

Систематическое управление старением предусматривает наличие функций безопасности в течение всего срока службы оборудования и вывода из эксплуатации, с учетом изменений, которые происходят с течением времени и использованием. Для этого требуется решение проблемы как физического старения КСЭ, что приводит к ухудшению их эксплуатационных свойств, так и морального старения КСЭ, то есть их устаревание исходя из текущих знаний, норм, правил и технологий. Для эффективного управления старением в течение всего срока службы КСЭ необходимо применять системный подход к управлению старением, который обеспечивает основу для координации всех программ и мероприятий, связанных с пониманием, предотвращением, выявлением, контролем и недопущением эффектов старения КСЭ, в том числе обслуживание, эксплуатационный контроль, испытание и контроль, а также эксплуатацию, программы технической поддержки (в том числе анализ любых эффектов старения и механизмов деградации).

АО «ВНИИАЭС» обладает большим опытом научно-практических работ по управлению старением, накопленным в рамках выполнения работ по продлению срока службы АЭС и представленным в данной статье.

Управление старением элементов на всех стадиях жизненного цикла энергоблока АЭС осуществляется посредством определения технического состояния элементов АЭС с помощью контроля технического состояния (диагностирования), и продления срока службы элементов АЭС путем замены (модернизации) или своевременного проведения технического обслуживания и ремонта (ТОиР).

Контроль старения включает наблюдение и регистрацию параметров, характеризующих изменение свойств объектов, необходимых для выполнения своих функций, и контроль уровня надежности элемента в процессе эксплуатации. К мероприятиям, помогающим осуществлять контроль старения относятся, в частности:

- неразрушающий и разрушающий контроль;
- техническое освидетельствование;

- мониторинг параметров эксплуатации;
- проведение оценки и прогнозирование ресурсных характеристик элементов энергоблоков АЭС.

Обязательному контролю старения подлежат критические элементы АЭС. К критическим элементам относятся элементы, важные для безопасности, целостность и работоспособность которых определяет надежность и срок эксплуатации АЭС в целом, а также элементы, отказ которых может привести к гораздо большим экономическим потерям, чем затраты на их контроль и диагностику. Помимо прочего к ним относятся элементы, замена которых при эксплуатации невозможна или экономически неоправданна.

Процесс управления старением элементов энергоблоков АЭС предусматривает:

- выявление доминирующих механизмов и эффектов старения элементов энергоблоков АЭС;
- реализацию мер по оптимизации условий эксплуатации для снижения влияния эффектов старения элементов энергоблоков АЭС;
- выполнение обследования, оценки технического состояния и обоснования остаточного ресурса элементов энергоблоков АЭС;
- поддержание надежности элементов в соответствии с требованиями технической документации для обеспечения требуемого уровня безопасности в течение всего срока эксплуатации энергоблока АЭС;
- сравнение затрат на вывод элементов из эксплуатации и их замену с затратами на продление их срока службы, включая затраты на проведение дополнительных работ по обследованию, оценке технического состояния и обоснованию остаточного ресурса;
- учет элементов АЭС, срок службы которых соответствует назначенному или дополнительному сроку эксплуатации энергоблока АЭС, а также элементов, ресурсные характеристики которых исчерпываются ранее назначенного или дополнительного срока эксплуатации энергоблока;
- своевременную замену элементов энергоблоков, достигших предельного состояния;
- выполнение требований действующих нормативных и методических документов, регламентирующих управление старением элементов энергоблоков АЭС.

Опыт выполнения работ по восстановлению элементов реакторных установок энергоблоков Ленинградской АЭС

Лавренов В.С.

Ленинградская АЭС, Сосновый Бор

Характерной особенностью реакторов РБМК-1000 на завершающем этапе эксплуатации является развитие процессов деградации конструкционных элементов реактора:

- формоизменение и растрескивание графитовых блоков;
- осевая усадка графитовых колонн;
- осевая радиационно-термическая ползучесть циркониевых частей ТК;
- радиальная радиационно-термическая ползучесть циркониевых частей ТК;
- изменение физико-механических свойств графита кладки (прочность, плотность, теплопроводность) [1].

Критерии безопасной эксплуатации элементов активной зоны и конструкций РУ, влияющих на ресурс РУ и энергоблока в целом, определены действующими регламентами, методиками и выполненными обоснованиями безопасности [2].

Основным способом управления ресурсом графитовых кладок РБМК-1000 в части соблюдения предельно допустимых значений стрел прогиба ТК и РК СУЗ является применение разработанной технологии восстановительного ремонта. Апробированная в 2012–2013 г.г. на э/б №1 Ленинградской АЭС технология ВРХ успешно применена в 2014 году на э/б №2 Курской АЭС и №2 Ленинградской АЭС, выполнен второй цикл ВРХ на э/б №1 Ленинградской АЭС.

Вторым по значимости является критерий сохранения зацепления в узле ТСТ.

Процессы, связанные с осевой усадкой графитовых колонн и радиационно-термической ползучестью в настоящее время достаточно хорошо изучены и прогнозируются с приемлемой точностью.

Выводы

1. Для обеспечения оптимального планирования и оптимизации ремонтных кампаний энергоблоков Ленинградской АЭС необходимо продолжать совершенствование технологии ВРХ, оснастки для выполнения работ.

2. Необходимо продолжение работ по совершенствованию расчетных моделей искривления графитовой кладки;

3. Требуется продолжить работы по разработке и созданию систем он-лайн контроля геометрии ТК при работе РУ на мощности;

4. Выполнить исследование свойств графита кладок РУ РБМК-1000 с целью определения материалов — аналогов и подбора оптимального режущего инструмента и режимов резки.

Восстановление ресурсных характеристик графитовой кладки энергоблоков АЭС с РБМК

*Слободчиков А.В., Бирюков А.Н., Шленов А.В., Михальченко А.П.
АО «НИКИЭТ», Москва*

Краткие характеристики графитовой кладки РБМК-1000

Старение графитовой кладки (ГК).

Планируемые сроки эксплуатации АЭС с энергоблоками РБМК.

Критерии безопасной эксплуатации

Цели и методы, обеспечивающие безопасную эксплуатацию на завершающем этапе

Основные положения технологии восстановления ресурсных характеристик (ВРХ) ГК

Основные технологические операции:

- Выполнение контрольно-измерительных операций в а.з. РУ;
- Резка графитовых блоков;
- Силовое воздействие на графитовые колонны;
- Калибровка.

Основное оборудование, применяемое при работах по ВРХ

Объем выполненных работ на АЭС с РБМК

Итоги проведения работ ВРХ на 4-х энергоблоках, экономические характеристики

Совершенствование нормативной базы по управлению ресурсными характеристиками элементов АЭС в связи с выходом НП-096-15

Логинов А.М., АО «ВНИИАЭС»

Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору приказом от 15 октября 2015 года № 410 утверждены федеральные норма и правила в области использования атомной энергии «Требования к управлению ресурсом оборудования и трубопроводов атомных станций. Основные положения» (НП-096-15).

Действие НП-096-15 распространяется на управление ресурсом следующего оборудования и трубопроводов АС:

- все единицы оборудования и трубопроводов, отнесенные в проекте блока АС к элементам 1 класса безопасности;
- все единицы оборудования единичного и мелкосерийного производства и референтные единицы трубопроводов и оборудования АС, отнесенные в проекте блока АС к элементам 2 класса безопасности;
- отдельные, отнесенные в проекте блока АС к элементам 3 класса безопасности, единицы оборудования и трубопроводов в порядке, установленном эксплуатирующей организацией по согласованию с разработчиками проектов реакторных установок (далее - РУ) и АС.

Введение в действие НП-096-15 требует больших подготовительных мероприятий, которые рассмотрены в настоящей статье:

- разработка Типовой программы управления ресурсом тепломеханического оборудования АС (первая редакция)
- переработка НП-017-2000, ПНАЭ Г-7-002-87;
- разработка типовых перечней оборудования и трубопроводов для различных типов АЭС, на которые распространяется действие НП-096-15;
- разработка руководств по безопасности (РБ) по установлению и методам мониторинга ресурсных характеристик тепломеханического, электротехнического оборудования и АСУТП АС;
- разработка национального стандарта «Управление ресурсными характеристиками элементов энергоблоков атомных станций» в обеспечение требований НП-096-15;
- разработка национальных и отраслевых стандартов взамен действующих отраслевых руководящих и методических документов по оценке технического состояния и остаточного ресурса
- разработка Типовой программы управления ресурсом тепломеханического, электротехнического оборудования и АСУТП АС;
- разработка программ управления ресурсом оборудования и трубопроводов энергоблоков АЭС.

Приведение в соответствие с требованиями НП-096-15 энергоблоков АЭС должно проводиться поэтапно.

Особое внимание в статье обращено на развитие информационно-аналитических систем для управления ресурсными характеристиками элементов энергоблока на всех этапах жизненного цикла.

АО «ВНИИАЭС» обладает опытом разработки нормативной документации по продлению срока службы и управлению ресурсными характеристиками и активно участвует в перечисленных выше работах по совершенствованию нормативной базы.

К расчету скорости эрозионно-коррозионного износа и остаточного ресурса трубопроводов АЭС по данным эксплуатационного контроля

*Гулина О.М., Сальников Н.Л.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, Обнинск*

*Бараненко В.И.
АО «ВНИИАЭС»*

Большое количество данных неразрушающего эксплуатационного контроля трубопроводов АЭС, подверженных эрозионно-коррозионному износу, позволяет обосновать подходы к оценке скорости ЭКИ

по данным контроля. Исследование выполнено на данных толщинометрии различных элементов трубопроводов АЭС с разными типами реакторных установок, что позволило выявить особенности процесса ЭКИ на прямых участках, гйбах и околошовных зонах трубопроводов АЭС с ВВЭР и РБМК. Наличие процесса отложений продуктов коррозии на внутренней поверхности стенки трубопровода приводит к тому, что остаточный ресурс элементов оборудования в условиях отложений формально возрастает. Однако реальное состояние стенки под слоем отложений неизвестно, так же как и начальная толщина стенки. Проведенное исследование позволяет предложить методику расчета скорости ЭКИ с учетом технологических допусков на размер и влияния отложений на начальные и минимальные толщины. Для расчета остаточного ресурса введен также коэффициент безопасности, учитываемый для обеспечения консервативности в международной практике.

Выработан унифицированный подход к оценке скорости ЭКИ в рассмотренных элементах. Кроме того, на основе данных контроля и отраслевых стандартов предложены методики оценки поправочных коэффициентов, учитывающих технологические допуски на размер, особенности геометрии элемента, а также влияние отложений на результаты замеров.

Введение поправочных коэффициентов позволяет повысить консервативность расчетов ресурсных характеристик по сравнению с расчетами на основе номинальных толщин, и результат зависит от типоразмера элемента, его геометрии, а также от типа реакторной установки. Выполнен сравнительный анализ результатов оценки скорости ЭКИ по разным формулам, включая зависимость, рекомендованную РД, а также указаны области их применения.

О роли концепций конструкционной целостности трубопроводов и оборудования АС при обосновании безопасности и снижении эксплуатационных издержек

Аржаев А.А., Аржаев А.И., Константинов М.В., Маханев В.О.

АО «Атомтехэнерго», филиал «Смоленскатомтехэнерго», г. Десногорск

В качестве практической реализации требований нормативных документов верхнего уровня (ОПБ-88/97, НП-082-07) по обеспечению безопасной эксплуатации АС, обеспечению надежности и качества на всех этапах жизненного цикла применительно к ответственным трубопроводам АС рассматриваются нормативно-методические подходы обеспечения конструкционной целостности ответственных трубопроводов и оборудования АС на базе концепций «течь перед разрушением» и «исключение разрывов».

В сообщении рассмотрены базовые принципы реализации концепций конструкционной целостности ответственных трубопроводов и оборудования АС.

Высокое качество проектирования, изготовления и монтажа элементов АС является одним из базовых принципов системного подхода обеспечения конструкционной целостности. Поэтому неопределенность информации о послемонтажном состоянии трубопроводов АС необходимо в максимальной степени снимать за счет применения при монтаже инструментального контроля параметров НДС.

Проведение оперативного контроля НДС трубопроводов и элементов оборудования, склонных к эксплуатационным повреждениям, позволяет выявить причины несправочной нагруженности этих элементов из-за скрытых дефектов изготовления или монтажа, а в дальнейшем ранжировать элементы для проведения дополнительных технических мероприятий на дифференцированной основе, что позволяет добиться сокращения эксплуатационных расходов.

Обеспечение безопасной эксплуатации на базе концепций конструкционной целостности ответственных технологических элементов позволяет отказаться от установки на энергоблоке АС дополнительных опор-ограничителей перемещений при разрывах трубопроводов, предписанных требованиями НП-082-07, а также является основой для разработки обоснования увеличения межинспекционных интервалов эксплуатационного неразрушающего контроля (ЭНК). В указателе действующих нормативных документов эксплуатирующей организации для оптимизации требований к ЭНК имеются соответствующие методические рекомендации, согласованные с Ростехнадзором и действующие и в настоящее время.

Применение системной методологии подтверждения конструкционной целостности, а также современных технологий инструментального контроля технического состояния элементов АС и их диагностики на протяжении жизненного цикла обеспечивают возможность снижения эксплуатационных расходов (в сравнении с действующими энергоблоками) за счет оптимизации требований к эксплуатационному неразрушающему контролю и проведения технического обслуживания и ремонта ответственных элементов по техническому состоянию.

Направление

ЭКСПЛУАТАЦИЯ И МОДЕРНИЗАЦИЯ ЭЛЕКТРОТЕХНИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ, СИСТЕМ КОНТРОЛЯ И УПРАВЛЕНИЯ

Предпроектные исследования — основа высокой надежности и безопасности функционирования систем контроля и управления для атомных станций

Коробкин В.В.

НИИ МВС ЮФУ, Таганрог

Колоденкова А.Е.

УГАТУ, Уфа

В современном мире существует большое количество отраслей промышленности, обладающих своей спецификой, возможными проблемами и перспективами развития. Однако атомная отрасль является одной из ключевых стратегически важных отраслей отечественной экономики, требующей создания и внедрения новых сложных информационно-управляющих систем (ИУС), систем контроля и управления, к которым предъявляются чрезвычайно жесткие как российские, так и международные нормы и требования по безопасности и эффективности их функционирования.

Поэтому, для достижения максимальной эффективности и функциональной безопасности ИУС для атомных станций (АС) необходимо на начальных этапах жизненного цикла проводить предпроектные исследования, и, в частности, проводить анализ реализуемости проекта ИУС в условиях неопределенности.

Предпроектные исследования направлены на выявление возможных слабых мест в проекте при создании ИУС; на недопущение его провала; перспективных управленческих решений по улучшению ИУС в трудно формализуемых условиях; на достижение выполнения всех требований безопасности к ИУС необходимых для этапа проектирования и изготовления ИУС. Необходимость данных исследований обусловлена тем, что созданная ИУС без них может привести к ситуации, когда на этапе эксплуатации придется столкнуться с тем, что поведение системы не будет или не в полной мере будет отвечать заявленным требованиям к ИУС, что в свою очередь приведет к необходимости срочной адаптации уже внедренной ИУС.

Несмотря на значительное число работ многих отечественных и зарубежных авторов, посвященных созданию ИУС для АС, проблема проведения предпроектных исследований, до сих пор остается открытой. Это связано с тем, что работы посвящены проблемам, воз-

никающим на этапе проектирования и изготовления ИУС, поскольку достаточно легко разобрать и осветить в силу имеющегося опыта и наличия статистических данных. Предпроектные исследования требуют нестандартных подходов к анализу и прогнозированию ситуаций, что в свою очередь обуславливает необходимость иметь глубокие знания в предметной области, нестандартного мышления, кропотливого исследовательского труда, что в совокупности приносит колоссальные экономические выгоды при реализации проекта.

Таким образом, при проведении данных исследований, необходимо применять методы и алгоритмы оценки реализуемости проекта по созданию ИУС, нацеленные на максимальное приспособление к работе с нечеткими исходными данными, тем самым снижая стоимость реализации, повышая надежность и обеспечивая функциональную безопасность ИУС для АС в процессе эксплуатации. Для проведения предпроектных исследований, и в частности, анализа реализуемости проекта по созданию ИУС для АС предлагается применять когнитивное моделирование, а также импульсное моделирование сценариев возможного развития ситуации при создании ИУС, позволяющих проектировать стратегии управления системой, а также принимать решения, в соответствии с диктующими условиями внешней и внутренней среды. Результатом данных исследований является система моделей, позволяющая руководителям проекта повысить обоснованность принятия управленческих и технических решений, тем самым снижая риск человеческого фактора.

О возможностях использования ядерно-магнитных спектрометров в различных системах контроля атомной энергетической станции

Давыдов В.В., Мязин Н.С.

Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого

В настоящее время по причине тяжелых последствий аварий на атомных энергетических станциях (АЭС) были повышены требования к состоянию окружающей среды, как на территории АЭС, так и рядом с ней, а также к системам контроля работы различных узлов и блоков АЭС. В такой ситуации возрастает роль надежной аппаратуры, которая применяется при измерениях в различных системах контроля. Для повышения надежности работы различных измерительных систем проводятся исследования, внедряется новая аппаратура и методы измерений на основе различных физических явлений. Одним из направлений повышения надежности работы АЭС и улучшения контроля экологической обстановки на АЭС и территориях к ней прилегающих,

является использование приборов, принцип работы которых основан на явлении ядерного магнитного резонанса (ЯМР).

Магнитные расходомеры и ядерно-магнитные спектрометры успешно применяются для контроля, как расхода, так состояния различных жидких сред. С учетом того, что в них, также как в накладных ультразвуковых расходомерах (например, фирмы Fluxus) полностью исключен контакт с текущей средой, поэтому они не вносят дополнительных изменений в структуру текущего потока и т.д. Кроме того, ядерно-магнитный спектрометр может работать в двух режимах, как расходомер и как релаксометр. В последнем режиме он измеряет константы релаксации (время продольной T_1 и поперечной T_2 релаксации) жидкой среды. Это единственный прибор, который может измерять T_1 и T_2 текущего потока жидкой среды. По измеренным значениям можно определять в реальном времени степень отклонения среды от стандартного состояния или изменение температуры с погрешностью не выше 0.5 %. Единственное ограничение в применении ЯМР спектрометров в зоне регистрации сигнала ЯМР — участок трубопровода должен быть выполнен из слабомагнитного материала.

Другое применение ЯМР спектрометров — это экспресс-контроль состояния конденсированных сред (вода, ил, песок и т.д.) — веществ, в которых содержатся ядра с магнитными моментами. По измеренным T_1 и T_2 в реальном времени в слабом магнитном поле (вес спектрометра не превышает 4 кг) в месте взятия пробы исследуемой среды можно установить отклонение её от стандартного состояния. Одновременное измерение двух констант релаксации исключает ошибку в определении состояния среды. Это позволяет доставлять в стационарную лабораторию для дальнейших исследований только те пробы среды, в которых выявлено отклонение от стационарного состояния, а также расширить возможности исследований территории, так как количество забора проб всегда ограничено различными факторами (например, число контейнеров, их маркировкой и т.д.). Это позволяет проводить контроль на трудно доступных участках территории и прибрежных зонах водных объектов.

Применение непрограммируемой логики в управляющих системах безопасности

Сафонов С.И.

ООО «Московский завод «ФИЗПРИБОР», Москва

На действующих энергоблоках атомных станций с реакторами ВВЭР-1000, построенных до 3-го энергоблока Калининской АЭС, для построения управляющих систем безопасности, да и систем нормаль-

ной эксплуатации, использовалось оборудование унифицированного комплекса технических средств (УКТС), состоящее в целом из набора следующего оборудования (без учета первичных преобразователей):

- панели контрольно-измерительных приборов с нормирующими преобразователями серий «Ш78», «Ш79», «ЭП4700», «ЭП4701» и другими вторичными приборами;
- панели питания первичных измерительных преобразователей «Сапфир» с блоками извлечения корня, блоками питания 22БП-36;
- шкафы УКТС РТ с блоками распределения токового сигнала типа БГРТ;
- шкафы УКТС (базовые) с блоками аналого-дискретного преобразования типа АДП и блоками логических преобразований (типа БПН, БЛП, БУД и т.п.);
- шкафа КСО (на базе М-64) для передачи информации в систему верхнего блочного и станционного уровня.

Сочетание данного оборудования называется системой управления, построенной на «жесткой» логике. Системы безопасности, реализованные на основе такой архитектуры, могут иметь в своём составе до 70 шкафов УКТС в одном канале. С одной стороны, это кажется очень громоздкой конструкцией, требующей больших затрат на её обслуживание и поддержание в работоспособном состоянии, а с другой, данная система проста для восприятия логики защит и блокировок. Правда при этом, регулярная проверка работоспособности оборудования УСБ согласно требованиям НП-001-15 требует наличия достаточно сложной системы централизованного опробование защит (ЦОЗ). Но, даже при наличии программы ЦОЗ, некоторые цепи остаются не проверенными (от блока приема команд до блока управления исполнительным механизмом). Кроме того, данные системы не обладают функцией самодиагностики.

С помощью программируемой техники количество шкафов необходимых для построения одного канала безопасности сокращается до 15 при традиционном подходе к построению управляющей системы безопасности, т.е. без деления по принципу СУЗ-УСБИ и исполнительная часть УСБТ. При этом в системе возможна реализация и самодиагностики, и периодической автоматической и автоматизированной проверки работоспособности без воздействия на исполнительные механизмы.

В части развития идеи создания УСБ на «жесткой» логике по типу УКТС и с целью сокращения количества оборудования при сохранении общей логики построения, предприятие прошло путь разработки от УКТС-АД, затем КТПС-ПН (комплекс технико-программных средств

повышенной надежности), и наконец, КТС НПЛ (комплекс технических средств непрограммируемой логики).

В УКТС-АД для реализации функциональной логики в некоторых блоках применены микроконтроллеры, такие блоки обладают функцией самодиагностики (активный и пассивный контроль работоспособности), логическая часть блока резервирована. Данный подход был применён только для дискретных блоков и не привёл к сокращению количества оборудования.

В КТПС-ПН также применены микроконтроллеры в логической части блоков, реализована возможность самодиагностики (активный и пассивный контроль работоспособности), логические части блока резервированы, появилась дублированная информационная сеть и совмещены функции аналого-дискретного преобразования и формирования команд (БФЗ). В данном комплексе, кроме того, реализована возможность приема, преобразования, вычислений и размножения аналоговых сигналов функциональными блоками КТПС-ПН (типа АПВ, НПТ), построенных на микроконтроллерах. Применение данного комплекса позволило отказаться от необходимости использования программы централизованного опробования защит, но не привело к существенному сокращению количества оборудования.

КТС НПЛ является решением нового типа по построению УСБТ на средствах непрограммируемой логики, т.е. без применения микроконтроллеров, ЭВМ и ПЛИС любой степени интеграции, в части реализации функций сбора и обработки сигналов, формирования команд защит безопасности, диагностического опробования.

Функции дополнительного диагностирования, сбора сигналов и передачи информации в систему верхнего блочного уровня, функции автоматического регулирования в КТС НПЛ реализуются на программируемых средствах (микроконтроллерах и процессорных модулях). При этом программируемые средства не оказывают влияния на работу «жесткой» логики за счет применения оригинальных схемотехнических решений с использованием однонаправленных буферов (усилителей).

Применение оборудования КТС НПЛ для построения УСБ позволяет реализовать все необходимые защитные, информационные функции, а также функции самодиагностики блоков и диагностического опробования в автоматизированном режиме без воздействия на исполнительные механизмы, при этом общий объём шкафов в одном канале безопасности составит не более 15 шкафов.

Новые направления развития «ЭЛЕМЕР». **Расширение импортозамещающего потенциала компании**

Есаулов И.И.

НПП «Элемер», г. Зеленоград

Научно-производственное предприятие «ЭЛЕМЕР» сегодня – это крупный российский приборостроительный завод, созданный группой российских ученых и предпринимателей в 1992 году.

Направление деятельности:

- разработка и серийное производство средств автоматизации;
- Продукция НПП «ЭЛЕМЕР» в большей степени приспособлена к условиям ее эксплуатации на российских предприятиях. Более половины из серийно выпускаемых в настоящее время типов СИ, а их более 80, разработаны нами именно как продукты-заместители.

В составе предприятия были сформированы и успешно функционируют такие подразделения как научно-технический центр и лаборатория технических испытаний. Результаты инновационной деятельности компании «ЭЛЕМЕР» за 24 года ее деятельности – это более 80 типов самостоятельно разработанных и серийно выпускаемых типов средств измерений.

Следует также отметить, что НПП «ЭЛЕМЕР» предлагает рынку средства автоматизации, способные обеспечить снижение зависимости от поставок из-за рубежа. Среди них такие новинки, как:

- датчики давления для жестких условий эксплуатации;
- модернизированные электронные контактные манометры;
- автономные манометры точных измерений МТИ-100, в том числе с возможностью архивирования результатов измерений;
- термометры контактные показывающие ТКП-100 и с автономным питанием ТКП-100БП
- разработаны и утверждены как тип новые термометры сопротивления из платины и меди, для которых необходима только однократная поверка после изготовления и отсутствие обязательных периодических поверок на всем протяжении 15-летнего срока эксплуатации;
- завершаются работы по утверждению типа СИ на активные модули искрозащиты типа ЭЛЕМЕР-БРИЗ;
- запущены в серийное производство новые индикаторы ИТЦ 420Exd/МЗ-5 для жестких условий эксплуатации, на стадии завершения разработки находятся новые измерительные преобразователи ИПМ 0499Exd/М2-Н;
- разработан и внедрен в серийное производство целый ряд эталонных средств измерения, в том числе и не имеющие иностранных аналогов.

Эти продукты обладают свойствами, не уступающими возможностям продукции иностранных конкурентов. Кроме того, явно виден и экспортный потенциал этих изделий, который мы начинаем реализовывать уже в апреле 2016 года в виде самостоятельного участия в Ганноверской промышленной ярмарке! Вот реальные плоды РАЗВИТИЯ нашей компании!

Мы всегда рады принимать гостей в стенах нашего предприятия, которое находится в Зеленограде. Приглашаю всех посетить наш завод в удобное для вас время, а также посетить экспозиции НПП «ЭЛЕМЕР» на различных мероприятиях.

Современные подходы обеспечения кибербезопасности АСУ ТП

Шипулин А.С.

АО «Лаборатория Касперского», Москва

Компания «Лаборатория Касперского» является российским разработчиком систем информационной безопасности автоматизированных систем управления технологических процессов. Компания следит за угрозами в мире и предлагает российским и зарубежным промышленным компаниям решения и сервисы способные дать адекватный ответ угрозам.

В рамках доклада будет показаны актуальные уязвимости и информационные угрозы современным системам АСУ ТП и самим технологическим процессам. Тенденции развития технологических систем несут новые риски их безопасности, несанкционированного доступа злоумышленников, способного вмешаться в управление технологическими процессами, вплоть до его остановки и вызова аварий.

Для устранения уязвимостей и борьбы с угрозами операторам промышленных объектов необходимо использовать комплексный последовательный подход к обеспечению кибербезопасности систем.

В докладе будет рассказано о таких элементах такого комплексного подхода как:

- Существующие возможности обучения специалистов по безопасности и повышения осведомленности операторов
- Проведение анализа защищенности и исследование безопасности промышленных систем, оборудования и ПО
- Развертывание специализированных технических решений для комплексного обеспечения кибербезопасности технологических процессов.

Будет показана демонстрация возможностей решения Kaspersky Industrial Cyber Security по обеспечению безопасности технологического процесса на примере живой модели промышленного объекта.

Акустическая система индикации малой течи крупномодульного парогенератора «натрий-вода» РУ БН-1200

*Трыков Е.Л., Дворников П.А., Ковтун С.Н, Трыкова И.В., Ананьев А.А.
АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского, г. Обнинск*

Одним из наиболее перспективных методов контроля целостности теплообменного оборудования парогенераторов «натрий–вода» является пассивный акустический метод, основанный на измерении характеристик шумов, генерируемых при взаимодействии воды с натрием при наличии течи. В АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» к настоящему моменту разработана Акустическая система индикации малой течи (АСИТ).

АСИТ предназначена для оперативного обнаружения течи воды в натрий в крупномодульных парогенераторах «натрий-вода», определение величины и места течи и формирования сигнала для САЗ ПГ с целью предотвращения выхода из строя парогенератора РУ БН-1200 за счет:

- минимизации времени определения течи в трубном пучке;
- повышение ремонтпригодности парогенератора за счет применения АСИТ.

Для решения этих задач в результате проведенных экспериментальных исследований были выбраны два информативных частотных диапазона при регистрации и анализе акустических сигналов: виброакустического (от 0,1 до 40 кГц), ультразвукового (от 40 до 500 кГц). Применение современных высокочувствительных акустических датчиков и технических средств обработки сигналов, а также внедрение современных высокоскоростных программно-аппаратных методов мониторинга и анализа акустических сигналов позволило уверенно определять протечки на элементах конструкции ПГ в режиме реального времени.

Работы проводились в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» на следующих стендах:

- «Макет имитации течи» — проведены исследования затухания акустических шумов на модели трубной доски и теплообменной трубки. Разработаны алгоритмы определения величины и места течи.
- Стенд «СПРУТ» (однотрубная модель ПГ) — проведены измерения фоновых шумов кипения.
- Стенд «ПУЩМ» — получены записи шумов впрысков воды в натрий.
- Стенд «Многотрубная модель ПГ» — изучено влияние наличия теплоносителя на характеристики акустических шумов, вызванных течью.

Полученные результаты показывают, что при размещении АД в области верхней и нижней трубных досок, АСИТ уверенно регистрирует течи величиной от 0,5 г/с и позволяет определять координаты течи, с

помощью разработанных математических алгоритмов, с точностью не хуже $\pm 0,2$ м. При этом быстродействие АСИТ по обнаружению течи не превышает трех секунд.

Модульные системы герметизации кабельных и трубных вводов ROXTEC

Кухаренко Д.С.

ООО «Рокстэк РУ», Москва

В настоящем докладе приведена информация о модульных системах герметизации кабельных и трубных проходок производства компании Roxtec, а также показаны основные преимущества от применения модульных систем герметизации вводов не только при строительстве новых объектов атомной отрасли, но и при эксплуатации и реконструкции существующих объектов.

В докладе подробно разобрана структура и элементы кабельного ввода, рассмотрены вопросы применения данных вводов в зонах с повышенными требованиями по герметизации, огне- и взрывозащите, а также вопросы защиты оборудования объектов атомной отрасли от электромагнитных помех, и обеспечения электромагнитной совместимости оборудования.

Учитывая длительный срок эксплуатации объектов, а также возникающую потребность в замене уже проложенных и прокладке дополнительных кабелей, модульные системы герметизации Roxtec позволяют снизить эксплуатационные расходы и сократить время и трудозатраты, необходимые на модернизацию объектов.

Полностью разборная структура кабельных и трубных вводов позволяет выполнить монтаж на уже введенных в эксплуатацию объектах. При этом не возникает необходимости демонтировать проложенные кабели.

В докладе показано, что вводы и проходки в помещениях являются неотъемлемой составляющей комплексной системы безопасности объектов атомной отрасли.

Нормативная база технических документов для управления ресурсными характеристиками кабелей на АЭС

Кононенко А.И.

ФГУП «НИИП», г. Лыткарино

Пророков О.А.

АО «Концерн Росэнергоатом»

В рамках работ по продлению срока эксплуатации блоков АЭС была разработана серия технических документов (ТД) для оценки фактического

состояния и прогнозирования срока службы различных типов силовых и контрольных кабелей, в том числе, с учетом внешних воздействующих факторов (ВВФ) проектных аварий. На сегодняшний день эти ТД полностью обновлены с учетом полученного опыта и развитием новой диагностической техники. В ТД указаны необходимые виды деятельности для управления ресурсными характеристиками (УРХ) кабельных изделий, нормы для испытаний и методики для диагностики состояния в эксплуатации. В настоящее время нормативная и техническая база для УРХ кабелей включает в себя семь ТД. Область применения и краткая характеристика каждого из них представлены ниже в таблице.

Технические документы для УРХ кабелей на АЭС

Название и идентификационный номер документа	Область применения и краткая характеристика
ПО 1.2.1.02.999.0184-2013 Положение. Определение технического состояния и управление старением кабелей на атомных станциях	Устанавливает методологию УРХ кабелей, в том числе, определяет виды деятельности в рамках УРХ, требования и рекомендации к сертификационным испытаниям и техническому диагностированию кабелей
ТПРГ 1.2.6.9. 0072-2011 Типовая программа диагностики кабельных линий на атомных станциях. Требования и рекомендации к разработке и выполнению	Устанавливает требования и дает рекомендации к разработке и внедрению частных программ технического диагностирования кабелей на энергоблоках АЭС с использованием неразрушающих методов контроля и установке образцов свидетелей
МР 1.2.1.13.1037-2015 Определение технического состояния и остаточного срока службы кабелей систем безопасности, контроля и измерений на атомных станциях	Предназначен для определения фактического технического состояния и прогнозирования срока службы низковольтных кабелей на АС на основе методов неразрушающего контроля или практически неразрушающего контроля (исследования микрообразцов) пластмассовых материалов изоляции и оболочки
МР 1.2.1.13.0018-2011 Методические рекомендации по диагностике дефектов в контрольных кабелях атомных станций	Предназначен для определения положения развитых дефектов на кабельных трассах контрольных кабелей на основе различных видов рефлектометрии, трассовых и мостовых методов

Технические документы для УРХ кабелей на АЭС

МР 1.2.02.0168-2013 Диагностика технического состояния силовых кабелей с пропитанной бумажной изоляцией на атомных станциях	Предназначен для оценки и прогнозирования состояния и определения местоположения типичных дефектов на кабельных трассах силовых кабелей напряжением от 0,4 до 10 кВ с пропитанной бумажной изоляцией напряжением на основе измерения сопротивления изоляции, восстановленного напряжения, параметров частичных разрядов на осциллирующем затухающем напряжении
---	--

<p>МР 1.2.1.13.1005-2015 Комплексная диагностика технического состояния силовых кабелей 6-10 кВ с изоляцией из сшитого полиэтилена</p>	<p>Предназначен для оценки и прогнозирования состояния силовых кабелей с изоляцией из сшитого полиэтилена и локации дефектов монтажа на основе измерения изотермического тока релаксации и параметров частичных разрядов на осциллирующем затухающем напряжении</p>
<p>МУ1.2.2.05.1061-2015 Проведение испытаний повышенным напряжением и контроль технического состояния силовых кабельных линий на атомных станциях</p>	<p>Устанавливает объем и нормы испытаний силовых кабельных линий на напряжение от 0,4 до 10 кВ в эксплуатации на атомных станциях повышенным переменным напряжением, в том числе, частотой 0,1 Гц и рекомендуют методы контроля состояния силовых кабелей при проведении их технического обслуживания.</p>

ТД охватывают практически все задачи, решаемые в рамках выполнения работ по УРХ кабелей. Дальнейшее совершенствование нормативной и технической базы для УРХ кабелей будет зависеть от появления в эксплуатации кабелей, изготовленных на основе новых изоляционных материалов, или внедрения новых методов технического диагностирования. К числу таких новых кабелей сегодня следует отнести кабели, соответствующие нормативным требованиям по дымообразованию «LS», по коррозионной активности «HF», по огнестойкости «FR». Для этих кабелей не определены величины начальных и предельных показателей состояния, используемые для оценок срока службы. К числу новых перспективных методов диагностики следует отнести метод частотно-резонансной рефлектометрии, который в отличие от традиционной временной рефлектометрии не только способен локализовать дефект с признаками предельного состояния, но регистрировать еще развивающиеся дефекты изоляции.

Опыт внедрения и эксплуатации систем оперативного постоянного тока на объектах атомной энергетики России

*Архипов А.А., Галкин И.А., Лопатин А.А.
ООО НПП «ЭКРА», г. Чебоксары*

Одним из основных направлений ООО НПП «ЭКРА» в области низковольтных комплектных устройств является разработка, производство и внедрение систем оперативного постоянного тока (СОПТ) для энергообъектов России. С 2011 года ведется внедрение СОПТ производства ООО НПП «ЭКРА» на объектах атомной энергетики России: Курская АЭС, Белоярской АЭС, Балаковская АЭС и Ростовская АЭС.

При проектировании и разработке СОПТ учитывается надежность, ремонтпригодность, электробезопасность и удобство эксплуатации.

Предприятие ООО НПП «ЭКРА» разрабатывает следующие оборудование для СОПТ:

- стабилизаторы напряжения;
- тиристорные зарядно-питающие устройства;
- щиты постоянного тока;
- системы контроля изоляции ЭКРА-СКИ.

В процессе модернизации щитов постоянного тока, на объектах атомной энергетики России была внедрена система контроля изоляции ЭКРА-СКИ, система мониторинга и регистрации аналоговых и дискретных сигналов. С помощью web-интерфейса мониторинга можно объективно и достаточно точно проанализировать аварийные события и действия оперативного персонала при эксплуатации щитов постоянного тока.

В щитах постоянного тока применяется система контроля изоляции ЭКРА-СКИ, разработанная в ООО НПП «ЭКРА», которая позволила автоматизировать процесс контроля изоляции и поиска повреждённых фидеров.

Достоинством системы контроля изоляции ЭКРА-СКИ является то, что она позволяет осуществить совместную работу с традиционной схемой сопротивления изоляции щита постоянного тока и при поиске поврежденных присоединений не вызывает ложных срабатываний устройств релейной защиты и противоаварийной автоматики.

Кроме того, для оперативного поиска присоединений с поврежденной изоляцией, разработано и производится переносное устройство ЭКРА-ПКИ. Устройство ЭКРА-ПКИ успешно применяется на Курской АЭС, Ростовской АЭС и Балаковской АЭС.

Наличие в системе ЭКРА-СКИ чувствительных датчиков дифференциальных токов позволило выявлять ошибки в присоединениях, которые не были найдены ранее при применении традиционной схемы контроля изоляции и ручном поиске замыканий на «землю», а именно – гальваническое объединение по одному или двум полюсам аккумуляторных батарей, секций щита постоянного тока или нескольких нагрузок.

В настоящее время специалистами ООО НПП «ЭКРА» накоплен достаточный опыт по производству и внедрению СОПТ, а также по проведению квалифицированных шеф-наладочных работ на объектах атомной энергетики России.

Применение информационных моделей энергоблоков АЭС с целью контроля состояния электротехнического оборудования и кабельного хозяйства

Клейменов П.Г.

АО «НЕОЛАНТ», Москва

Задача управления ресурсными характеристиками электротехнического оборудования и кабельного хозяйства, впрочем, как и других типов оборудования энергоблоков АЭС, на всех стадиях жизненного цикла с построением отраслевой системы диагностики и управления ресурсными характеристиками ежегодно становится все более актуальной и проблематичной. Это связано, прежде всего, с основными тенденциями, существующими в настоящее время в атомной отрасли:

- получение дополнительной выработки электроэнергии реализуется в основном за счет реализации мероприятий по повышению установленной мощности и увеличению КИУМ энергоблоков АЭС;
- возрастает количество энергоблоков, превысивших проектный срок службы;
- существующая конкурентная борьба на рынке электроэнергии вынуждает искать резервы снижения затрат на эксплуатацию энергоблоков АЭС (в частности, на их ремонт, восстановление, продление сроков эксплуатации).

Несмотря на, казалось бы, возрастающую роль задач управления ресурсными характеристиками в настоящее время все же существует ряд проблем в данном направлении. Среди прочих — отсутствие централизованной информационной системы учета и анализа всех аспектов деятельности в области управления ресурсом электротехнического оборудования. Помимо очевидно возрастающей роли такой системы её создания требует также отечественная нормативная документация и рекомендации МАГАТЭ.

Сложность и многоаспектность задач управления ресурсными характеристиками (выявление и изучение процессов старения; оценка технического состояния; учет и анализ истории ремонтов, модернизаций, замен; взаимодействие различных организаций и информационный обмен между ними и т.п.) потребует при решении задачи создания отраслевой информационной системы диагностики электротехнического оборудования и кабельного хозяйства участия различных организаций. Помимо АЭС и эксплуатирующей организации потребуются участие также главных конструкторов и генеральных проектировщиков энергоблоков АЭС; организации, осуществляющей научно-техническое обеспечение эксплуатации энергоблоков, а также прочих основных специализированных организаций.

В докладе помимо краткого обзора требований стандарта по управлению ресурсными характеристиками элементов энергоблоков атомных станций, существующих в настоящее время проблем УРХ, представлены также предпосылки автоматизации задач контроля состояния оборудования энергоблоков АЭС, цели и задачи отраслевой информационной системы диагностики и управления ресурсными характеристиками, а также организационные и технические предложения по её созданию на базе трехмерных информационных моделей энергоблоков АЭС, содержащих данные о топологических характеристиках энергоблоков, без сведений о которых на практике невозможно решать множество прикладных задач.

Особенности применения современных генераторных выключателей для защиты крупных энергоблоков атомных электростанций

*Краснов С.В.,
ООО «АББ», Москва*

*Палаццо М.,
ABB Switzerland, Цюрих*

В современных условиях рынка электрогенерации надежность электротехнического оборудования играет важную экономическую роль. В частности простой энергоблока из-за отказа того или иного оборудования оказывает сильное негативное влияние на срок окупаемости электростанции. Генераторные выключатели, используемые на электростанциях для защиты синхронных генераторов, являются важнейшим элементом обеспечения высоких показателей надежности энергоблока.

Режимы работы генераторного выключателя в цепи синхронной машины отличаются особой сложностью по сравнению с обычными высоковольтными выключателями. Относительно высокое значение индуктивностей обмоток генератора, а также наличие вращающихся масс обеспечивают сложный характер протекания электро-механического переходного процесса при наличии разного рода возмущений в данной сети (короткое замыкание на зажимах генератора, ошибка синхронизации с системой и т.д.), а также явление отложенного перехода тока через нулевое значение. В данной статье подробно рассмотрены режимы работы, которые могут приводить к вышеназванным явлениям. Рассмотрены реальные примеры моделирования переходных процессов крупных энергоблоков в программном комплексе АТР-ЕМТР. Также рассмотрены различные конструкции и исполнения генераторных выключателей и особенности их применения в том или ином режиме. Собрана и проанализирована статистика существенных

отказов генераторных выключателей для различных технологий дугогасительных камер, а также исполнительных механизмов (приводов). В заключении сделаны выводы о параметрах надежности тех или иных типов генераторных выключателей с учетом их работы при тяжелых переходных процессах крупных энергоблоков атомных электростанций. Показаны самые современные достижения в области элегазовых генераторных выключателей, способных справляться с отключением токов короткого замыкания при длительном отсутствии перехода тока через нулевое значение.

Надежность оборудования САЭ

Аганов А.А.

АО «Завод «Инвертор», Оренбург

1. АО «Завод «Инвертор» — отечественный производитель с собственной конструкторской, технологической и производственной базами, позволяющими решать вопросы высокой сложности в сжатые сроки.

2. Линейка оборудования АО «Завод «Инвертор» для АЭС — позволяет решить любую задачу, связанную с обеспечением гарантированного электропитания.

3. Выпрямители АО «Завод «Инвертор» - передовое оборудование, создаваемое как на тиристорной, так и на транзисторной базе с обеспечением рекуперации энергии в сеть и работающие на токах до 4000А.

4. Системы бесперебойного питания АО «Завод «Инвертор» мощностью до 1 МВА, работающие в связке с аккумуляторными батареями, размещенными в шкафах или стеллажах собственного изготовления — обеспечивают бесперебойное питание ответственных потребителей с максимальным уровнем надежности.

5. Оборудование АО «Завод «Инвертор» успешно эксплуатируется на таких объектах, как: Белоярская АЭС, Курская АЭС, Ростовская АЭС, Калининская АЭС, Ленинградская АЭС, Смоленская АЭС, Кольская АЭС, Нововоронежская АЭС, ФГУП «ПО «Маяк», ФГУП «ГХК» и других.

6. Надежность оборудования достигается за счет:

- Применения апробированных и однотипных технических решений
- Дублирования блоков питания
- Аналоговой системы управления
- Модульного исполнения
- Визуализации всех процессов с отображением значений токов, напряжений и температур на TFT дисплее
- Сейсмостойкого исполнения
- Соблюдения требований нормативной документации

Инновационные решения ООО «ИЦ «Бреслер» для энергетики

Шевелев В.С.

ООО «ИЦ «Бреслер», г. Чебоксары

На сегодняшний день ООО «ИЦ «Бреслер» является не только одним из ведущих производителей устройств релейной защиты и автоматики, но и каждый год выполняет научно-исследовательские работы (НИОКР) по заказу крупнейших энергохозяйств России. Компания способна предложить инновационные решения многих существующих проблем на базе собственных разработок, внедрение которых, в конечном счете, обеспечит положительный экономический эффект. Современный производственный центр «ИЦ «Бреслер» делает упор на качество и надежность выпускаемых изделий, проводя различные этапы тестирования комплектующих и готовой продукции.

Все предлагаемые «ИЦ «Бреслер» устройства РЗА могут быть использованы для построения «цифровых подстанций» и «умных сетей», благодаря встроенной поддержке МЭК 61850 и свободно-программируемой логике работы. Помимо этого, обеспечена совместимость с устройствами РЗА прочих производителей при выполнении полуккомплектов основных защит линий 110-750 кВ на разных платформах.

Программы для расчета аварийных режимов электрической сети «ТКЗ++» и выбора параметров срабатывания оборудования РЗА «PSC», позволяют автоматизировать проводимые расчеты, повышая качество выполнения и минимизируя возможность ошибок персонала. Кроме того, будучи внедрены единым комплексом, программы значительно сокращают человеко-часы, затрачиваемые расчетными группами на расчеты и перерасчеты.

Программный комплекс документооборота «Служба РЗА» мощный инструмент по централизации всей информации и организации доступа к ней. Обеспечивая удобный ввод, хранение и вывод информации в нужном пользователю виде, «Служба РЗА» позволяет значительно сократить трудозатраты на работу с документацией специалистами РЗА и смежных служб.

Оценка технического состояния высоковольтных вводов как критерий повышения их надежности

Никитин Ю.В.

ООО «Масса» (завод «Изолятор»), Москва

ООО «Масса» (завод «Изолятор») — единственный Российский производитель высоковольтных вводов, который в 2016 году отмечает 120 лет со дня своего основания. Для повышения качества выпускаемой

продукции и улучшения ее потребительских свойств завод постоянно проводит модернизацию конструкции вводов. Однако, какой бы совершенной ни была конструкция и высоким качеством выпускаемых вводов, они, к сожалению, имеют свойство повреждаться. Отечественный и зарубежный опыт эксплуатации высоковольтных вводов в равной степени указывают на относительно высокую долю повреждаемости трансформаторов из-за отказов высоковольтных вводов (по различным данным от 20 до 40%). Поэтому вопросу достоверной оценки технического состояния высоковольтных вводов как важнейшему критерию их надежной работы должно быть уделено первостепенное внимание.

В настоящее время на энергопредприятиях и энергосистемах эксплуатируется значительное количество высоковольтных вводов, возраст которых составляет 35-40 лет и более, хотя нормативными документами он регламентирован 30 годами.

Далеко не все энергопредприятия имеют достаточное финансирование и могут позволить себе заменить все работающие у них вводы на новые, более надежные и удобные в эксплуатации. Поэтому вопрос продления срока службы и поддержания вводов в работоспособном состоянии в современных условиях недостаточного финансирования является одним из важнейших для эксплуатирующих организаций.

В докладе рассмотрены основные виды в/в в зависимости от назначения и типа изоляции и даны рекомендации по оценке их состояния. Особое внимание уделено основным ошибкам эксплуатации и последствиям, к которым они приводят.

Рассмотрены вопросы он-лайн мониторинга вводов и целесообразность измерения частичных разрядов в эксплуатации. Приведены примеры таких измерений и сравнение их с результатами заводских испытаний.

Изложены соображения по целесообразности ремонта вводов в условиях эксплуатации и последствия, к которым может привести некачественно проведенный ремонт или измерение.

Освещены вопросы тепловизионного обследования и его эффективности при диагностике состояния вводов с полимерной изоляцией.

Рассмотрен механизм повреждения ввода и параметры, по которым его можно диагностировать в зависимости от этапа развития.

Обоснована необходимость внесения вводов с RIP-изоляцией в РД 34.45-51.300-97 «Объем и нормы испытаний электрооборудования».

У эксплуатирующих организаций имеется в распоряжении обширный арсенал средств и методов диагностики состояния вводов в процессе эксплуатации. Их правильное применение и обработка полученных данных способна значительно продлить срок службы вводов, в то время как грубейшие ошибки во время проведения этих

работ способны свести на нет все усилия и неминуемо приблизят скорый конец жизни ввода. Что из этого выбрать — дело эксплуатации и специалистов по испытаниям, наша задача, как производителя высоковольтных вводов, — помочь им избежать всевозможных ошибок на этом нелегком пути.

Система комплексной диагностики и испытаний систем возбуждения синхронных генераторов. Опыт внедрения и результаты испытаний

Рябов В.Н., Попов С.О.
ООО «НПП «РТС-ЭЛЕКТРО»

Попов М.Г.
ФГАОУ ВПО «СибПУ»

Соколова Р.А., Степанкевич В.Ю.
ООО «ТД»Альфа-Электротехторг»

Доклад посвящен вопросу создания и внедрения в практику эксплуатации электрических станций высокоэффективных отечественных технологий реального времени.

Рассматривается применение цифровых диагностических комплексов реального времени для испытаний, диагностики и наладки систем управления возбуждением турбогенераторов 500 МВт главной схемы и схемы резервного электроснабжения собственных нужд Ленинградской и Курской АЭС. Приводятся результаты испытаний систем возбуждения генераторов.

Качественная и эффективная наладка электрооборудования при вводе его в эксплуатацию и в период самой эксплуатации (на этапе регламентных работ) невозможна вне комплекса энергетического оборудования объекта. При этом номенклатура режимов испытаний на атомной электростанции крайне ограничена или просто недопустима по условиям безопасности. Применение цифровых диагностических комплексов реального времени (ЦДК-РТ) разработки и производства ООО «НПП «РТС-ЭЛЕКТРО» позволяет решить задачу испытаний и наладки электрооборудования на качественно новом уровне, повысить надежность его работы и безопасность эксплуатации силового электрооборудования электрических станций.

Цифровые диагностические комплексы позволяют решать широкий диапазон задач от проектирования до испытаний, а также обучения для различных видов электрооборудования, в том числе и в режиме удаленного доступа.

Новые компоновочные решения ОРУ электрических станций и подстанций 35–750 кВ на базе продукции ЗАО «ЗЭТО» г. Великие Луки. Повышение надежности и безопасности

Ярошенко Д.С.

ЗАО «ЗЭТО», г. Великие Луки

1. Вступительная часть (история завода, персонал и т.д.).
2. Номенклатура производимой продукции от 10 до 1150 кВ.
3. Программа диверсификации и технического перевооружения производства.
4. Контроль качества выпускаемой продукции. Проведение приемосдаточных испытаний.
5. Современные решения компоновки схем ОРУ 35–750 кВ. Применение компактных решений на базе ошиновки жесткой, блочно-модульные решения.
6. Проведение шеф-монтажа, гарантийное и постгарантийное (сервисное) обслуживание.
7. Перспективы развития предприятия и освоения новых видов продукции.

FRASCAN — решение для диагностики механического состояния трансформаторов

Кулышев С.В. , Дробышевский А.А.

ООО «ТОРГОВЫЙ ДОМ «АЛЬФА-ЭЛЕКТРОТЕХТОРГ», Москва

- Причины внутренних замыканий трансформаторов
- Методы диагностики механического состояния трансформаторов
- Отечественный прибор для диагностики механического состояния FRAScan
- Система онлайн-мониторинга механического состояния трансформаторов FRAScan-монитор.

Направление
МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И КОНТРОЛЬ МЕТАЛЛА

Разработка методики для повторного после отжига радиационного охрупчивания материалов корпусов ВВЭР-440

*Ерак Д.Ю., Папина В.Б., Чернобаева А.А., Медведев К.И.,
Кулешова Е.А., Журко Д.А., Забусов О.О.
НИЦ «Курчатовский институт», Москва*

Для энергоблоков ВВЭР-440 первого поколения (№4 Нововоронежской АЭС и №1 и 2 Кольской АЭС) в 2016–2018 годах заканчивается 45 летний срок эксплуатации. Для продления срока эксплуатации реакторной установки до 60 лет необходимо обосновать, в первую очередь, возможность безопасной эксплуатации соответствующего корпуса реактора на весь продлеваемый период с учетом ранее выполненных и вновь планируемых восстановительных отжигов.

В корпусах реакторов ВВЭР-440 первого поколения не предусмотрены образцы – свидетели. Мониторинг за состоянием металла корпуса реактора в процессе эксплуатации выполняется с помощью образцов, изготавливаемых из темплетов, периодически вырезаемых с внутренней поверхности корпусов действующих реакторов, подвергнутых отжигу. Исследование темплетов позволяет оценить текущее состояние металла корпуса реактора.

Получение прогнозных значений по радиационному охрупчиванию на 60 летний срок эксплуатации может быть выполнено только с привлечением результатов ускоренного дооблучения материалов темплетов и учета экспериментальных данных исследовательских программ, полученных при ускоренном облучении материалов корпусов реакторов. Использование такого подхода требует обоснования корректности использования результатов ускоренного облучения материалов корпусов реакторов после отжига при получении прогнозных значений, а также пересмотра и изменения действующей «Методики определения радиационного охрупчивания материалов корпусов ВВЭР-440 при повторном после отжига облучении» 1.3.2.06.034.0031-2009.

В результате выполненной работы разработана и обоснована «Методика определения радиационного охрупчивания материалов корпусов ВВЭР-440 (В-230, В-179) после восстановительного отжига при продлении срока эксплуатации до 60 лет» (далее Методика). При разработке Методики и подтверждении ее консервативности выполнен анализ актуализированной базы экспериментальных данных, в состав которой входят как результаты исследования металла темплетов непо-

средственно после вырезки, так и результаты ускоренного облучения материалов корпусов реакторов после отжига. При разработке методики также выполнено обоснование корректности использования результатов ускоренного облучения материалов корпусов реакторов после отжига для получения прогнозных значений.

Современное состояние и пути совершенствования эксплуатационного неразрушающего контроля основного оборудования и трубопроводов АЭС с ВВЭР

Карзов Г.П., Варовин А.Я.

ФГУП «ЦНИИ КМ «Прометей», Санкт-Петербург

Рассмотрены задачи, недостатки и пути совершенствования системы эксплуатационного неразрушающего контроля (ЭНК) оборудования и трубопроводов (ОиТ) АЭС.

Дана оценка состояния нормативной документации, регламентирующей ЭНК ОиТ на действующих энергоблоках, и применимость результатов ЭНК для оценки состояния ОиТ по критериям прочности.

Показано, что система ЭНК:

- сохранила принципы нормирования дефектов по толщинам элементов и не учитывает особенности их нагружения в составе конкретных элементов РУ;
- размеры дефектов, допустимых при эксплуатации, остались близки к допустимым при изготовлении и чрезмерно консервативны;
- методики ЭНК не обеспечивают определение тех размеров дефектов, которые нужны для анализа прочности;
- оборудование и методики ЭНК не обеспечивают необходимые гарантии выявления и корректной оценки искомых дефектов;
- отсутствует система вероятностного анализа выявляемости дефектов, важных для безопасности;
- на действующих энергоблоках сохраняется большая доля ручного контроля.

Показано, что ключевыми проблемами ЭНК и путями её совершенствования являются:

- разработка и включение в нормативную документацию норм дефектов, которые максимально допустимы по критериям прочности с обеспечением требуемых запасов, и выявление которых для применяемых средств ЭНК обеспечивается с требуемыми гарантиями;
- внедрение систем, обеспечивающих не только выявление, но и определение геометрических размеров выявленных несплошностей;
- расширение перечня элементов ОиТ, контролируемых автоматизированными системами.

Сталь для парогенератора РУ большой мощности с натриевым теплоносителем

*Карзов Г.П., Кудрявцев А.С., Скутин В.С.,
ФГУП «ЦНИИ КМ «Прометей», Санкт-Петербург*

*Денисов В.В., Королёв С.Ю., Лякишева М.Д.
АО ОКБ «Гидропресс», г. Подольск*

*Борисов В.В., Камаев А.А., Поплавский В.М.
АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск*

В действующих реакторных установках на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем используется секционнно-модульный парогенератор. Это позволяет выводить из работы в случае возникновения каких-либо проблем только отказавшую секцию, а не весь парогенератор. Тем не менее, парогенератор данного типа обладает существенными недостатками, к которым относятся: большая удельная металлоемкость, сложность монтажа, большое количество высоко-температурных трубопроводов обвязки, арматуры. Все это требует больших помещений и повышает стоимость энергоблока.

Для новой серийной реакторной установки большой мощности с натриевым теплоносителем в ОКБ «Гидропресс» разработан вертикальный корпусной парогенератор, состоящий из двух модулей. Такой парогенератор лишен недостатков свойственных секционнно-модульному, однако, предъявляет повышенные требования к применяемым конструкционным материалам, так как сталь должна успешно противостоять разрушению в различных средах, в том числе и в случае течи воды в натрий. Высокая температура эксплуатации и обеспечение срока службы парогенератора не менее 240 000 ч требуют применения жаропрочных материалов, обладающих высокой коррозионной стойкостью в пароводяной среде, а также стойких против хлоридного коррозионного растрескивания, что связано также с вертикальной ориентировкой модуля и наличием зоны доупаривания. Необходимым комплексом свойств, а также удовлетворительным уровнем теплопроводности обладает разработанная в ЦНИИ КМ «Прометей» мартенситно-ферритная 12% хромистая сталь марки 07X12НМФБ.

Работы, проведенные в ЦНИИ «КМ «Прометей», обеспечили промышленное освоение стали марки 07X12НМФБ в широком сортаменте металлургических полуфабрикатов: листовые заготовки в толщинах от 1 до 150 мм, кованые заготовки толщиной до 500 мм, бесшовные холоднодеформированные трубы.

Для сварки стали разработана сварочная проволока марки Св-10X12НМФТ (производство освоено на ОАО «Электросталь») и на её основе покрытые электроды марки ЭМ-99 (производство освоено на АО «ОМЗ «ЗиО-Подольск», ЗАО «Электродный завод»).

Комплексный подход направленный на снижение негативного воздействия термометформационного цикла сварки на основной металл, формирование оптимальных структурных состояний металла шва и обеспечение высокого качества сварных соединений, позволил разработать широкий спектр сварочных технологий для изготовления сварных металлоконструкций из стали марки 07X12НМФБ. Разработана технология автоматической дуговой сварки под флюсом в толщинах от 30 до 150мм, ручной дуговой сварки покрытыми электродами в толщинах от 16 до 40 мм, а также технология приварки теплообменных труб к трубным доскам с использованием автоматической аргодуговой сварки неплавящимся электродом с присадкой. Сварка стали успешно опробована в условиях промышленного производства АО «МЗ «ЗиО-Подольск».

Сталь марки 07X12НМФБ и её сварные соединения, включая разнородные сочетания со сталью марок 12X1МФ, 15X1М1Ф, 10X18Н9, 08X16Н11М3, 09Г2СА-А, успешно прошли аттестационные испытания.

Проведенные совместно с ГНЦ РФ-ФЭИ работы показали отсутствие склонности стали марки 07X212НМФБ к растрескиванию в расплаве щелочи в натрии, а также повышенную по сравнению со сталью марки 10X2М стойкость в зоне факела при течи воды в натрий.

Полученные данные, свидетельствуют, что разработанный материал обладает высоким уровнем служебных свойств, необходимых для материала парогенератора, а также полностью удовлетворяет требованиям конструктора по кратковременным и длительным механическим свойствам. Применение нового материала, в сочетании с принятыми конструктивными решениями, позволило снизить удельную металлоемкость парогенератора по сравнению с парогенератором РУ БН-800 в 2-3 раза.

Влияние параметров отжига на степень восстановления структуры и свойств материалов ВКУ

Гурович Б.А.¹, Кулешова Е.А.¹, Приходько К.Е.¹, Мальцев Д.А.¹, Фролов А.С.¹, Марголин Б.З.², Сорокин А.А.², Кохонов В.И.²

¹НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия,

²ЦНИИКМ Прометей, Санкт-Петербург, Россия

К особенностям эксплуатации материалов ВКУ, в первую очередь, выгородки реактора относятся высокие повреждающие дозы и обусловленный поглощением γ -квантов и нейтронов высокий уровень температур в массиве выгородки. Поскольку температуры и повреждающие дозы в сечениях выгородки реактора имеют большие градиенты, возможно возникновение больших внутренних напряже-

ний, которые могут оказаться сопоставимыми с пределом текучести материалов ВКУ.

В этой связи для продления срока службы реакторов ВВЭР-1000 до 60 и более лет необходимо изучение механизмов деградации их свойств и обоснование прочностных характеристик материалов ВКУ

В данной работе проведены комплексные исследования структуры и свойств аустенитных сталей после облучения в реакторах БОР-60 и ВВЭР-1000.

- Показано, что облучение сталей аустенитного класса приводит к образованию дислокационных петель, пор, размеры и плотность которых зависят от дозы и температуры облучения, и к выделению вторичных фаз (G-фазы, карбидов титана и α -феррита). Кроме того, воздействие облучения обуславливает перераспределение содержания химических элементов по границам зерен, что проявляется в уменьшении концентрации хрома и увеличении концентрации никеля на границах зерен и в прилегающей к границе области матрицы.
- Установлена корреляция между изменением структурно-фазового состояния сталей и изменением механических свойств под облучением.
- Предложен способ восстановления механических свойств облученных аустенитных сталей путем восстановительного отжига, обеспечивающего возврат механических свойств до уровня, близкого к исходному состоянию.
- Проведены структурные исследования аустенитных сталей после облучения до повреждающих доз, соответствующих эксплуатации в 60 лет, и последующих восстановительных отжигов по различным режимам.

Инспекционный контроль металла в период ремонтной компании 2016 г.

Зеленин А.В.

НОДМиТК КланЭС

1. На Калининской АЭС эксплуатируются 4 энергоблока с водо – водяными реакторами (ВВЭР – 1000) мощностью 1000МВт каждый: 1,2 блока отработали более 30 лет, 3 и 4 блоки 11 лет и 4 года соответственно.

2. Инспекционный контроль металла оборудования и трубопроводов в ремонтную компанию 2016 г. проводится по рабочим программам, разработанным в соответствии с НД для каждого энергоблока. Для контроля металла применяются традиционные

методы неразрушающего контроля: ВИК (визуальный и измерительный контроль), КК (капиллярный контроль), РГК (радиографический контроль), УЗК (ультразвуковой контроль и ультразвуковая толщинометрия) и др.; разрушающие методы контроля: МИ (механические испытания), МГИ (металлографические исследования), МКК (испытания на межкристаллическую коррозию) и др.

Для определения состояния металла теплообменных труб парогенераторов проводится ВТК (вихретоковый контроль) на каждом энергоблоке в соответствии с графиком. Представлены результаты ВТК ПГВ – 1000 за последние 3 года и количество заглушенных дефектных труб.

3. Запланирована доработка и внедрение нового оборудования – манипулятора для контроля проточной части турбины К – 1000 – 60/1500 и К – 1000 – 60/3000 (разработка АО «ВНИИАЭС», 2015 г.) и манипулятора для подготовки и осушки коллекторов ПГВ – 1000 (разработка АО «НИКИМТ – Атомстрой», 2015 г.).

4. Для осмотра труднодоступных мест оборудования и элементов трубопроводов приобретены системы видеонаблюдения VUMAN RA – Y видеоэндоскопы с вращающейся камерой REVOLVER 80 INVIZ.

5. Внедрена и выполняется «Программа НИОКР АО «Концерн Росэнергоатом» на период 2012 – 2018 г.г. по продлению срока эксплуатации корпусов реакторов «ВКУ АЭС с ВВЭР – 1000 до 60 лет и более».

Применение на Ленинградской АЭС метода УЗК, основанного на технологии фазированных решеток

Садиков Д.Д., Шнель О.О.

Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Ленинградская атомная станция»

Обеспечение безопасной и надежной эксплуатации элементов атомных электростанций всегда было и остается самой главной приоритетной задачей. Важной особенностью в работе АЭС является нахождение компромисса в решении вопроса ремонта или допуска в дальнейшую эксплуатацию оборудования и трубопроводов, имеющих отклонения от своего первоначального состояния. Учитывая тот факт, что ремонт элементов АЭС выполняется в условиях радиационной обстановки, дальнейшая эксплуатация сварных соединений и основного металла оборудования и трубопроводов с допустимыми отклонениями приводит к снижению дозовой нагрузки на персонал, экономии денежных

средств в период ремонтной компании и, как следствие, способствует планированию ремонта при последующих остановах энергоблоков.

В данный момент на Ленинградской АЭС широкое применение в области дефектометрии получил метод ультразвукового контроля, основанный на технологии фазированных антенных решеток, который выполняется как в штатном, так и факультативном порядке. В настоящем докладе будет представлен контроль следующего оборудования и трубопроводов:

- композитные и аустенитные СС трубопроводов Ду50 – Ду300;
- СС плакированных трубопроводов Ду800;
- хвостовики (замки) лопаток ротора турбин;
- основной металл технологического канала и СС приварки обоймы к ТК;
- участки элементов подверженных эрозивно-коррозионному износу (метод сплошной толщинометрии).

Приведены результаты контроля испытательных образцов с искусственными отражателями, а также представлен сравнительный анализ полученных данных с результатами металлографических исследований, позволяющий оценить возможности метода.

Особенности деградации металла теплообменных труб парогенераторов (ТОТ ПГ) ПГВ-1000М. Применение дополнительных критериев для принятия решения о выводе из эксплуатации «деградирующих» теплообменных труб по данным вихретокового контроля (ВТК)

*Черников А.А., Жидов В.Н., Клюев Д.В., Юркин С.А.
АО «Атомэнергоремонт», г. Мытищи*

Для анализа изменений состояния металла ТОТ в зоне интенсивной деградации был проведен сравнительный анализ результатов ВТК ТОТ ПГ, полученных в следующие временные периоды: 2008, 2010, 2012, 2014, 2015 годы. Были выделены характерные ТОТ с акцентом на участки, где произошла деградация.

С 2014 года при проведении ВТК ТОТ ПГ используется дефектоскоп OMNI 200R с возможностью использования 8 постоянных каналов (четыре дифференциальные, четыре абсолютные) и создания собственных «смешанных» каналов. Применение «смешанного» абсолютного канала позволило исключить большинство мешающих факторов и дало возможность объективно представить протяженные образования на поверхности стенки ТОТ. Использование дифференциального канала на низкой частоте (25 кГц) позволило отслеживать образование неглубоких дефектов типа «несплошность» (до 20% от толщины стенки) на наружной поверхности ТОТ в начальной стадии деградации.

Для оценки скорости развития деградации ТОТ данные сравнительного анализа ВТК представлены в виде электронной базы данных. Определены параметры дефектов с указанием глубины и амплитуды, наличие дефектов и отложений на ТОТ в рассматриваемой зоне.

При проведении сравнительного анализа данных ВТК ТОТ, подвергнувшихся интенсивной деградации, установлено, что перед массовым появлением значительных дефектов на участке зоны интенсивной деградации наблюдается возникновение характерных протяженных образований.

По результатам проведенного сравнительного анализа разработаны рекомендации по объемам и зонам контроля, применению дополнительных критериев для принятия решения о глушении ТОТ ПГ.

Предложенные дополнительные критерии глушения ТОТ ПГ открывают возможность дифференцированного подхода к оценке состояния ТОТ ПГ.

Система контроля коррозионных процессов трубопроводов и оборудования технологических контуров АЭС с водными средами

Николаев Ф.В., Прохоров Н.А., Крицкий В.Г., Софьин М.В. Стяжкин П.С. АО «АТОМПРОЕКТ», Санкт-Петербург, Россия

В атомной энергетике контроль за скоростью коррозии конструкционных материалов имеет большое значение не только для прогнозирования продолжительности безопасной работы оборудования, но и для оценки радиационной обстановки и величин отложений продуктов коррозии на ТВЭЛах и в парогенераторах, влияющих на экономичность и безопасность работы современных энергоблоков.

Современные нормативные документы по управлению ресурсом трубопроводов и оборудования АС на стадии эксплуатации устанавливают требования по организации мониторинга и прогнозированию тенденций механизмов деградации.

Аналогичные рекомендации выдвинуты по результатам работы миссии ОСАРТ МАГАТЭ на Нововоронежской АЭС в 2015 году.

Однако, непрерывный on-line мониторинг коррозионного состояния трубопроводов и оборудования на действующих и проектируемых отечественных АЭС осуществляется только косвенными методами контроля показателей качества ВХР. При этом численные оценки скоростей развития равномерной и различных видов локальной коррозии в реальном времени не рассчитываются и в процессе управления качеством ВХР не задействованы. Величины коррозионных повреждений оборудования и трубопроводов, как правило, определяются post factum

в периоды ППР методами УЗК. При таком подходе эффективность управления процессами деградации за счет оперативного управления качеством ВХР, оказывается сниженной.

Для оптимального управления сроком службы оборудования, планирования ремонтов и процедур дезактивации на АЭС отечественных проектов АО «АТОМПРОЕКТ» предлагает значимое расширение возможностей мониторинга и диагностики водно-химического режима за счет использования системы оперативного и постоянного контроля коррозионных процессов (СККП).

Основной функцией системы является определение (диагностирование) коррозионного состояния конструкционных материалов и коррозионной активности водной среды. СККП построена на основе электрохимических датчиков измерения потенциалов и токов коррозии возникающих на поверхности трубопроводов и оборудования водных контуров АЭС, что позволяет определять механизм коррозионного процесса оборудования, его динамику и прогнозировать дальнейшее развитие не только коррозии, но и массопереноса ПК и радиационной обстановки (для помещений первого контура АС).

Внедрение СККП позволяет обоснованно увеличить периоды между плановыми обследованиями оборудования, своевременно обнаруживать нарушение качества водных сред ОИАЭ и ТЭЦ, диагностировать причины нарушений и обеспечивать поддержку принятия решений по выполнению корректирующих мероприятий.

СККП, позволяет контролировать в режиме on-line скорости равномерной коррозии трубопроводов (от 0.01 мм/год) и развития дефектов межкристаллитного растрескивания под напряжением (от 0.1 мм/год) трубок ПГ и сварных стыков трубопроводов АЭС и ТЭЦ. СККП позволяет обоснованно оценивать глубину развития дефектов сварных стыков трубопроводов с точностью ~ 15% по сравнению с данными периодического ультразвукового контроля.

В докладе рассматриваются методы оценки коррозионного состояния конструкционных в пределах всего контура циркуляции теплоносителя по результатам, контролируемым системой в одной или нескольких позициях. Обсуждаются подход к выбору позиций контроля и применяемые электрохимические методы контроля скорости равномерной и локальной коррозии.

Программные комплексы поддержки персонала по решению проблем эрозии-коррозии трубопроводов и оборудования атомных электростанций

*Потапов В.В., Овчаров О.В.
АО «ВНИИАЭС»*

*Томаров Г.В., Шипков А.А., Шенелев С.В., Корешкова Н.С.
ООО «Геотерм-ЭМ», Москва*

Эксплуатация атомных электростанций сопровождается локальными эрозионно-коррозионными повреждениями элементов трубопроводов и оборудования, которые способны приводить к внезапным разрушениям и как следствие к вынужденным отключениям оборудования и остановам энергоблоков в целом. Эрозии-коррозии подвержены трубопроводы и оборудование конденсатно-питательного и влажно-парового трактов АЭС, изготовленные из углеродистой и слаболегированной стали.

В рамках комплексной программы АО «Концерн Росэнергоатом» по проблеме эрозии-коррозии (далее Программа) реализуются мероприятия по разработке и внедрению программных комплексов поддержки персонала (ПКПП) АЭС по мониторингу эрозионно-коррозионного состояния, планирования эксплуатационного контроля металла и оптимизации ремонтно-предупредительных работ элементов трубопроводов и оборудования, подверженных эрозионно-коррозионному износу. Внедрение ПКПП обеспечивает своевременное обнаружение эрозионно-коррозионных утонений близких к недопустимым и позволяет исключить внезапные разрушения трубопроводов и оборудования второго контура энергоблоков АЭС.

ПКПП разработаны и внедрены на пилотных энергоблоках АЭС с ВВЭР-1000 (Калининская АЭС), ВВЭР-440 (Кольская АЭС) и БН-600 (Белоярская АЭС), а также адаптированы на Балаковской АЭС и других атомных станциях. Использование ПКПП позволяет повысить эффективность и снизить избыточность мероприятий эксплуатационного контроля основного металла и околошовных зон элементов трубопроводов конденсатно-питательного и влажно-парового трактов энергоблоков АЭС.

Наиболее эффективным должно стать применение ПКПП на новых энергоблоках АЭС, поскольку мониторинг параметров и характеристик (оказывающих влияние на месторасположение и скорость эрозии-коррозии) от начала их эксплуатации дает возможность существенно повысить точность прогнозирования локальных эрозионно-коррозионных утонений.

Пути решения проблемы эрозии-коррозии на АЭС с РБМК-1000

Юрманов В.А., Шутько К.И., Арефьев А.А., Григорович С.М.,

Юрманов Е.В.

АО «НИКИЭТ»

Решение проблемы снижения отказов оборудования и трубопроводов (ОиТ) является важной задачей обеспечения надежной эксплуатации АЭС. Анализ опыта эксплуатации энергоблоков РБМК-1000 свидетельствует о повышении актуальности данной проблемы по мере их старения.

В 2014 г. по предложению НИКИЭТ Комплексная программа мероприятий ОАО «Концерн Росэнергоатом» по предупреждению разрушений и повышению эксплуатационной эрозионно-коррозионной стойкости трубопроводов и оборудования АЭС» (№ АЭС ПРГ-62К(04-03)2012) дополнена мероприятиями по решению проблемы эрозионно-коррозионного износа (ЭКИ) для энергоблоков АЭС с реакторами РБМК-1000. Эти мероприятия, в частности, предусматривают разработку и внедрение современных методик, приборов и программных средств, позволяющих получить достоверные исходные данные для расчетов интенсивности ЭКИ и надёжного прогнозирования остаточного ресурса ОиТ. При создании физико-химических моделей ЭКИ и разработке методик особое внимание уделено определению мест локальных утонений, влиянию водно-химического режима (ВХР), химическому составу сталей и снижению погрешности расчетов скоростей ЭКИ, а также учету условий нагружения ОиТ.

На основе обработки и анализа данных эксплуатационного контроля должна быть проведена проверка соответствия расчетных оценок и реально измеренных величин, а также откорректированы нормы допустимых толщин, включая обоснование межконтрольного периода для определенных типов ОиТ.

В результате планируемой работы должны быть разработаны рекомендации по применимости или необходимости доработки существующих средств и методик контроля. После этого должны быть откорректированы инструкции и программы эксплуатационного контроля с указанием необходимой периодичности контроля конкретных элементов ОиТ с учетом норм допуска по толщине и скорости уменьшения толщин их стенок вследствие ЭКИ.

Реализация дополнения к программе АЭС ПРГ-62К(04-03)2012 позволит обеспечить безопасность и экономичность работы энергоблоков АЭС с реакторами РБМК-1000 на заключительном этапе их эксплуатации.

О повышении эффективности контроля металла оборудования и трубопроводов АЭС

Бараненко В.И., Гусаров А.Е.

АО «ВНИИАЭС»

В рамках введения в промышленную эксплуатацию информационно-аналитической системы по эксплуатационному неразрушающему контролю металла оборудования трубопроводов АЭС во «ВНИИАЭС» проводятся работы, направленные на повышение эффективности эксплуатационного контроля металла оборудования и трубопроводов, снижения количества unplanned остановок энергоблоков по причине повреждения металла оборудования и трубопроводов. Для снижения затрат на комплекс работ по обоснованию возможности эксплуатации оборудования и трубопроводов энергоблоков АЭС за пределами проектного срока эксплуатации на основе анализа данных о повреждениях металла разрабатываются нормативная документация для оценки фактического уровня надежности оборудования и трубопроводов, а также прогнозирования их остаточного ресурса.

В 2015 г. в целях повышения эффективности контроля металла оборудования и трубопроводов АЭС была введена в действие третья редакция руководящего документа «Нормы допускаемых толщин стенок элементов трубопроводов из углеродистых сталей при эрозионно-коррозионном износе» РД ЭО 1.1.2.11.0571-2015. (далее РД). На основании анализа повреждений металла элементов оборудования и трубопроводов на энергоблоках АЭС с ВВЭР и РБМК в третью редакцию РД включен раздел по расчету скорости коррозии, усиливаемой потоком. Введение этого раздела позволяет проводить прогнозные расчеты длительности эксплуатации трубопроводов. Отсутствие такого раздела в первой и второй редакциях документа не позволяло использовать РД для проведения прогнозных расчетов.

В докладе приводятся данные о повреждениях металла элементов оборудования и трубопроводов, использование которых позволило разработать раздел по расчету скорости коррозии, включенный в РД, анализируется опыт использования документа для проведения прогнозных расчетов, намечаются пути реализации совершенствования РД и внедрения на АЭС современных программных средств для оценки фактического уровня надежности оборудования и трубопроводов АЭС, также прогнозирования их остаточного ресурса.

Опыт вихретокового контроля тонкостенных труб оборудования АС

*Чичигин Б.А., Клещук С.М.
АО «ВНИИАЭС»*

Якушев С.В.

Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» Балаковская АЭС

На АС эксплуатируется значительное число теплообменного оборудования. Начиная с 2009 года сотрудниками АО «ВНИИАЭС» ведутся работы по обследованию тонкостенных труб теплообменного оборудования. Основным методом обследования является вихретоковый с использованием:

- проходных датчиков;
- вращающихся датчиков;
- матричных датчиков.

Для подтверждения результатов контроля, а так же с целью повышения производительности контроля тонкостенных труб, дополнительно применяются:

- метод акустической импульсной рефлектометрии;
- телевизионный контроль с применением эндоскопа.

Подобная методология позволяет существенно повысить достоверность результатов контроля за счет подтверждения или дополнения результатов одного метода другим, а так же повысить производительность.

Данный подход позволяет выполнять контроль большого количества труб с оптимальным соотношением производительности и достоверности. Настоящая идеология хорошо зарекомендовала себя при контроле труб теплообменного оборудования реакторного и турбинного цехов, эксплуатирующихся на АС.

В ППР-2010 блока №2 Калининской АЭС выполнено обследование состояния теплообменных труб конденсатора 2ТПН-1. Было обследовано 1800 труб на всю длину. Трубы прямые длиной 7 метров. Перед проведением контроля была проведена очистка труб от отложений и осушка.

В ППР-2012, 2013, 2014 выполнялись работы по обследованию трех основных конденсаторов турбин Белоярской АЭС. Для труб конденсаторов, выполненных из сплава МНЖ-5-1 были разработаны методики вихретокового контроля труб и контроля труб методом импульсной рефлектометрии. За два года было проконтролировано 60 000 уникальных труб. Более 15 000 были проконтролированы различными методами, что дало возможность обосновать ресурс в дополнительный срок эксплуатации. В 2016 г выполнялись работы по обследованию труб после продления ресурса.

В ППР-2014,2015 выполнен контроль теплообменных труб теплообменников аварийного и планового расхолаживания TQ10W01, TQ20W01, TQ30W01 энергоблоков № 1, 2, 3, 4 Балаковской АЭС. Для этого разработаны временные методики для проведения контроля теплообменных труб теплообменников TQ из аустенитной стали 08X18H10T.

При выполнении всех указанных работ по результатам контроля проводилось глушение труб с дефектами. Часть труб извлекалась для подтверждения наличия дефектов и количественной параметризации дефектов. Для подтверждения в экспресс режиме применялся капиллярный метод контроля. Для количественной параметризации в АО «ВНИИАЭС» проводились металлографические исследования, подтвердившие количественную параметризацию дефектов, полученную вихретоковым методом, с точностью $\pm 15\%$.

Учитывая положительный опыт и актуальность для АЭС в связи со старением оборудования и необходимостью эксплуатации за пределами назначенного срока эксплуатации, предлагается разработать и ввести в действие методики вихретокового контроля тонкостенных труб оборудования АЭС.

Направление **ОБРАЩЕНИЕ С РАО, ПДГОТОВКА И ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГБЛОКОВ АЭС**

Обращение с жидкими радиоактивными отходами на Калининской АЭС

*Горбатенко С.П., Солдатов Н.Н.
Калининская АЭС*

На Калининской АЭС введены в эксплуатацию 4 блока с реакторами ВВЭР-1000:

Блок №1 введен в 1984 г.;

Блок №2 введен в 1986 г.;

Блок №3 введен в 2004 г.;

Блок №4 введен в 2011 г.

Целенаправленная работа по обращению с ЖРО, проводимая на КЛНАЭС, обеспечила существенное снижение образования ЖРО до 6-7 тонн на один блок ВВЭР-1000, что на уровне лучших мировых результатов.

На КЛНАЭС для переработки солевого концентрата (кубового остатка), согласно проекту АО «НИАЭП», используется технология битумирования.

Разработчиком и изготовителем оборудования установки битумирования является ОАО «СвердНИИХиммаш».

На первой очереди эксплуатировалась опытно-промышленная установка битумирования со сливом битумного компаунда (смесь упаренных радиоактивных солей и битума) в специальные емкости.

На второй очереди с пуском блока №3 введена модернизированная промышленная установка битумирования с расфасовкой битумного компаунда в контейнеры на столе расфасовки. Заполненные контейнеры транспортируются в ХТРО с использованием биозащитного контейнера на установку паспортизации для определения радиационных характеристик и оформления паспорта упаковки. После паспортизации контейнеры размещаются в хранилище ХТРО.

Установка позволяет перерабатывать различные отходы:

- кубовый остаток, получающийся после переработки на выпарных аппаратах трапных вод, вод спецпрачечной ;
- пульпы ионообменных смол.

Установка битумирования (УБ) состоит из двух параллельных ниток, каждая из которых имеет проектную производительность до 200 л/ч по испаренной воде и предназначена для переработки жидких радиоактивных отходов путем плочного упаривания их до сухого остатка (влажностью менее 1%) и включения радиоактивных компонентов в расплавленный битум до получения гомогенной смеси – компаунда с соотношением соли-битум 50/50%, загружаемого в контейнеры.

На установке битумирования 1 очереди переработано 2190 м³ кубового остатка (около 570 тонн сухих солей). Установка выведена в резерв.

С начала 2014 года на установке битумирования 2 очереди ведется переработка ЖРО из емкостей 1 и 2 очередей.

Переработано 140 м³ кубового остатка (35 тонн сухих солей), обработано 488 контейнеров с битумным компаундом.

Выводы:

1. На Калининской АЭС достигнуты результаты по образованию ЖРО до 6-7 тонн на один блок ВВЭР-1000.

2. На Калининской АЭС внедрена технология битумирования ЖРО. Качество отвержденных радиоактивных отходов соответствует критериям приемлемости для захоронения. На УБ перерабатываются ЖРО со степенью наполнения компаунда до 50 % (соли-битум) и установка позволяет осуществлять переработку отходов с разным соевым составом.

Переработка ТРО на Калининской АЭС

Николаенко Ю.П.

Калининская атомная электростанция

Введение

Система обращения с твёрдыми радиоактивными отходами (ТРО) представляет собой комплекс технологических и организационных мероприятий по обращению с отверждёнными и твёрдыми радиоактивными отходами, образующихся в процессе нормальной эксплуатации АЭС, в период проведения ремонтных работ, а также при аварийных ситуациях.

Система обращения с ТРО предназначена для обеспечения радиационной защиты обслуживающего персонала и исключения радиоактивного загрязнения окружающей среды в соответствии с требованиями нормативно-технической документацией по безопасности в области использования атомной энергетики.

Переработка ТРО

С целью уменьшения объема радиоактивных отходов и перевода их в форму, удобную для хранения, на Калининской АЭС создан комплекс по переработке РАО (ХТРО).

Комплекс расположен на территории промплощадки КЛНАЭС. ХТРО состоит из блока переработки и блока хранения.

1. Установка прессования.

Характеристики:

- усилие, кН - 950;
- производительность по исходному продукту, м³/ч - 3;
- коэффициент уплотнения - до 6;
- используемая упаковка - 200 л спецбочка (Ø 560 мм, L=871 мм).

В состав гидростанции установки прессования входят 3 насоса с напорами:

- 2,5 МПа;
- 10 МПа;
- 25 МПа.

Также установка прессования оснащена механизмом обжима спецбочек с гидроприводом от насоса 10 МПа.

2. Установка измельчения.

Характеристики:

- производительность, м³/ч - 0,4÷1
- используемая упаковка - 200 л спецбочка (Ø 560 мм, L=871 мм).

Установка предназначена для фрагментирования крупногабаритных ТРО, способна измельчать изделия из металла толщиной до 10 мм.

3. Установка сжигания.

Характеристики:

- номинальная температура, °С - 700/1100;
- производительность, кг/ч - 50;
- степень изменения объема - до 50;
- используемая упаковка - 200 л спецбочка (Ø 560 мм, L=920 мм).

Переработке на установке сжигания подлежат следующие низко-активные ТРО:

- спецодежда, СИЗ, ветошь, обувь;
- древесина, картон, бумага;
- пластмассы всех видов, пластикат – при массовой доле хлорсодержащих пластмасс не более 5%;
- ил очистных сооружений;
- резина.

На установке предусмотрена возможность сжигания очень низко-активного отработанного радиоактивного масла.

Сжиганию не подлежат ТРО, содержащие взрывоопасные вещества. В сжигаемых ТРО должно быть ограничено содержание поливинилхлорида (до 5%) и других материалов, в результате сжигания которых образуются агрессивные и токсичные вещества в количестве, превышающем пределы, установленные нормативными документами.

Сжигание ТРО совместно с нерадиоактивными отходами не допускается.

В результате сжигания ТРО образуется радиоактивная зола, которая направляется на узел цементирования, где она смешивается с цементом, бентонитовой глиной и соевым раствором с системы газоочистки установки сжигания, после временной выдержки происходит омоноличивание.

Совершенствование систем обращения с РАО и учета РАО на Нововоронежской АЭС. Создание участка снятия отходов с радиационного контроля

Наливайко Е.М., Булка С.К.

АО «Концерн Росэнергоатом» филиал «Нововоронежская АС»

В рамках работ по подготовке к миссии OSART на Нововоронежской АЭС была проведена самопроверка на соответствие системы обращения с РАО Нововоронежской АЭС требованиям МАГАТЭ. Согласно ряда документов МАГАТЭ одним из показателей эффективной работы в области радиационной защиты является сортировка отходов в ЗКД на радиоактивные и нерадиоактивные, а также снятие с радиационного контроля отходов, активность которых меньше установленных уровней.

Ежегодная финансовая оценка обязательств по обращению с РАО показала необходимость уменьшения образования РАО, в том числе и с точки зрения экономической составляющей. Изменения № 1 в ОСПОРБ-99/2010 определили понятие снятия с учета и контроля, а также дали четкие цифровые показатели для внедрения данной процедуры.

Нововоронежской АЭС была проведена работа по созданию участка снятия с радиационного контроля. В рамках данных работ была разработана, аттестована и согласована с ФМБА методика по сортировке отходов и снятия их с радиационного контроля. В ЗКД 5 блока установлена аппаратура для сортировки отходов в местах их образования. Сортировка производится по мощности дозы гамма-излучения и по поверхностному загрязнению отходов. Персонал Нововоронежской АЭС обучен сортировке отходов в ЗКД. Разработана и введена в действие программа сортировки отходов и снятия их с радиационного контроля.

Создан новый участок по снятию с радиационного контроля, включающий в себя рабочее место инженера-радиометриста, аппаратуру для снятия измерений радиационных характеристик отходов, аппаратуру для паспортизации ОНАО. Участок введен в работу, и с октября 2015 года ежемесячно производится перевод радиоактивных отходов в категорию ОНАО, а также производится полное снятие с радиационного контроля.

В рамках совершенствования автоматизированной системы учета РАО Нововоронежской АЭС был разработан и введен в эксплуатацию программно-аппаратный комплекс «Паспортизация РАО», позволяющий автоматизировать процесс паспортизации РАО (автоматизация расчетов, производимых при паспортизации, автоматизация хранения данных как произведенных измерений, так и учетных данных, полученных в результате измерений).

На Нововоронежской АЭС осуществляется хранение контейнеров НЗК в легких хранилищах ангарного типа. При этом используются эффекты экранирования и самопоглощения ИИ (с учетом требований всех нормативных документов и без превышения допустимых уровней). С целью планирования перестановок контейнеров внутри действующих хранилищ разработано программное средство по прогнозированию радиационной обстановки вокруг хранилищ ангарного типа. Программное средство, используя расчетные методы, определяет прогнозируемую мощность дозы гамма-излучения вокруг хранилищ в зависимости от установленных в хранилища контейнеров. Также программа позволяет моделировать хранилища любых размеров или площадки накопления НЗК и рассчитывает прогнозируемую мощность дозы гамма-излучения, что дает возможность предусматривать

корректную расстановку контейнеров на любых площадках с условием непревышения установленных допустимых уровней мощности дозы гамма-излучения.

Внедрение технологии радионуклидного вектора на Нововоронежской АЭС

*Пырков И.В., Тимофеева Е.Б., Тихонов И.И., Шаров Д.А.
АО «ВНИИАЭС»*

*Булка С.К., Наливайко Е.М.
Нововоронежская АЭС*

Согласно требованиям федеральных норм и правил (Постановление Правительства РФ № 1069 от 19.10.2012, НП-093-14 «Критерии приемлемости РАО для захоронения») для классификации и паспортизации РАО по радиационному фактору необходимо установление полного радионуклидного состава и активности радионуклидов в РАО, включая тритий, альфа-, бета-излучающие и трансурановые радионуклиды. Прямые измерения указанных радиационных характеристик требуют выполнения полномасштабного анализа содержания радионуклидов в каждой упаковке РАО, включая работы по отбору и подготовке проб, радиохимическому анализу, альфа-, бета-, гамма-спектрометрии. Альтернативный подход, широко используемый за рубежом (ISO 21238-2007) и позволяющий кардинально снизить затраты и повысить оперативность паспортизации РАО, заключается в выявлении устойчивых и/или консервативных соотношений между содержанием радионуклидов (радионуклидных векторов) в различных типах РАО. Указанная технология сводит контроль содержания радионуклидов в РАО (в том числе и сложнодетектируемых радионуклидов, распад которых не сопровождается гамма-излучением), к измерениям содержания только легко детектируемых реперных гамма-излучающих радионуклидов (например, ^{60}Co , ^{137}Cs).

В период с 2013 по 2015 гг. на базе Нововоронежской АЭС АО «ВНИИАЭС» провело комплекс экспериментальных и расчетно-теоретических работ, направленных на разработку и внедрение на НВАЭС методического обеспечения паспортизации РАО на основе технологии радионуклидного вектора.

В ходе выполнения работ:

1) Проведено экспериментальное исследование радионуклидного состава и удельных активностей радионуклидов в различных потоках РАО. В ходе исследования было отобрано и проанализировано порядка 300 проб твердых и жидких РАО. На основе анализа полученного мас-

сива экспериментальных данных определены радионуклидные векторы для различных потоков РАО и выбраны реперные радионуклиды.

2) Разработан и согласован с Национальным оператором по обращению с РАО перечень радионуклидов, подлежащих контролю при паспортизации РАО, образующихся при эксплуатации блоков НВАЭС.

3) Разработано и аттестовано методическое обеспечение паспортизации РАО, основанное на технологии радионуклидного вектора, включающее «Методику установления радионуклидных векторов для паспортизации радиоактивных отходов Нововоронежской АЭС» и «Методику контроля активности радиоактивных отходов Нововоронежской АЭС с применением технологии радионуклидного вектора».

Внедрение на Нововоронежской АЭС технологии радионуклидного вектора позволяет обеспечить выполнение требований ПП РФ № 1069 и НП-093-14 к классификации и паспортизации РАО в части контроля радиационных характеристик РАО, снизить затраты и повысить оперативность радиационного контроля при паспортизации РАО.

Повышение эффективности работы установки УИСО

Кузнецов С.Б., Рыжкова В.Н.

АО «ВНИИАЭС»

Ремез В.П., Воинов И.В.

ООО НПП «Эксорб», Екатеринбург

Использование в процессе переработки ЖРО неорганических сорбентов нового поколения (производство ООО НПП «Эксорб» г.Екатеринбург) открывает широкие возможности для повышения эффективности работы установок УИСО.

Высокая вариативность сорбционных свойств и селективности к различным радионуклидам, а также возможность менять физико-химические параметры сорбентов в зависимости от требований конкретного технологического процесса, позволяют эффективно решать вопросы очистки ЖРО практически любого состава.

Несомненным достоинством неорганических сорбентов производства ООО НПП «Эксорб» является возможность работы с ЖРО без предварительной фильтрации растворов и разложения в них органических загрязнений, что позволяет удалить основную часть радионуклидов из раствора в шлам, сокращая количество фильтров - контейнеров на замыкающей стадии.

Принципиальная схема процесса ионоселективной очистки с использованием сорбентов ООО НПП «Эксорб» выглядит следующим образом:

Раскачка ЖРО – добавление мелкодисперсного сорбента – перемешивание в течении 1-2 часов (сорбция в статическом режиме) – отделение шлама с отработанным сорбентом – сорбция в динамическом режиме с использованием фильтр -контейнера с гранулированным сорбентом.

Исключается стадия озонирования, не требуется нагревание ЖРО.

На стадии статической сорбции из ЖРО удаляется до 95% активности, оставшиеся 5% активности, извлекается в динамическом режиме, либо на 2-й стадии статической сорбции.

Распределением активности между шламом и фильтр – контейнерами можно управлять для минимизации количества образующихся отходов соответствующего класса.

Шлам, содержащий сорбент, отделяется на штатном оборудовании установки УИСО, хорошо цементируется со степенью включения до 40%. Получающийся при этом цементный компаунд, соответствует ГОСТ Р 51883-2002.

Таким образом, работа установки УИСО значительно упрощается, повышается ее производительность, надежность и безопасность.

Переработка солевых концентратов, образующихся после установки УИСО (Кольская АЭС)

Хубецов С.Б., Свитцов А.А.

ООО «Научно-производственная фирма «Гелла-ТЭКО», Москва

На Кольской АЭС с 2006 г. успешно работает установка ионселективной очистки (УИСО) кубовых остатков АЭС. Такие же установки сегодня монтируются и проектируются на других станциях и в перспективе ими будут оснащены все АЭС России и других стран. Деактивированные кубовые остатки относятся сегодня к категории ОНАО и не имеют перспектив вывода за территорию АЭС. Принято решение доупаривать эти растворы и разливать их в бочки – контейнеры, которые после охлаждения и кристаллизации в них пластов складываются в свободных помещениях станции. Понятно, что это – только временное решение.

По химическому составу деактивированные кубовые остатки – это на 95 % нитрат натрия и тетраборат натрия, т.е. в основном ионы Na^+ , NO_3^- и $\text{B}_4\text{O}_7^{3-}$. Из этой смеси можно получить чистые щелочь NaOH , кислоту HNO_3 и борную кислоту H_3BO_3 , которые широко используются на самой АЭС. Содержание любого из этих компонентов в концентрате многократно превышает их содержание в природном ископаемом сырье, находятся они в удобной для передела растворимой форме.

Для этих целей предлагается использовать метод электродиализа с биполярными мембранами. Электродиализ интенсивно осваивался в

ведомстве для переработки ЖРО (ВНИИХТ, Радон, ВНИИНМ), потом работы были прекращены. Ионообменные мембраны выпускаются отечественными предприятиями (АО «Щекиноазот»), имеются разработки мембранных аппаратов с биполярными мембранами.

Принципиально технология следующая: сразу после УИСО рассолы поступают на химическую коррекцию, где устанавливаются оптимальные для электродиализа кислотность и концентрация. На следующей стадии электродиализа производится разделение компонентов: ионы Na^+ и NO_3^- переносятся через мембраны в смежные камеры, где образуется кислота и щелочь, а борат-ионы остаются в исходной камере аппарата. Далее происходит концентрирование и очистка продуктов с использованием мембранных и кристаллизационных методов.

Таким образом, решаются две задачи: снимается проблема хранения рассолов или плавов солей, обеспечивается повторное использование реагентов на станции: для регенерации ионитов, для корректировки рН на УИСО, для дезактивации, для приготовления растворов различных химических реагентов и т.п.

Лабораторные эксперименты с модельными растворами показали принципиальную возможность реализации технологии.

О совершенствовании технологий кондиционирования ЖРО АЭС и радиохимических производств с использованием «Кипящего слоя»

*Масанов О.Л., Понизов А.В.
ФБУ «НТЦ ЯРБ», Москва*

*Кузнецов С.Б.
АО «ВНИИАЭС», Москва*

Настоящее сообщение посвящено рассмотрению обращения с ЖРО, в том числе с солевыми кубовыми остатками, с пульпами ИОС, а также с жидкими органическими отходами на АЭС в связи с необходимостью их захоронения с целью выполнения Федерального Закона № 190 «Обращение с радиоактивными отходами».

В настоящее время в качестве перспективного способа перевода ЖРО в кондиционированное состояние рассматривается процесс их переработки в ходе термо-химического преобразования (реформинга) отходов в ходе псевдоожижения.

Промышленное псевдоожижение появилось на арене использования во время второй мировой войны, в 1942 году вместе с каталитическим крекингом и с тех пор проникло во многие области техники. В ходе процесса слой гранул в аппарате переводится в псевдоожиженное состояние при пропускании через них жидкости или газа. Сегодня

в мировой практике эксплуатируется свыше 500 промышленных установок крекинга газолина, газификации угля, производства минералов, фармакологии и переработки отходов, использующих несколько единиц оборудования, таких как аппаратов сушки/испарения, нагрева/охлаждения, укрупнения частиц и проведение химических реакций.

Опыт АО «ЭКОМЕТ-С» по переработке радиоактивных отходов теплоизоляционных материалов

Кишкин С.А., Левашов П.В., Трошев А.В., Черемисин П.И.
АО «ЭКОМЕТ-С», Санкт-Петербург

Одним из видов радиоактивных отходов, образующихся в процессе эксплуатации, проведении ремонтных работ и работ по выводу из эксплуатации АЭС, являются отходы теплоизоляционных материалов, загрязненные радиоактивными веществами.

Отходы теплоизоляционных материалов (ТИМ) представляют собой, главным образом, маты в стеклотканевой оболочке размером 1200 (2000) x 500 x 80 мм. Объемный вес материалов ~ 100 кг/м³, температура плавления — 1100÷1400 °С. Преимущественный состав ТИМ — базальтовая и минеральная вата. Основная масса ТИМ относится к категории очень низкоактивных отходов. Радионуклидный состав загрязнения ТИМ определяется радионуклидами Cs-134, Cs-137, Со-60. Удельная загрязненность отходов составляет по Cs-137 — до 100 кБк/кг, по Со-60 — 0,3÷6 кБк/кг, другие радионуклиды (Cs-134, Mn-54, Nv-94 и др.) — до 5 % от общей удельной активности. Мощность дозы гама-излучения — не более 10 мкЗв/ч.

В АО «ЭКОМЕТ-С» была разработана технология переработки РАО ТИМ путем их сплавления при температуре 900÷1200 °С с получением стеклоподобных материалов, в которых радиоактивные загрязнения переведены в малоподвижную форму, что создает условия для их экологически безопасного хранения и захоронения. Технология позволяет уменьшить объем РАО ТИМ в 10–15 раз.

На основе созданной технологии была разработана проектная документация на цех по переработке неметаллических твердых отходов, загрязненных радиоактивными веществами. В состав цеха входят участки и системы, обеспечивающие переработку РАО ТИМ на основе теплоизоляционных матов с получением в качестве конечного продукта вторичных РАО в виде стеклоподобного материала заданной дисперсности. Образующиеся вторичные РАО собираются в первичную упаковку - металлические бочки объемом 200 л, которые после паспортизации направляются на временное хранение с последующей передачей на захоронение. Проектная производительность цеха - до 3000 м³/год.

Цех был введен в эксплуатацию в 2012 г. Поставщики РАО ТИМ - Калининская АЭС, Нововоронежская АЭС, Ленинградская АЭС. Наибольшее количество РАО ТИМ было переработано в 2013–2015 г.г. Всего в период с 2012 г. по февраль 2016 г. переработано 4744 м³ РАО ТИМ общим весом 465 тонн. Суммарная активность переработанных отходов – $6.96 \cdot 10^{10}$ Бк. В результате переработки образовались 352,6 м³ РАО, которые были помещены в 200-л бочки, количество которых составило 1763 шт. Усредненный коэффициент сокращения объема РАО составил 13,5.

Выполненные работы показали, что разработанная АО «ЭКОМЕТ-С» технология позволяет осуществлять эффективную переработку радиоактивных отходов теплоизоляционных материалов, образующихся в результате эксплуатации атомных станций, с получением кондиционированных РАО, пригодных для окончательного захоронения. Технология переработки РАО ТИМ защищена патентом.

Варианты обращения с отработавшими ионообменными смолами

*Савкин А.Е., Осташкина Е.Е., Павлова Г.Ю., Карлина О.К.
ФГУП «РАДОН», Москва*

В результате эксплуатации на АЭС России накоплено ~ 30 тыс. м³ отработавших ионообменных смол (ИОС), что составляет примерно 1/3 от общего объема накопленных ЖРО. Это исключает совместную переработку ИОС и других ЖРО из-за большой доли ИОС. Для переработки и кондиционирования отработавших ИОС необходимо создавать специализированные установки. С учетом того, что значительные количества отработавших ИОС накоплены также и на других предприятиях ГК Росатом и Атомфлота вопрос создания новых установок для переработки ИОС представляется весьма актуальным.

В настоящее время в России отсутствуют промышленные установки для переработки ИОС. В мировой практике для переработки и кондиционирования ИОС используют термические методы (сушку, пиролиз, сжигание и др.), включение в матричные материалы (неорганические и полимерные), мокрое окисление и дезактивацию.

В ФГУП «РАДОН» проведены испытания вышеперечисленных методов в лабораторном и опытно-масштабном на свежих и реальных радиоактивных отработавших ИОС. Проведена оценка технологической приемлемости различных методов по выбранным критериям, которым соответствовали: обезвреживание, включение в полимерную матрицу и сверхкритическое водное окисление. Первые два метода позволяют с наименьшими капитальными и эксплуатационными затра-

тами получить кондиционный продукт, соответствующий критериям приемлемости радиоактивных отходов для захоронения по НП-093.

Разработана технология кондиционирования отработавших ИОС непосредственно в контейнере, предназначенном для их дальнейшего хранения или захоронения. При этом после обезвоживания степень заполнения контейнера ИОС составила 90–95% об., а содержание свободной влаги было менее 1% масс., что значительно ниже требований НП-093.

При сочетании обезвоживания и включения в полимерное связующее, содержание ИОС в компаунде составляло 57–62% масс. Определены основные свойства полученного компаунда:

- механическая прочность на сжатие — 40–72 МПа;
- скорость выщелачивания ^{137}Cs — 10^{-6} – 10^{-5} г/см²×сутки.

Проведен предварительный сравнительный анализ экономической эффективности опробованных методов и технологии, разработанной в ФГУП «РАДОН». Показано, что при использовании КМЗ, в качестве контейнера для кондиционированных ИОС, относящихся к 4-му классу РАО для захоронения, предложенная технология имеет существенные преимущества перед другими способами кондиционирования отработавших ИОС.

Повышение эффективности дезактивации металлических радиоактивных отходов с использованием ультразвука и электрохимии

*Лебедев Н.М., Арефьева А.Н., ООО «Александра-Плюс», Вологда
Васильев А.П., Дубинин Г.В., АО «НИКИЭТ», Москва*

Доильницын В.А., Акатов А.А., СПбГТИ(ТУ)

С каждым годом в России возрастает объем работ по обращению с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ) и радиоактивными отходами (РАО), в том числе при реабилитации объектов ядерного наследия СССР и выводе из эксплуатации блоков АЭС. Основная часть твердых радиоактивных отходов (ТРО) имеет поверхностное загрязнение радионуклидами. Объем загрязненного слоя составляет от долей процента до 1–2 процентов общего объема ТРО. Значительная часть ТРО относится к среднеактивным отходам (САО). Их захоронение обходится в 2000–4000 \$/м³.

Дезактивация позволяет вернуть значительную часть высококачественного металла для дальнейшего использования и существенно уменьшить затраты на обращение с РАО. Снижение активности ТРО до уровня очень низкоактивных отходов (ОНАО), которые подлежат захоронению в специальных приповерхностных хранилищах, умень-

шает стоимость захоронения 1 м³ в 10 раз. При этом объем остающейся части ТРО категории САО снижается в десятки раз.

Научно-производственным предприятием «Александра-Плюс» (г. Вологда) в 2007 году была создана первая установка для жидкостной дезактивации металлических ТРО сложной формы с использованием ультразвука (УЗ). Разработка велась с участием специалистов АО «НИКИЭТ» и ГУП Мос НПО «Радон». На установке были проведены опытные работы, которые подтвердили высокую эффективность применения ультразвукового воздействия при жидкостной дезактивации. В результате ультразвуковой обработки в дезактивирующих растворах фрагмента чехла для ОЯТ АПЛ значение коэффициента дезактивации (при различных условиях и режимах обработки) составило от 90 до 500.

В последующие годы по заказам АЭС и других предприятий «Росатома» предприятием «Александра-Плюс» были разработаны и изготовлены установки для дезактивации радиоактивно загрязненного металла с использованием УЗ и электрохимических процессов растворения металлов (ЭХ). Все они успешно работают и в настоящее время. Для переработки образующихся вторичных отходов используются штатные технологии предприятий.

Полученный опыт позволил совместно с СПбГТИ (ТУ) разработать технологию сочетанной ультразвуковой-электрохимической (УЗ-ЭХ) дезактивации, которая значительно повышает эффективность дезактивации, существенно расширяет круг решаемых задач, снижает объем вторичных отходов с получением их в удобной для хранения и окончательной изоляции кондиционированной форме.

В докладе представлен концепт универсального промышленного комплекса, позволяющего проводить дезактивацию различных металлических РАО с использованием разработанной УЗ-ЭХ технологии и осадительно-сорбционной технологии переработки образующихся жидких радиоактивных отходов (ЖРО). Он легко адаптируется к техническим требованиям предприятий-заказчиков. Комплекс может поставляться в мобильном варианте.

Наведенная активность радиационной защиты в проблеме вывода из эксплуатации ядерных установок

Былкин Б.К., Кожевников А.Н.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Егватов И.А., Синюшин Д.К.

ГБОУ ВПО Московский государственный строительный университет

Рассмотрены результаты исследования наведенной активности материалов радиационно-тепловой и биологической защиты ядерных

установок. Установлено, что материалы и конструкции радиационной защиты будут вносить существенный вклад в объемы радиоактивных отходов при выводе из эксплуатации ядерных установок.

Установлено отсутствие однозначного подхода при оценке объема радиоактивных отходов за счет активации радиационной защиты.

Научно-технические и экономические вопросы, связанные с активированными материалами и конструкциями ядерных установок рассматриваются с двух точек зрения:

Выбор малоактивируемых материалов для конструкций защиты на стадии проектирования ядерных установок нового поколения с целью снижения объемов радиоактивных отходов на стадии вывода из эксплуатации.

Обеспечение достоверного прогноза суммарной активности, категории и объемов радиоактивных отходов выведенных из эксплуатации ядерных установок первых поколений.

Предложены подходы к практической реализации указанных задач в общей проблеме вывода из эксплуатации ядерных установок.

Проведение работ по подготовке к выводу из эксплуатации 1-й очереди Белоярской АЭС

Архипкин Р.Ю., Мокшин С.А., Винивитин Е.А.

Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Белоярская атомная станция»

Вывод из эксплуатации блоков АС – одна из важных тем ближайшего времени для атомной отрасли. Энергоблоки 1-й очереди Белоярской АЭС с реакторами АМБ находятся в стадии подготовки к выводу из эксплуатации.

Цель доклада – провести обзор выполненных и планируемых работ по подготовке к выводу из эксплуатации 1-й очереди Белоярской АЭС.

Важнейшее условие, определяющее разрешение начала работ по выводу из эксплуатации – удаление ОЯТ с блока АС. Ввиду отсутствия технологии разделки и переработки ОЯТ реакторов АМБ главной задачей после окончательного останова блоков является обеспечение безопасности при долговременном хранении ОЯТ в бассейнах выдержки 1-й очереди. Начиная с 2010 года проводится подготовка на ФГУП «Маяк» к приемке ОЯТ АМБ, ожидаемый срок начала массового приема топлива – 2020 год. В рамках задачи долговременного хранения топлива в бассейнах выдержки 1-й очереди выполнены работы по обоснованию безопасности хранения ОЯТ в осушенных бассейнах выдержки, продлению срока службы кассет с ОЯТ. В соответствии с вновь принятой нормативной документацией выполняются работы по подготовке к вывозу ОЯТ с площадки Белоярской АЭС: обеспечение безопасности транспортировки ОЯТ в ТУК и модернизация топлив-

но-транспортной части для дистанционной перегрузки топлива из бассейнов выдержки в ТУК.

Выполняются работы по демонтажу отдельных систем и оборудования по перечню подготовительных работ «Проекта вывода из эксплуатации» и созданию комплексов переработки и обращения с жидкими и твердыми радиоактивными отходами.

В период подготовки к выводу из эксплуатации также предстоит провести работы по демонтажу систем и оборудования газгольдерной локализации аварий, турбоагрегатов № 2 и № 3, дезактивации ряда монжюсов и ликвидации хранилища сухих отходов 1-й очереди.

Модульные установки кондиционирования ЖРО

Прохоров Н.А., Сорокин В.Т., Бабкин Д.Н.
АО «АТОМПРОЕКТ», Санкт-Петербург

Переработка жидких радиоактивных отходов (кубовых остатков, отработанных ионообменных смол) в ходе эксплуатации и при выводе из эксплуатации энергоблоков АЭС требует применения эффективных и в то же время достаточно простых и экономически целесообразных методов.

АО «АТОМПРОЕКТ» разработаны и предлагаются для внедрения:

- установка цементирования ЖРО непосредственно в контейнере с неизвлекаемой мешалкой;

- установка термовакуумной сушки отработанных ионообменных смол с загрузкой обезвоженных смол в контейнер без отверждения.

Обе установки ориентированы на применение контейнеров типа НЗК, но могут быть использованы и для других сертифицированных контейнеров.

В докладе приводится описание установок и их основные технические характеристики.

Основным элементом установки цементирования ЖРО является железобетонный контейнер НЗК-150-1,5П с неизвлекаемым перемешивающим устройством. В контейнер последовательно подается необходимый объем ЖРО и цементной смеси. Процесс цементирования происходит в контейнере при непрерывном перемешивании среды встроенной мешалкой.

По сравнению с традиционной технологией, где процесс цементирования происходит в смесителе и готовая масса загружается в контейнер, предлагаемая установка обеспечивает снижение инвестиционных и эксплуатационных затрат за счет упрощения технологии и оборудования отверждения, сокращение строительного объема здания для размещения установки отверждения и сокращения объема вторичных отходов при эксплуатации.

Основным отличием установки переработки ионообменных смол методом термовакуумной сушки является её щадящее воздействие на смолу. При этом исключаются термическое разрушение материала и выход газообразных токсичных продуктов.

В докладе приведены результаты испытаний опытно-демонстрационной установки, которая по объему единовременно обрабатываемой смолы и производительности соответствует требованиям, предъявляемым к промышленной установке.

В результате испытаний определены основные параметры процесса сушки ионообменной смолы, обеспечивающие получение продукта требуемого качества по критериям отнесения к твердым радиоактивным отходам.

Хранение и последующее захоронение осушенной смолы может производиться в железобетонных контейнерах типа НЗК-150-1,5-ИОС (невозвратный защитный контейнер для ионообменной смолы), которые сертифицированы для этой цели.

Приведены результаты расчетов по состоянию смолы в течение длительного хранения и расчетов мощности дозы излучения от контейнеров с осушенной смолой, подтверждающие безопасность хранения.

Биологическая защита контейнеров типа НЗК позволяет хранить отходы среднего уровня активности, а упаковка РАО отвечает критериям приемлемости для длительного хранения и захоронения в пунктах захоронения радиоактивных отходов.

Не усвоенные уроки проектов вывода из эксплуатации

Собко А.А., АО «РАОПРОЕКТ», Санкт-Петербург

1. Краткая характеристика проектов

Ликвидация исследовательского корпуса «Б»: дезактивация и демонтаж СК, реабилитация территории.

Вывод из эксплуатации 1, 2 блоков Белоярской АЭС: демонтаж ТГ-1, ликвидация ГЛА, извлечение РАО ХСО-1, извлечение просыпей из монжусов дренажей кладки аппаратов, передача в спец. организацию МРАО и извлеченных ТРО.

2. Подготовка проектов:

- проведение КИРО (оценка достоверности определения исходных параметров РАО);
- разработка ПСД (согласование, экспертиза ПД, разработка ООБ и ОВОС, разработка рабочей документации);
- получение лицензии ЭО на ВЭ.

3. Планирование проектов:

- содержание и границы проекта (определяются проектом и РД, ведомостью объемов работ; отсутствие четких границ и содержания

создает крайне высокие риски грубых ошибок при планировании работ);

- планирование регулярных мероприятий по взаимодействию заинтересованных сторон проекта.

4. Исполнение и контроль:

- участие проектировщика на этапе исполнения работ позволяет управлять содержанием проекта (своевременно корректируя недостатки проекта), предоставлять ЭО и Заказчику оперативную информацию для контроля содержания работ, бюджета и сроков;
- регулярные взаимодействия по проекту позволяют своевременно диагностировать и управлять рисками.

5. Завершение проекта:

- высокое влияние на результаты проектов ВЭ оказывают корректность КИРО и соблюдение технологий, предусмотренных проектом, исполнителем работ;
- взаимодействие ЭО, проектировщика, Генподрядчика на всех этапах реализации проекта позволяют придать проекту требуемую гибкость и своевременно компенсировать недостатки КИРО и проектно-сметной документации.

Обращение с внутрикорпусными устройствами при выводе из эксплуатации блоков №1, 2 Нововоронежской АЭС. Технико-экономические аспекты

Корнеев И.И., АО «Концерн Росэнергоатом»

В настоящее время выполняются работы по проекту вывода из эксплуатации блоков №1,2 Нововоронежской АЭС, при реализации которого ожидается образование свыше 18 600 тонн твердых РАО общей активностью $\sim 10^{16}$ Бк.

Одной из основных задач при выводе из эксплуатации блоков №1,2 Нововоронежской АЭС является обращение с внутрикорпусными устройствами (ВКУ) реакторов, вносящими основной вклад в общий баланс активности РАО, образующихся при выводе из эксплуатации этих блоков.

Конструктивные особенности блоков и высокие уровни активации ВКУ накладывают жесткие требования и ограничения на выбор технологии производства работ по обращению с данными элементами конструкций реакторов блоков №1,2.

Международный опыт планирования и выполнения работ по выводу из эксплуатации корпусных ядерных реакторов показывает возможность применения различных технических подходов и технологий обращения с ВКУ.

Детальное изучение различных способов обращения с ВКУ в целях выбора и применения наиболее эффективного способа позволит снизить затраты на обращение с образующимися РАО, в т. ч. улучшить общие технико-экономические показатели вывода из эксплуатации блоков №1,2.

В работе проанализированы технико-экономические аспекты применения трех вариантов обращения с ВКУ при выводе из эксплуатации блоков №1,2, которые предусматривают:

- извлечение и фрагментацию ВКУ с загрузкой фрагментов в контейнеры типа НЗК и их передачу Национальному оператору для захоронения;
- извлечение и прямую загрузку ВКУ (без фрагментации) в крупногабаритные контейнеры и их передачу Национальному оператору для захоронения;
- прямую передачу на захоронение ВКУ, размещенных в корпусе реактора.

Результаты выполненного анализа вариантов обращения с ВКУ показывают целесообразность рассмотрения вопросов захоронения ВКУ без их фрагментации (в корпусе реактора или отдельных крупногабаритных контейнерах).

Направление ОБРАЩЕНИЕ С ОЯТ

Анализ достаточности/избыточности требований нормативно-технической документации в части обоснования ядерной безопасности при обращении с топливом на АЭС с ВВЭР

Тебин В.В.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Критерием ядерной безопасности при обращении с топливом на АЭС является условие не превышения значения эффективного коэффициента размножения ($K_{эфф}$) некоторого нормативного значения с учетом методической погрешности расчетной программы, технологических допусков и погрешности конкретного расчета. Величина $K_{эфф}$, рассчитываемая, как правило, методом Монте-Карло, является ведущим собственным значением решения условно-критической асимптотической задачи при решении линеаризованного кинетического уравнения, и представляется, в первую очередь, как математическая сущность. Иногда, в том числе в нормативных документах, употребляется физическая величина, которая является отношением

числа нейтронов, генерируемых в системе в единицу времени к числу нейтронов, поглощаемых и покидающих систему в ту же единицу времени. Эта величина называется динамическим коэффициентом критичности или просто коэффициентом критичности. В докладе показано, что, когда система заведомо подкритична, величина $K_{эфф}$ является консервативной и превышает коэффициент критичности, то есть является достаточной для обоснования ядерной безопасности. Также рассмотрены надкритические ситуации, когда $K_{эфф}$ не является консервативной величиной и при рассмотрении физических процессов в таких системах необходимо дополнительно оценивать коэффициент критичности, то есть, в общем случае следует решать временную задачу с учетом запаздывающих нейтронов и обратных связей.

Ядерная безопасность при хранении и транспортировании на АЭС новых видов ТВС с повышенной ураноемкостью и обогащением до 5,0 %

Осадчий А. И., Борисенков А. Э., Калугин А. В.

НИЦ «Курчатовский институт»

Первоначально средства транспортирования и хранения АЭС с ВВЭР-1000 были рассчитаны на ТВС, использовавшихся в 90-х годах прошлого века с максимальным обогащением 4,4%. Поэтому использование современных видов топлива требует проведения углубленных расчетных обоснований ядерной безопасности при хранении и транспортировании по всей цепи прохождения топлива на АЭС.

Возникновение ядерно-опасных ситуаций при хранении и транспортировании топлива принципиально возможно по всей цепи прохождения топлива на АЭС и обусловлено использованием в качестве топлива обогащенного урана и воды в качестве замедлителя. Современный этап развития ядерной энергетики с этой точки зрения характеризуется факторами, потенциально повышающими опасность при обращении с ядерным топливом как свежим, так и отработавшим.

Повышение технико-экономических показателей АЭС на современном этапе развития в значительной мере обеспечивается использованием новых топливных циклов и совершенствованием ТВС. При этом для реакторов ВВЭР-1000 к настоящему времени обогащение топлива достигло 5,0 %, усовершенствована конструкция ТВС путем увеличения ураноемкости и уменьшения количества конструкционных материалов и вредных примесей.

В настоящем докладе с использованием современных программных средств и обоснованным снятием консерватизма расчетных моделей представлены результаты расчетов $K_{эфф}$ средств обращения топлива реакторов ВВЭР-1000.

Обращение с ОЯТ на Белоярской АЭС

Дубовик А.И.

Белоярская АЭС

АМБ-100 и АМБ-200 остановлены для вывода из эксплуатации в 1980-х гг. Для обеспечения безопасного хранения кассет с ОЯТ была проведена серия работ по обоснованию длительного их хранения в воде бассейнов выдержки. Разработана технология подготовки кассет с ОЯТ для транспортирования на переработку. В 2016 году планируется отправить пробную партию ОЯТ 1 очереди Белоярской АЭС (АМБ-100 и АМБ-200). После 2023 года планируется произвести полный вывоз ОЯТ 1 очереди.

Цикл обращения с ТВС БН-600 на Белоярской АЭС занимает около 5 лет. После облучения до отправки на переработку отработавшие ТВС выдерживаются в бассейне выдержки до трех лет. Бассейн выдержки энергоблока № 3 заполнен на треть от проектного максимального объема при этом негерметичных ТВС нет. Ежегодный объем отправки ОЯТ БН-600 на переработку соответствует ежегодной загрузке реактора БН-600. Соответственно накопления ОЯТ реактора БН-600 на площадке Белоярской АЭС не происходит. Первая отправка ОЯТ с БН-800 планируется после 2020 года. Характеристики отправляемого ОЯТ определяются расчетным комплексом «ГЕФЕСТ».

Об использовании установок серии МКС для измерений глубины выгорания, изотопного состава и остаточного тепловыделения ОЯТ

Николаев С.А., Чернов В.А., Волков В.С., Мастеров А.В., Исаев С.Г.,

Кузин Н.В., АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск

Лобков Ю.М., Бунин В.М., АО «Концерн Росэнергоатом»

Миронов К.В., Кольская АЭС

В соответствии с «Правилами по безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии» (НП-061-05), разрешается использовать глубину выгорания в качестве параметра ядерной безопасности, если контроль ядерного топлива осуществляется с помощью специальных установок. Измеренные значения выгорания ядерного топлива могут использоваться для обоснования ядерной и радиационной безопасности при размещении ОТВС в бассейнах выдержки, в том числе по уплотненной схеме, а также в контейнерах при хранении и транспортировке ядерного топлива.

Для измерений выгорания ядерного топлива отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) в промышленных условиях в России

разработаны установки серии МКС. Установки МКС-01 ВВЭР внедрены на АЭС с реакторами ВВЭР-440 (Кольская и Нововоронежская АЭС), реакторами ВВЭР-1000 (Калининская АЭС). Установки МКС-01 РБМК внедрены на Ленинградской и Курской АЭС. Установки для контроля выгорания ОТВС ВВЭР-1000 и РБМК-1000 изготовлены и поставлены на ФГУП «ГХК» с целью использования в условиях сухих хранилищ. Для контроля высокообогащенного топлива ДАВ-90 разработана и внедрена во ФГУП «ПО «МАЯК» установка МКС-01 ДАВ. Для контроля изотопного состава при разделке топлива АМБ разработан комплекс оборудования на основе установки МКС-01 АМБ для эксплуатации на ФГУП «ПО «МАЯК».

Все установки серии МКС сертифицированы и зарегистрированы в Госреестре средств измерений и допущены к применению в Российской Федерации. Методики измерений (МИ) с использованием установок выгорания аттестованы и внесены в Федеральный реестр методик измерений. МИ с использованием установки МКС-01 ВВЭР и МКС-01 РБМК рассмотрены «Комиссией по методам и средствам контроля параметров ядерной безопасности и системам аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции на ядерных установках, пунктах хранения», получено положительное заключение.

Описание установки МКС-01 ВВЭР, методики измерений и результатов измерений выгорания ядерного топлива ОТВС реакторов ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и РБМК-1000 докладывались на прошлых конференциях МНТК. В настоящем докладе приводятся:

- результаты модернизации установки МКС-01 ВВЭР на Кольской АЭС для увеличения возможностей установки при измерениях от 10 суток после выгрузки из реактора;
- результаты измерения выгорания ядерного топлива реакторов РБМК-1000 в условиях приреакторных БВ Курской АЭС;
- результаты разработки установки измерения выгорания МКС-03 РБМК;
- результаты измерения выгорания ядерного топлива блоков ДАВ-90 на ФГУП «ПО «МАЯК».

Обоснование использования СВРК в качестве измерительной системы для определения выгорания ОЯТ

Рыжков Ю.А.

Балаковская АЭС

В настоящее время в России накоплено около 19 тыс. тонн ОЯТ. В проекте новой ФЦП ЯРБ-2 на 2016–2020 гг. и на период до 2030 г. безопасное удаление из временных хранилищ и переработка ОЯТ обозначены одним из пяти важнейших направлений Программы.

В этой связи существенное увеличение объемов перевозок топлива на заводы регенерации при соблюдении ядерной и радиационной безопасности представляет первостепенную задачу

При использовании подхода «Запас на выгорание» («Burnup Credit») при обосновании безопасности обращения с топливом учитывается реальное выгорание топлива (расчетная реактивность ОЯТ уменьшается за счет учета выгорания актинидов и накопления продуктов деления) и как следствие увеличивается вместимость БВ и ТУК, сокращаются расходы на сооружение хранилищ и транспортирование и уменьшаются риски при транспортировании. Преимущества достигаются за счет определения выгорания (путем измерений или расчетов), отслеживания истории облучения топлива в реакторе, уточнения обоснования безопасности за счет привлечения современных расчетных кодов и их верификации по результатам критических экспериментов и послереакторных измерений

Важно подчеркнуть, что «запас на выгорание» не уменьшает запас безопасности при оценке критичности, а уменьшает избыточный консерватизм при анализе, другими словами, уменьшает неопределенность запаса безопасности за счет более совершенного анализа.

Учет глубины выгорания ОЯТ при обосновании ядерной безопасности его хранения и транспортировании допускается п. 3.7 НП-061-05 и п. 2.12.7.6 НП-053-04 и должен быть обоснован в проекте. При этом оговаривается наличие специальных установок для измерения глубины выгорания.

Для контроля глубины выгорания предлагается применять расчетно-экспериментальный метод контроля выгорания с использованием учетных данных ТВС плюс данные полученные системой внутрореакторного контроля (СВРК). СВРК является комплексной автоматизированной системой, входящей в состав РУ и предназначенной для функционирования в составе оборудования энергоблока и по сути является установкой для измерения глубины выгорания.

ПО СВРК-М предназначено для вычисления нейтронно-физических параметров, удельной энерговыработки (глубины выгорания), концентрации изотопов. При оценках параметров используются данные измерений линейного энерговыделения по КНИ (ДПЗ) в активной зоне. Оценка неопределенности выгорания по данным СВРК основана на сравнении результатов специальных реперных задач по программе БИПР-7А и по аттестованным программам MCU-RFFI/A и MCU-REA (методом Монте-Карло), а также на основании сравнений результатов расчётов с данными топливных загрузок ВВЭР-1000 с оксидным урановым топливом.

Предлагаемые меры — применение современной концепции «запас на выгорание», позволяющее увеличить вместимость ТУК и сократить число перевозок и более широкое использование учетных данных по истории топлива на АЭС и регистрируемых системой СВРК, и применение СВРК в качестве измерительной системы (установки) для контроля глубины выгорания ОЯТ, позволят достичь сокращения доли использования установок для измерения выгорания на АЭС и получение существенного экономического эффекта при одновременном увеличении уровня безопасности при перевозках.

Об использовании установок измерения подкритичности хранилищ оят ВВЭР и РБМК для обоснования ядерной безопасности

*Мастеров А.В., Николаев С.А., Чернов В.А., Ибрагимов Р.Л., Волков В.С.
АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск*

*Сеелев И.Н., Невин С.Р., Кочуров А.А.
ФГУП «ГХК», г. Железногорск Красноярского края*

При обращении с ОТВС в БВ ХОЯТ необходимо соблюдать требования ядерной безопасности, изложенные в НП-061-05. В качестве параметра ядерной безопасности разрешается использовать глубину выгорания. Если контроль ее осуществляется перед размещением ТВС в бассейнах хранилища с помощью специальных установок. Число ОТВС в ХОЯТ АЭС с РБМК составляет несколько десятков тысяч, поэтому провести такие измерения достаточно сложно.

В этих условиях в качестве компенсирующих мероприятий в 1996 г. был разработан макет установки измерения подкритичности, позволивший экспериментально (при поддержке и в сочетании с расчетными способами) подтвердить теоретические предпосылки возможности определять абсолютное значение подкритичности в интересующей области БВ ХОЯТ. Для определения размножающих свойств отработавшего ядерного топлива предложен импульсный метод непосредственного измерения подкритичности, начиная с $K_{эф.} \approx 0.3$, при нормальных условиях эксплуатации. Метод основан на измерении временного распределения плотности нейтронного потока в среде после инъекции в нее импульса быстрых нейтронов. Однако по ряду причин (в основном из-за отсутствия финансирования) предложенный метод не был доведен до промышленного внедрения на АЭС.

В 2009 году на Ленинградской АЭС был создан опытно-промышленный образец установки измерения подкритичности БВ ХОЯТ УИП-006, который профункционировал до 2013 г. С 2013 по 2015 г.

установка УИП-006 была модернизирована, в 2015 г. проведены ее испытания в условиях БВ ХОЯТ Ленинградской АЭС.

Аналогичная установка СКП-ХОТ была разработана в 2015г. для хранилища отработавшего топлива ОТВС ВВЭР-1000 на ФГУП «ГХК». Установка СКП-ХОТ прошла опытно-промышленные испытания на хранилище ХОТ-1.

Обе установки сертифицированы и зарегистрированы в Госреестре средств измерений и допущены к применению в Российской Федерации.

Разработаны методики выполнения измерений подкритичности хранилища отработавшего ядерного топлива с помощью установок. Методики аттестованы и внесены в Федеральный реестр методик выполнения измерений.

Настоящий доклад посвящен краткому описанию импульсного метода измерения подкритичности и установок измерения подкритичности УИП-006 и СКП-ХОТ, а также представлены результаты измерений подкритичности заданных областей БВ ХОЯТ Ленинградской АЭС и ХОТ-1 ФГУП «ГХК».

Оперативный контроль герметичности отработавшего ядерного топлива ВВЭР и РБМК

*Чернов В.А., Николаев С.А., Мастеров А.В., Кузин Н.В.
АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск*

В соответствии с технологическим процессом перевода ОЯТ РБМК-1000 с мокрого на сухое хранение одним из этапов подготовки ОТВС РБМК-1000 к переводу на сухое хранение является входной контроль ОТВС, проводимый с целью разделения ОТВС на кондиционные, пригодные к переводу на сухое хранение по штатной технологии, и некондиционные, подлежащие переводу на сухое хранение по специальной технологии. Основные требования к входному контролю ОТВС содержатся в «Методике контроля состояния ОТВС РБМК-1000 при постановке на сухое хранение. МТ 1.2.1.02.999.0002 -2014». Одним из методов контроля герметичности ОТВС, рассмотренных в МТ, основан на прямых спектрометрических измерениях активности воды в пеналах.

В докладе приведен результаты разработки установки оперативного контроля герметичности ОТВС РБМК-1000 с использованием прямых спектрометрических измерений, а также испытаний прототипа установки в приреакторном БВ Смоленской ЛАЭС.

В соответствии с технологическим процессом перевода ОТВС ВВЭР-1000 с мокрого на сухое хранение одним из этапов является контроль герметичности для обеспечения радиационной безопасности при

обращении с ОТВС. Для обеспечения контроля герметичности была разработана система измерения герметичности ВВЭР-1000. Метод измерений основан на непрерывных измерениях объемной активности бета-активного газа (^{85}Kr) с использованием радиометра газов.

В докладе приведен результаты разработки системы измерения герметичности ОТВС ВВЭР-1000 на ФГУП «ГХК».

Контроль состояния отработавших тепловыделяющих сборок РБМК-1000 при постановке на сухое хранение

Черемискин И.В.

Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» «Ленинградская атомная станция»

Критерии кондиционности отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) при переводе на сухое контейнерное хранение, методы контроля, анализа и обработки информации фактического состояния ОТВС на энергоблоках с РУ РБМК-1000 определены в Методике МТ 1.2.1.02.999.0002-2014 (контроль состояния отработавших тепловыделяющих сборок РБМК-1000 при постановке на сухое хранение.)

На основании методики выпущена «Инструкция по входному контролю ОТВС при постановке на сухое хранение».

Входной контроль при постановке на сухое хранение состоит из операций по:

- выбору ОТВС для постановки на сухое хранение;
- проверке выбранных ОТВС на соответствие ТУ «Отработавшее ядерное топливо реакторов РБМК-1000. Требования к поставке в централизованное хранилище»;
- контролю активности воды в пенале с ОТВС;
- визуальному контролю состояния ОТВС для определения степени повреждения ОТВС (механические повреждения, разрушение элементов ОТВС, изменение зазора между ВПТ и НПТ);
- определение заводского знака маркировки ОТВС.

По результатам визуального контроля к постановке на сухое хранение в ампулах ПТ 95x2 мм не допускаются ОТВС РБМК-1000:

- С механическими повреждениями ДР типа задиры обода, размером более половины ширины обода ДР (~ 9мм) для предотвращения застревания ПТ в ампуле.
- С разрушением ДР10 (крайняя ДР в ВПТ к зазору между ПТ) для предотвращения застревания ПТ в ампуле. Основными признаками разрушения ДР являются разрыв обода ДР со смещением концов обода в месте разрыва или выпадение ячеек ДР. Трещина обода

ДР без смещения концов обода в месте трещины признаком разрушения не является;

- Со следующими повреждениями ДР11 (крайняя ДР в НПТ к зазору между ПТ):
 - трещина обода ДР11, разрушение ДР11, задиры обода, размером более половины ширины обода. ДР11 – место закрепления ОТВС в зажимном устройстве.
- При обнаружении выпавших фрагментов ДР в зазоре между ПТ; Имеющие минимальный зазор между ВПТ и НПТ менее 11мм для предотвращения повреждения твэлов во время резки.

К настоящему моменту более 11000 ОТВС прошли визуальный контроль состояния. Из них не допущено к разделке на ПТ более 2000 ОТВС:

- более 1500 ОТВС имеют повреждения ДР10-ДР11 типа вмятин, задиры, трещин, разрушений;
- 596 ОТВС имеют выход твэлов в зазор между ПТ.

Около 100 ОТВС не допущено к разделке по другим основаниям.

В докладе будут приведены описания технических средств для проведения визуального контроля состояния ОТВС при постановке на сухое хранение.

Результаты реализации Рабочей программы по обращению с ОЯТ на АЭС АО «Концерн Росэнергоатом» на 2013-2015 годы и на перспективу до 2018 года

Шестаков Ю.М., Филиппова Ю.Ю.

АО «ВНИИАЭС»

Одной из основных экологических проблем атомной энергетики является накопление отработавшего ядерного топлива. С целью организации и обеспечения безопасного обращения с ОЯТ АО «ВНИИАЭС» разрабатывает программы мероприятий по обращению с ОЯТ на АЭС АО «Концерн Росэнергоатом». В 2015 году закончился срок реализации очередной Рабочей программы по обращению с ОЯТ на АЭС АО «Концерн Росэнергоатом».

В качестве целевых индикаторов результативности мероприятий Рабочей программы ОЯТ были определены рост индекса вывоза ОЯТ с территории АЭС к объему наработанного на АЭС ОЯТ за срок ее реализации, снижение количества отказов и нарушений в работе оборудования и систем обращения с ОЯТ.

В 2014 году зафиксировано изменение тренда накопления ОЯТ на АЭС: впервые объем ОЯТ снизился в связи с обеспечением вывоза ОТВС с Ленинградской и Курской АЭС. В 2015 году эта положительная динамика укрепилась. Всего за три года реализации Рабочей програм-

мы ОЯТ объем ОЯТ, накопленного на площадках АЭС, уменьшился почти на 380 тонн. Количество нарушений и отклонений в работе оборудования и систем обращения с ОЯТ также снизилось с девяти в 2013 году до пяти в 2015 году. Таким образом, целевые индикаторы результативности мероприятий Рабочей программы ОЯТ достигнуты.

Основные результаты реализации Рабочей программы ОЯТ:

- разработана и введена в действие методика «Контроль состояния отработавших тепловыделяющих сборок РБМК-1000 при постановке на сухое хранение» МТ 1.2.1.02.999.0002-2014;
- переиздан сертификат-разрешение на транспортировку контейнера ТУК-109 № RUS-0103-B(U)F(Rev.3);
- энергоблоки Ленинградской АЭС оснащены установками для осмотра облученных ТВС перед повторным использованием, разработана РКД на установку промывки ТВС перед повторным использованием;
- Ленинградской АЭС выполнены в полном объеме мероприятия по достижению проектной производительности отделения разделки, обеспечен вывоз некондиционных ОТВС на ФГУП «ПО «Маяк»;
- внедряются установки измерения глубины выгорания ОТВС реакторов РБМК-1000: на Ленинградской АЭС на этапе ОПЭ, на Курской АЭС на этапе внедрения, на Смоленской АЭС на этапе закупок;
- в перечень ТВС ВВЭР-1000, разрешенных к поставке на завод РТ, включены сборки с начальным обогащением топлива по урану-235 до 4,92 мас.% включительно и глубиной выгорания не более 58 ГВтхсут/тU;
- АО «ВНИИАЭС» разработаны критерии негерметичности твэлов ТВС реакторов ВВЭР-1000 проектов В-320, В-338, В-187, включая новые виды топлива (без центрального отверстия в таблетках и с удлиненным топливным столбом). Критерии внесены в ТОБ РУ ВВЭР-1000 с целью их применения при обосновании хранения в БВ вне гермопеналов ОТВС, имеющих твэлы с дефектами типа «газовая неплотность»;
- осуществлен вывоз 23 дефектных ОТВСА с блока № 1 Калининской АЭС, 4 дефектных ОТВС с Кольской АЭС на Нововоронежскую АЭС, в защитной камере Нововоронежской АЭС выполнено перетаривание четырех ОТВС для отправки на ФГУП «ПО «Маяк»;
- выполнена замена стеллажей БВ на стеллажи уплотненного хранения на Балаковской АЭС в БВ энергоблока № 1 (полностью), БВ энергоблока № 2 (два отсека); БВ энергоблока № 3 (один отсек), вместимость БВ увеличена на 34 %;
- изготовлено 6 ТУК-84/1 для ОТВС АМБ, получены изменения УДЛ на эксплуатацию энергоблоков № 1, 2 Белоярской АЭС в части

внесения изменений в Техническое обоснование безопасности при хранении и обращении с ОЯТ реакторов АМБ Белоярской АЭС, оформлен сертификат-разрешение на перевозку ОЯТ АМБ в унифицированном ТУК-84/1;

- внедрена установка для освобождения технологических шахт и БВ энергоблоков № 1, 2 Белоярской АЭС от длинномерных изделий АСК 501.00, выпущено обоснование ядерной и радиационной безопасности работ по освобождению технологических шахт и БВ-1, 2 № 09-06/1148 от 30.11.2015;
- разработана программа и выполнены инженерные изыскания для создания комплекса обращения с ОЯТ при подготовке к вывозу с площадки Билибинской АЭС, разработано ТЗ на проект комплекса обращения с ОЯТ.

Вместе с тем, определены проблемные вопросы. По причине отсутствия финансирования не выполнялись мероприятия по разработке и внедрению технологического регламента проведения ремонта БВ на АЭС с определением необходимых условий для проведения работ по контролю неплотностей и ремонту облицовки (устранение замечаний акта целевой инспекционной проверки) и по освобождению ОСХОТ Нововоронежской АЭС в части разработки технологии обращения с отработавшими ПС СУЗ и СВП ВВЭР-1000.

Новая программа по обращению с ОЯТ на АЭС АО «Концерн Росэнергоатом» должна быть разработана на основании положений отраслевых документов и новой федеральной целевой программы по обеспечению ядерной и радиационной безопасности, утвержденной правительством РФ в ноябре 2015 года и должна включать мероприятия, предусмотренные принятыми решениями, протоколами Госкорпорации «Росатом» и АО «Концерн Росэнергоатом», и предложения атомных станций.

Направление **ПОЖАРНАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ**

Исследования возможности применения компрессионной пены для тушения электрооборудования под напряжением на объектах атомной энергетики

*Алешков М.В., Федяев В.Д.
Академия ГПС МЧС России*

На сегодняшний день атомная энергетика России является одной из ведущих отраслей энергетики страны. На территории Российской Федерации функционируют 10 атомных станций общей производительной мощностью 26,3 ГВт. Данные объекты должны отвечать всем нормам безопасности, в том числе и нормам пожарной безопасности. Основным ущерб от пожара на объектах атомной энергетики составляет выход из строя дорогостоящего энергетического оборудования, а так же косвенный материальный ущерб, который составляет перебои в подаче электропитания, отключение подачи электро и теплоэнергии, для обеспечения жизнедеятельности населения.

Согласно существующим нормативным документам при ликвидации пожаров на объектах энергетики первоочередной задачей пожарных подразделений совместно с аварийными службами объекта является проведение мероприятий по снятию напряжения с токоведущих частей и агрегатов энергетического оборудования. Однако на объектах атомной энергетики сложность заключается в том, что есть 30 % помещений в которых, из соображений безопасности, запрещено проводить обесточивание электрооборудования, так как это может повлиять на безопасную работу ядерного реактора. Следовательно, тушение пожаров электрооборудования необходимо проводить под напряжением от 0,4 до 6,0 кВ.

Основным поражающим фактором при тушении пожаров электрооборудования под напряжением является ток утечки, проходящий по струе огнетушащего вещества через тело человека. Для снижения этой опасности необходимо применение средств защиты от поражения электрическим током, а так же учитывать безопасные расстояния от ствола до электрооборудования. Безопасные расстояния выбираются из учета прохождения по струе тока утечки со значением не более 0,5 мА, который является не ощутимым для человека.

Основным огнетушащим веществом, применяемым при тушении пожаров, на атомных объектах является вода. Однако с учетом пожарной нагрузки объекта вода не всегда может стать эффективным средством тушения пожара, а применение всех видов пенообразователей

и иных поверхностно-активных веществ для улучшения огнетушащей способности струй запрещено, в виду возможного резкого повышения электропроводности струи.

Развитие технологий пожаротушения позволили создать новые технологии подачи пены. Технология получения компрессионной пены позволяет производить подачу на тушение пожара по насосно-рукавной системе пожарных автомобилей не раствора пенообразователя, а готовой воздушно-механической пены. При тушении пожаров компрессионная пена имеет те же свойства, что и простая пена, полученная традиционным вспениванием, однако, у компрессионной пены есть ряд отличий, которые позволяют говорить о ее высокой эффективности наряду с пенами, полученными традиционным вспениванием.

Разработана программа проведения исследования технологии подачи компрессионной пены для определения возможности тушения пожаров электрооборудования под напряжением на объектах атомной энергетики.

При проведении исследования по определению возможности применения компрессионной пены для тушения электрооборудования под напряжением будут оцениваться ряд значащих параметров. Для проведения исследований будет модернизирован специализированный стенд для определения тока утечки по струе огнетушащего вещества. По результатам эксперимента будет проведен математический анализ полученных данных, который позволит определить закономерности, на основании которых возможно будет создать программное обеспечение для предварительного планирования сил и средств при тушении пожаров на объектах атомной энергетики.

Таким образом, проведенные исследования позволят определить условия для безопасного применения современных технологий пожаротушения, таких как подача компрессионной пены, для тушения пожаров электрооборудования, находящегося под напряжением, и тем самым повысить эффективность работы пожарных подразделений.

Специфика использования сил и средств пожарной охраны на АЭС в условиях возникновения, развития и ликвидации заprojektных (тяжелых) и химических аварий

Харевский В.А.

Служба пожарной безопасности АО «Концерн Росэнергоатом»

В соответствии с Федеральным Законом «О пожарной безопасности» от 21.12.1994 №69-ФЗ основными задачами пожарной охраны, в т.ч. объектовых подразделений ФПС по охране АЭС являются туше-

ние пожаров и проведение аварийно-спасательных работ на объектах защиты.

Однако для потенциально опасных объектов, к которым относятся и атомные электрические станции (далее – АЭС), нарушение (или прекращение) функционирования систем (элементов) безопасности ядерной установки, вследствие чрезвычайных ситуаций природного, техногенного и террористического характера, может привести к потере управления и ее разрушению с последующей ядерной и радиационной аварией. Как следствие, – колоссальный ущерб, необратимые негативные изменения экологии субъекта или административно-территориальной единицы, существенное ухудшение на длительный период времени безопасности жизнедеятельности населения, проживающего на данных территориях.

В этих условиях одним из важнейших факторов обеспечения безопасности действующих АЭС, их персонала и населения территорий является, устойчивая работа ядерных установок энергоблоков с обеспечением полного контроля и управления ими в течение всего периода времени развития, локализации и ликвидации запроектных (тяжелых) и химических аварий, в т.ч. сопровождаемых пожарами.

Воздействие опасных факторов пожаров и их последствий на персонал АЭС, и прежде всего на оперативный персонал, осуществляющий функции контроля и управления ЯУ может фактически привести к потере управления ею, и как следствие к возможным нарушениям установленных пределов безопасности энергоблока.

В этой связи совершенствование системы обеспечения противоаварийной и противопожарной готовности и защиты энергоблоков АЭС является безусловным условием обеспечения безопасности ядерно-опасных объектов.

Проанализировав условия, специфику и результаты возникновения, развития и ликвидации ряда пожаров и аварий, происшедших на Белоярской АЭС (1978), Чернобыльской АЭС (1986), АЭС «Фукусима» (2010) и других АЭС, а также итоги проведения комплексных противоаварийных учений по сценариям возникновения и протекания запроектных (тяжелых) аварий на действующих АЭС в 2010-2013 годах можно сделать выводы:

- о необходимости привлечения сил и средств пожарной охраны АЭС для участия в проведении специальных работ, связанных с локализацией и ликвидацией возможных запроектных (тяжелых) и химических аварий на АЭС и их последствий;
- об целесообразности индивидуального проектирования и изготовления пожарной автотехники основного и специального назначения для АЭС, с учетом наиболее эффективного ее использования как в условиях тушения пожаров, так и для проведения специальных

работ по недопущению (локализации) негативных сценариев развития запроектных (тяжелых) и химических аварий на АЭС.

Анализ развития и ликвидации пожаров (аварий) на АС показывает, что пожарная охрана может в кратчайшие сроки обеспечить комплекс специальных работ по локализации развития аварийных ситуаций и защите оперативного персонала АС, осуществляющего выполнение технологических операций (работ) по останову, расхолаживанию РУ и поддержанию ее в подкритичном состоянии.

Об особенностях соблюдения требований нормативно-правовых актов и нормативных документов РФ по пожарной безопасности при проведении мероприятий по надзору

Сазыкин В.И.

Служба пожарной безопасности АО «Концерн Росэнергоатом»

Объекты использования атомной энергии (ОИАЭ) являются объектами повышенной опасности, и соблюдение требований пожарной безопасности в ходе их эксплуатации является одним из условий обеспечения ядерной и радиационной безопасности страны.

С целью снижения административных барьеров для осуществления предпринимательской деятельности разработан Федеральный закон от 26.12.2008 № 294-ФЗ «О защите прав юридических лиц и индивидуальных предпринимателей при осуществлении государственного контроля (надзора) и муниципального контроля», который устанавливает права и обязанности как федеральных органов исполнительной власти (ФОИВ), так и проверяемых юридических лиц при организации и проведении проверок, в том числе пожарной безопасности. Следует отметить, что положения данного закона не применяются при расследовании чрезвычайных ситуаций, например, при проведении дознания по фактам пожаров, загораний.

В соответствии с постановлением Правительства РФ от 05.05.2012 № 455, территориальные органы государственного пожарного надзора (ГПН) МЧС России не наделены правами по установлению режима постоянного государственного надзора на АЭС. При проведении государственного надзора не допускается проверка выполнения обязательных требований, если такие требования не относятся к полномочиям надзорного органа.

В ходе организации проверок ФОИВ обязаны проводить проверки только по законным основаниям и предупреждать проверяемые организации заранее (за исключением внеплановых проверок, которые также должны иметь установленные законом основания). Важно помнить, что проверяемая организация вправе отказать надзорному органу

в проведении проверки (даже внеплановой) в случае отсутствия для нее оснований или наличия нарушений в оформлении необходимых документов.

В ходе проверок ФОИВ при фиксации нарушений зачастую ссылаются на Федеральный закон от 28.08.2008 № 123-ФЗ «Технический регламент о требованиях пожарной безопасности». Следует помнить, что требования данного закона не распространяются на объекты защиты, которые были введены в эксплуатацию, либо проектная документация на которые была направлена на экспертизу до дня вступления данного закона в силу – т.е. до 01.05.2009 г. При этом обязательными являются только прямо указанные в технических регламентах требования, а требования стандартов добровольного применения (в частности, сводов правил), не являются обязательными к выполнению.

При выявлении в ходе проверки нарушений пожарной безопасности ФОИВ оформляет предписание об устранении выявленных нарушений, по результатам которого возможно привлечение к ответственности лиц, допустивших нарушения, в отдельных случаях – административное приостановление деятельности предприятия; в любом случае, ФОИВ обязан в дальнейшем осуществлять контроль за устранением выявленных нарушений. Следует помнить, что административная ответственность также может наступить в результате правонарушений, осуществляемых в ходе проведения проверки, таких как, например, воспрепятствование законной деятельности должностных лиц ФОИВ.

Органы ГПН допускают ряд типовых нарушений в ходе организации, проведения и оформления результатов проверок пожарной безопасности на АЭС. Должностным лицам АО «Концерн Росэнергоатом», ответственным за сопровождение проверок ФОИВ, следует изучить практику работы с типовыми нарушениями, допускаемыми при проведении проверок, с целью сокращения необоснованных требований по их результатам и снижения затрат, связанных с их устранением.

Новые разработки дыхательных аппаратов и самоспасателей со сжатым воздухом, проверочного и компрессорного оборудования для оперативного персонала АЭС и объектов подразделений ФПС по охране АЭС

Варшамов А.Г.

АО «Дыхательные системы – 2000»

В нашей стране многим известна компания ОАО «КАМПО», которое является разработчиком и изготовителем дыхательных аппаратов различного назначения и компания АО «Дыхательные системы-2000»,

которая является не только дистрибьютором КАМПО, но и сама разрабатывает и производит продукцию на своих мощностях, например, передвижная компрессорная станция ПКС на базе шасси КАМАЗ, которая была создана несколько лет назад и успешно поставляется для нужд МЧС или наша последняя разработка - стационарный воздушный компрессор БАРОС с производительностью 330 л/мин (данная производительность выбрана исходя из большинства поставленных установок). При разработке мы всегда учитываем и наш собственный опыт и пожелания наших заказчиков, которые хорошо знают не только отечественное оборудование, но зарубежные аналоги. В результате консультаций мы смогли, совместно с нашим китайским партнером компанией ECOWELL, создать компрессор, который в наибольшей степени соответствует пожеланиям МЧС, т.к. наряду со многокомпонентной электронной системой управления процессом зарядки мы смогли еще предложить и адекватную стоимость изделия. Надеюсь, что такой компрессор заинтересует соответствующие службы РОСАТОМА.

Специально для предприятий росатома КАМПО переработало руководство по эксплуатации дыхательного аппарата АП «Омега-С», теперь обслуживание и проверка аппарата стали проще.

Например, визуальная проверка работоспособности аппарата, без использования контрольных устройств, проводится непосредственно перед включением в аппарат или один раз в месяц. Регламентные работы проводятся один раз в год, тоже визуальные, без использования контрольной установки, но при этом надо протереть маску медицинским спиртом, т.е. провести дезинфекцию. Проверка давления, в соответствии с документацией, осуществляют один раз в месяц, при этом если вентиль баллона оснащен индикатором давления, то проверка сводится просто к осмотру индикатора. Для более полного контроля индикатор можно проверять чаще.

В аппарате не предусмотрено никаких регламентных замен каких-либо деталей в течение всего срока службы, а пользоваться аппаратом может любой пользователь изучивший руководство по эксплуатации. Хочу еще раз подчеркнуть, что для сокращения временных затрат по проверке аппарата вентиль баллона должен быть оснащен индикатором давления воздуха. В документации проверка минимизирована, но полностью ее убрать не представляется возможным, т.к. от состояния аппарата зависит жизнь человека, поэтому надо в любой момент быть уверенными, что аппарат находится в рабочем состоянии.

В текущем году мы разработали и начали сертификацию новой подвесной системы для дыхательного аппарата со сжатым воздухом, которая представляет собой не модернизированную версию, а полностью новую конструктивную разработку с использованием новых материалов. Новая спинка будет иметь возможность регулировки поясного

ремня по высоте, что позволит комфортно распределить вес аппарата пользователям с разным ростом и комплекцией. Крепление баллонов будет универсальным, что позволит устанавливать различные баллоны, как один, так и два, без дополнительной покупки комплектующих. Воздуховодную систему мы решили оставить в прежнем виде, т.к. за 10 летие эксплуатации мы не получали никаких нареканий от заказчиков, а освоение данной конструкции не требует исключительных знаний и навыков со стороны персонала эксплуатирующих организаций, т.к. наша система не имеет регулировок и разбирается на отдельные части от руки. Хочу особенно отметить, что данное новшество не повлекло за собой увеличение стоимости продукции. Мы ожидаем первых поставок такой системы в начале следующего года.

Для удобства проверок параметров дыхательных аппаратов мы создали и ввели в состав нашей многократно проверенной тестовой установки КУ-9В надувной муляж головы, который существенно упростил проверку аппарата на герметичность с надетой на муляж полнолицевой маски. Сама же установка для проверки параметров аппарата представляет собой автономное механическое изделие, без подключения к электросети и электронных датчиков, которые могли бы усложнить эксплуатацию и увеличить стоимость изделия (для ремонта на месте не нужно иметь специальных знаний по электротехнике и программному обеспечению). Хочу обратить внимание на то, что проверочная установка необходима только для наших дыхательных аппаратов АП «Омега», которые поставляются для нужд противопожарной службы, т.к. проверка параметров с использованием контрольного оборудования необходима в соответствии с нашим законодательством. Точно такой же дыхательный аппарат с добавлением буквы «С» в название не требует никаких проверок с использованием контрольного оборудования, т.к. все проверки осуществляются визуально, что отражено в эксплуатационной документации. Данное различие обусловлено только наличием сертификата соответствия на требования технического регламента о пожарной безопасности у одного и отсутствием такого у другого аппарата. Все наши аппараты не имеют регламентных замен, т.е. замена какой-либо детали осуществляется только при выходе ее из строя. АП «Омега-С» имеет ту же конструкцию и те же технические характеристики, что АП «Омега», но в его составе более широкий выбор баллонов, т.к. он не ограничен требованиями технического регламента по пожарной безопасности по сроку защитного действия – не менее 60 мин. Поэтому, если аппарат не предназначен для эксплуатации противопожарной службой предприятия, то выбор АП «Омега-С» более предпочтителен.

Для предприятий РОСАТОМА возможно будет интересно рассмотреть приобретение самоспасателей со сжатым воздухом, которые

также производит КАМПО, как для неподготовленных пользователей, так и для подготовленных сотрудников, имеющих навыки эксплуатации дыхательных аппаратов и отвечающих за эвакуацию персонала или имеющие обязанности по выключению каких-либо производственных устройств или другие действия в рамках эвакуации. Аппарат для неподготовленного пользователя включается в работу сразу при открытии сумки, в которой он хранится, а воздух из баллона поступает в капюшон, полностью закрывающий голову и имеющий прозрачную лицевую часть. Воздух в таком аппарате подается постоянно, независимо дышит человек или нет. Время защитного действия такого аппарата составляет 20 мин (используется металлокомпозитный баллон 2л с рабочим давлением 300 бар) . Аппарат для подготовленного пользователя представляет собой аппарат с полнолицевой маской и легочным автоматом, в котором предусмотрена легочно-автоматическая подача воздуха, т.е. аппарат подает воздух при дыхании человека, но и тот и другой аппарат имеют избыточное давление воздуха под капюшоном и маской, что полностью исключает попадание вредных веществ в органы дыхания.

Срок защитного действия аппарата составляет 27 мин (используется металлокомпозитный баллон 3 л с рабочим давлением 300 бар).

К вышесказанному можно добавить несколько слов о вспомогательном оборудовании для испытаний баллонов входящих в состав дыхательных аппаратов.

Данное оборудование представляет собой комплекс изделий, которые обеспечивают весь процесс переосвидетельствования баллонов объемом до 10л:

- Гидравлический стенд для нагнетания давления воды в баллоне до 450 бар максимально.
- Ванна с механизмом поворота баллона для исследования на предмет появления течи.
- Установка для проверки объемного расширения металлокомпозитных баллонов.
- Установка сушки баллонов.
- Установки очистки и промывки баллонов
- Сверлильный станок с пневмотисками для монтажа/демонтажа вентиля или удаления остатков вентиля в случае его слома.
- Стол с оборудованием для накачки баллонов перепуском сжатого воздуха и проверки их на герметичность. Весь этот комплекс специально разрабатывался по заказу МЧС для малолитражных баллонов дыхательных аппаратов.

В заключении хотел бы сказать, что формат данного выступления не предусматривает подробного описания технических характеристик нашей продукции, Я информирую вас о нашей продукции и о наших

возможностях, для получения более подробной технической информации и вопросов по обслуживанию, вы всегда можете обратиться в нашу службу технической поддержки, отправив запрос с нашего сайта или просто позвонив в наш офис, где наши сотрудники подробно объяснят все характеристики и отличия оборудования и посоветуют наиболее подходящее под ваши условия. Кроме этого, мы можем привезти и продемонстрировать наше оборудование, ответив на месте на ваши вопросы.

Современное оборудование для тушения возможных пожаров на предприятиях атомной энергетики

Чуркин В.Е.

ООО «ТД «Арсенал ПТВ»

Вступление:

Использование пожарных гидромониторов при ликвидации аварии на Чернобыльской АЭС 26 апреля 1986 года.

Первые пожарные лафетные стволы (мониторы) для машинных залов АЭС.

Цель разработки. Наименование и назначение устройства.

Выбор конструкции пожарного лафетного ствола (монитора) для АЭС.

Основные огнетушащие вещества:

Вода – физические свойства жидкости

Пена – свойства пены

Порошок – свойства порошка

Ручные пожарные стволы:

Основные типы ручных пожарных стволов.

Основные технические характеристики

Комбинированные, перекрывные, универсальные пожарные стволы с регулируемым расходом и геометрией струи.

Ручной пожарный ствол для тушения пожаров в электроустановках под напряжением до 10 000 Вольт.

Пожарные лафетные стволы (мониторы):

Основные типы пожарных лафетных стволов (мониторов).

Классификация пожарных лафетных стволов (мониторов).

Лафетные стволы (мониторы) и их технические характеристики.

Пожарные лафетные стволы (мониторы) переносные.

Пожарные лафетные стволы (мониторы) стационарные.

Пожарные лафетные стволы (мониторы) возимые.

Примеры реализованных проектов.

Применение инновационных разработок для противопожарной защиты объектов атомной энергетики

Кабедя С.А.

Группа компаний «Рубеж», г. Саратов

Атомная энергетика с точки зрения противопожарной защиты заслуживает особого внимания. Учитывая последствия, которые могут быть в случае возникновения пожара, на объектах должно применяться оборудование, отвечающее последним достижениям в области науки и техники. Одной из таких систем является интегрированная система для обеспечения безопасности на крупных и распределенных объектах любой сложности «GLOBAL-АЭС».

Благодаря реализации комплекса из 3-х взаимосвязанных решений: разработка собственного инновационного протокола обмена данными между адресными устройствами и управляющим прибором RSR2, создание адаптированного под протокол программного обеспечения (далее ПО) и соответствующей архитектуры построения «GLOBAL», система получила ряд уникальных характеристик:

- 50 000 адресных устройств на один Групповой контроллер (далее ГК) при неограниченном количестве ГК на одно Автоматизированное рабочее место;
- 1 км между соседними адресными устройствами, что при учете 250 устройств на 1 адресную линию связи (далее АЛС), дает длину АЛС в 250 км;
- 1 секунда на опрос состояния всех устройств, а соответственно и реакцию системы на любое тревожное событие. Данный параметр остается неизменным даже в условиях сильно распределенной по расстоянию системы безопасности;
- Автоматическая адресация и конфигурирование адресных устройств;
- Тройной аппаратный уровень резервирования устройств.

Инновацией является сама ИСБ «GLOBAL», поскольку впервые объединяет в рамках интегрированного применения разработки, которые и позволили добиться описанных выше характеристик. Специально разработанные алгоритмы программного обеспечения ГК позволяют использовать в ИСБ «GLOBAL-АЭС» одни и те же физические устройства для разных подсистем ИСБ.

Взаимодействие компонентов системы основано на принципе «журналирования», когда КАУ системы сами следят и протоколируют свое состояние и отправляют в ГК только информацию об изменениях. Таким образом, сохраняется оперативность доставки информации даже при наличии в системе большого количества устройств.

Реализован удобный механизм подпитки АЭС, в любом необходимом месте обеспечивающий подключение адресных оповещателей с суммарным токопотреблением больше, чем способна обеспечить АЭС.

Система основана на принципе ретранслирования, реализованного в каждом устройстве. Каждое АУ способно отфильтровать в принятой информации от прибора нужную ему информацию, а остальную, предназначенную для последующих АУ, отправить дальше при этом усилить ретранслированный сигнал.

Все вышеперечисленные свойства позволяют позиционировать ИСБ «Глобал-АЭС» в одном ряду с ведущими разработками мирового уровня.

Оценка соответствия проектируемых объектов КРЭА требованиям пожарной безопасности

Бакулин С. А.

ФРКП АО «Концерн Росэнергоатом», г. Москва

Тезисы:

- требования Технического регулирования РФ по обоснованию проектных решений Раздела 9;
- Государственное регулирование на этапах жизненного цикла АЭС;
- подходы по стандартизации требований ПБ в области использования атомной энергии;
- участие АО «Концерн Росэнергоатом» в СРО НП «Союзатомпроект»;
- оценка соответствия проектной документации КРЭА требованиям ПБ;
- предупреждающие действия Заказчика в соответствии с НД серии ИСО 9000.

Особенности противопожарной защиты АЭС с натриевым теплоносителем на примере БН-800 и БН-1200

Лобанова Н. А.

ООО НТЦ «ППБ»

Для быстрых реакторов БН-800 и БН-1200 принята трехконтурная схема, в которой теплоносителем 1-го и 2-го контуров является жидкий натрий, разогретый до весьма высоких температур, способный при различных течах из трубопроводов и оборудования гореть при соприкосновении с воздухом. Опасность представляет собой также контакт натрия с бетоном или теплоизоляцией, так как он может привести к разрушению строительной конструкции и/или реакции натрия и продуктов его горения с водой, выходящей из теплоизоляции и бетона вследствие тепловой деструкции.

При формировании сценария максимальной расчетной аварии (МРА) постулировалось: раскрытие сквозного отверстия на трубопроводе или в сосуде, эквивалентного диаметру, равному двум толщинам стенки трубы; истечение натрия струйное; горение натрия происходит в луже. Такой подход является традиционным для отечественных быстрых реакторов, и обоснован многолетней практикой эксплуатации, опытом реальных течей натрия.

Для Энергоблока №4 Белоярской АЭС ГНЦ РФ-ФЭИ им. Лейпунского были выполнены многочисленные расчетно-аналитические обоснования, в которых для каждого натриевого помещения были определены максимальные значения следующих параметров натриевых пожаров:

- давление и температура газовой среды;
- температура на поверхности бетона потолка, пола и стен помещения;
- интегральный массовый выброс в аварийную вытяжную пожарную систему вентиляции (только для проектных аварий), в рабочую вытяжную вентиляцию, в соседние помещения;
- интегральный выброс радиоактивности по радионуклидам (для помещений I контура) в аварийную вытяжную пожарную систему вентиляции (только для проектных аварий), в рабочую вытяжную вентиляцию, в соседние помещения.

По результатам анализа сделаны выводы, что строительные ограждения технологических помещений с натрием выдерживают как тепловые, так и динамические воздействия, возникающие при аварийных ситуациях. Принятые в проекте пассивные средства пожаротушения (поддоны с гидрозатвором, сливные системы) существенно ограничивают эффекты горения. Применение азотного пожаротушения для натриевых помещений реактора БН-800 признано нецелесообразным.

Результаты анализа нашли свое отражение в «Специальных технических условиях в части обеспечения пожарной безопасности объекта капитального строительства «Белоярская АЭС, энергоблок №4 с РУ БН-800», 2014 г., разработанных ООО НТЦ «ППБ» и согласованных в установленном порядке.

В качестве критериев обеспечения противопожарной защиты натриевых помещений при МРА было принято:

- 1) Исключение возможности появления при пожаре как высоких значений давления, так и сильного разрежения в натриевых помещениях.
- 2) При пожаре температура газовой среды в помещении не должна значительно превышать ~ 270 °С или 370 °С (для 1-го и 2-го контуров соответственно).

- 3) При пожаре температура теплоизоляционных конструкций стен и потолка не должна превышать 200 °С, бетона пола, потолка и стен — 100 С, облицовки стен и потолка — 600–650 °С (для помещений I контура) и 400 °С (для помещений II контура).
- 4) Исключение появления влаги в газовой среде помещения.
- 5) Выбросы радиоактивных веществ в соседние помещения и в атмосферу должны быть как можно ниже. Значения вызванных этими выбросами доз облучения не должны превышать установленных пределов.
- 6) При всех переключениях в вентиляционных системах, в том числе связанных с горением натрия, рабочая точка должна находиться в пределах рабочей зоны напорной характеристики вентилятора. Для помещений с натриевым оборудованием предусмотрены следующие меры:
 - мероприятия по снижению вероятности контакта горячего натрия с кислородом воздуха;
 - мероприятия по недопущению контакта натрия с водой;
 - мероприятия по недопущению образования взрывоопасных концентраций водородно-воздушных смесей в случае, если все же контакт натрия с водой или паром будет иметь место;
 - системы обнаружения возгорания натрия;
 - средства локализации пожаров (поддоны самотушения, герметичные проходки, теплоизоляция и облицовка перекрытий и стен помещений).
 - использование аварийной вытяжной пожарной системы вентиляции, а также принудительная подача огнетушащих сред и материалов к очагу горения натрия.

Все натриевые системы расположены в отдельных относительно герметичных помещениях, представляющих собой самостоятельную пожарную зону. В проекте предусматривается защита бетонных строительных конструкций от прямого воздействия натрия и тепловых эффектов путем покрытия их теплоизоляцией и стальной облицовкой.

При проектировании быстрого реактора БН-1200, в полной мере был учтен опыт проектирования и строительства БН-800. В 2012 -2015 годах ООО НТЦ «ППБ» была выполнена научно-исследовательская разработка по теме «НИР в обоснование проекта АЭС с реакторной установкой БН-1200», в рамках которой была разработана концепция противопожарной защиты помещений с натриевым теплоносителем, включавшая в себя:

- аналитические исследования пожарной опасности реакторных установок с натриевым теплоносителем;
- обоснование проектных решений по противопожарной защите РУ БН-1200;

- проект документа «Правила технологического проектирования противопожарной защиты помещений с натриевым теплоносителем АЭС с реактором БН».

Проект «Правил технологического проектирования противопожарной защиты помещений с натриевым теплоносителем АЭС с реактором БН» прошел широкое обсуждение и доработку при участии специалистов ведущих организаций по тематике реакторов БН: Проектного офиса БН-К, ОКБМ, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», АО «Атомпроект», АО ОКБ «Гидропресс».

Указанные Правила технологического проектирования имеют цель обеспечить регулирующие органы, разработчиков проектов и лицензиатов атомных электростанций с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем рекомендациями и руководящими материалами по концепциям, методам и принципам проектирования, используемым для защиты атомной электростанции от опасных факторов, связанных с течами и горением натриевого теплоносителя.

Предполагается, что настоящие Правила должны дополнять требования по обеспечению пожарной безопасности, указанные в СП 13.13130, в части, касающейся зданий, помещений, оборудования и трубопроводов с жидкометаллическим натриевым теплоносителем.

Развитие системы нормирования пожарной безопасности АЭС

Борисов В.Н., Пуцев Д.И.

ФГБУ ВНИИПО МЧС России

Относительно высокая вероятность возникновения и развития пожара обусловлена технологическими особенностями процесса производства электроэнергии на атомных станциях. С одной стороны, на основных производствах используется большое количество горючих веществ и материалов. Так, удельная пожарная нагрузка в кабельных помещениях реакторных установок может иметь порядок 20 000 МДж/м², в одной системе циркуляционных насосов и турбоагрегатов могут находиться десятки и сотни тонн горючего масла. С другой стороны, чрезвычайно высокая энергонасыщенность производства обуславливает наличие большого числа высокоэнергетических источников зажигания. Значительную специфику, с точки зрения пожарной опасности, имеют реакторы типа БН на быстрых нейтронах. В таких реакторах в качестве теплоносителя используется металлический натрий. При работе действующего энергоблока Белоярской станции на мощности используется более 100 тонн горючего натриевого теплоносителя, в 1-м контуре радиоактивного, разогретого до температуры выше, чем температура самовозгорания. В этих условиях пролив натрия при разгерметизации оборудования автоматически приводит к пожару.

Несмотря на существенную пожарную опасность натриевого теплоносителя, технологические трудности при создании и эксплуатации жидкометаллических контуров охлаждения реакторной установки, Программа развития ядерной энергетики в Российской Федерации предусматривает серийное строительство энергоблоков с реакторами типа БН. Это обусловлено рядом существенных преимуществ таких реакторов: использованием, в качестве топлива, более дешевого Урана 238 и наработкой ядерных материалов в процессе эксплуатации реакторной установки, применимых для дальнейшего использования.

До настоящего времени энергоблоки с реакторами БН считались уникальными и вопросы обеспечения безопасности, в том числе и пожарной безопасности, таких энергоблоков рассматривались в индивидуальном порядке, применительно к конкретному объекту. Для создания единой системы обеспечения пожарной безопасности, впервые, с учетом программы их массового возведения, в 2015 году разработана система нормирования пожарной безопасности таких объектов. Нормативные требования и подходы определены на основе широкого анализа результатов российских и зарубежных научно-исследовательских, опытно-конструкторских работ. На их основе ВНИИПО разработано Изменение №2 к своду правил СП 13.13130.2009 «Атомные станции. Требования пожарной безопасности».

В Изменении №2 определены специфические требования к обеспечению пожарной безопасности натриевых реакторов. Такие требования являются следствием технологических особенностей реакторов на быстрых нейтронах, особенностей горения и тушения натрия в случае развития пожара.

Основная специфика пожарной опасности рассматриваемого типа реакторов заключается в следующих факторах:

- наличии больших объемов натриевого теплоносителя, находящегося под давлением, и разогретого, в условиях эксплуатации РУ, выше температуры самовоспламенения;
- опасности химического и термического воздействия горящего натрия на незащищенные строительные и ограждающие конструкции из бетона;
- опасности взаимодействия натрия с водой контура охлаждения реактора или водой, подаваемой при использовании водяного пожаротушения;
- сложности физико-химических процессов на поверхности проливов теплоносителя с учетом специфики взаимодействий металл-окислы-огнетушащее вещество при применении тушения по поверхности.

Изменение №2 к своду правил предполагает возможность сочетания применения различных методов активной и пассивной противопо-

жарной защиты для достижения условий безопасности реакторов на быстрых нейтронах.

В настоящее время Изменение прошло обсуждение после размещения в сети Интернет, и выполняется корректировка по результатам его рассмотрения. Введение в действие документа планируется во 2-м квартале 2016 года после представления на экспертном совете МЧС, согласования с юридическими службами министерства.

Мероприятия по оценке огнестойкости стальных несущих конструкций машинных залов действующих АЭС, в связи с истечением сроков службы огнезащитных покрытий

*Голованов В.И., Павлов В.В., Кузнецова Е.В.
ФГБУ ВНИИПО МЧС России*

Рассмотрены прогрессивные решения огнезащитной обработки несущих стальных конструкций с целью обеспечения нормативных требований по огнестойкости. Подробно изложены принципы выбора огнезащиты для стальных конструкций с использованием структурно-методологической схемы. Определены факторы, влияющие на область применения различных способов огнезащиты.

Обеспечение требуемой огнестойкости несущих конструкций машинных залов действующих и вновь строящихся атомных станций (АЭС) является одной из главных составляющих пожарной безопасности АЭС.

Машинные залы размещены в зданиях каркасного типа, где все вертикальные и горизонтальные нагрузки воспринимают несущие стальные конструкции: колонны, ригели, балки, фермы.

Для достижения требуемой огнестойкости несущих строительных конструкций участвующих в обеспечении общей устойчивости зданий решающую роль играет огнезащита этих конструкций.

В качестве огнезащиты несущих металлических конструкций, находящихся в эксплуатации 15 и более лет, применялись огнезащитные вспучивающиеся покрытия. Гарантированный срок службы таких покрытий, установленный производителями покрытий, составляет от 10 до 20 лет. Однако производители могут гарантировать только сохранение внешнего вида покрытия.

При определении срока службы вспучивающихся покрытий для стальных конструкций используются ускоренные климатические испытания по той же методике, что и для обычных лакокрасочных покрытий на стальных пластинах размером 150×70 мм и толщиной 1,0 мм. Покрытие считается выдержавшим испытание на искусственное старение, если после определенного количества циклов отсутствуют трещины, разрушения, отслаивания.

Огнезащитная эффективность вспучивающихся покрытий после проведения ускоренных климатических испытаний не определяется. В соответствии с ГОСТ 53295-2009 «Средства огнезащиты для стальных конструкций. Общие требования. Метод определения огнезащитной эффективности» огневые испытания должны проводиться на стальных колоннах двутаврового сечения высотой 1700 мм и стальных пластинах размером 600 × 600 × 5 мм с нанесенным на них средством огнезащиты.

Для определения огнезащитной эффективности покрытий следует одновременно с огнезащитой стальных конструкций машинного зала готовить контрольные образцы колонн, или пластин с покрытием, которые следует хранить в помещении, где эксплуатируется данное средство огнезащиты. Затем через определенные промежутки времени определять огнезащитную эффективность покрытий и сравнивать полученные показатели с первоначальными.

Если контрольные образцы не изготавливались, то возможность оценить огнезащитную эффективность покрытия после окончания гарантированного срока эксплуатации вспучивающегося покрытия можно вырезав контрольные образцы из стальных конструкций (связей, второстепенных балок) и проведения огневых испытаний по ГОСТ 53295-2009.

При проектировании и строительстве новых блоков АЭС целесообразно использовать более надежные в эксплуатации покрытия, которые относятся к конструктивным способам огнезащиты.

При нагреве до высоких температур коэффициент теплопроводности огнезащитных материалов изменяется в зависимости от их состава и температуры.

Многие вещества содержат значительное количество воды, интенсивное испарение которой замедляет нагрев защищаемого элемента. Применение огнезащитного материала, в состав которого входит гипс и известь, ведет к получению площадки выпаривания и замедлению прогрева стали. В огнезащитных материалах могут также происходить эндотермические реакции разложения.

У тяжелых бетонов, цементно-песчаной штукатурки и силикатного кирпича коэффициент теплопроводности уменьшается, что связано с дегидратацией кристаллогидратов цементного и силикатного камня. У всех других огнезащитных материалов коэффициент теплопроводности с ростом температуры увеличивается.

Для повышения пределов огнестойкости стальных конструкций до нормируемых значений в настоящее время применяются следующие способы огнезащиты: теплоотвод и теплоизоляция.

Теплоотвод осуществляется охлаждением полых стальных конструкций циркулирующей жидкостью и заполнением полых колонн бетоном.

Теплоизоляция обеспечивается нанесением штукатурки, облицовыванием и экранированием. Теплоизоляция осуществляется двумя способами: влажным и сухим.

Влажный способ включает в себя противопожарную изоляцию, использующую напыляемые минеральные материалы с неорганическим вяжущим, огнезащитные штукатурки, огнезащитные вспучивающиеся краски и покрытия.

Сухой способ включает в себя противопожарную изоляцию в виде плит или сборных деталей таких как: минераловатные плиты, вермикулитовые плиты, плиты и готовые детали (скорлупы) из гипсовой штукатурки и т. п. К сухому способу огнезащиты относятся также подвесные потолки.

Огнестойкие подвесные потолки применяются для защиты горизонтальных конструкций. Подвесные потолки являются конструктивно-функциональными элементами и применяются главным образом для конструкций покрытий и перекрытий со стальными балками, прогонами, структурами и фермами.

Область применения различных способов огнезащиты определяется с учетом:

- величины требуемого предела огнестойкости;
- типа защищаемой конструкции и ориентации защищаемых поверхностей в пространстве (колонны, стойки, ригели, балки, связи);
- вида нагрузки действующей на конструкцию;
- температурно-влажностных условий эксплуатации и производства работ по огнезащите;
- степени агрессивности окружающей среды по отношению к огнезащите и материалу конструкции, а также степени агрессивности материала огнезащиты по отношению к стали;
- увеличения нагрузки на конструкцию за счет веса огнезащиты;
- время начала монтажа огнезащиты (во время возведения здания или его реконструкции);
- возможность восстановления после повреждения;
- технологичность (сложность) нанесения;
- стоимость материала и производства работ;
- эстетических требований к конструкциям.

Перспективные средства автоматического обнаружения и тушения пожаров

Фомин В.И., Академия ГПС МЧС России, Москва

Концепция системы пожарной безопасности АЭС предусматривает исключение или сведение к минимуму опасного воздействия пожара за

счет его ликвидации на ранней стадии, что обуславливает применение надежных и эффективных средств обнаружения и тушения пожаров.

Традиционно используемые в настоящее время пожарные извещатели различных видов обеспечивают обнаружение возникшего пожара при появлении открытого пламени, что сопровождается изменением физических свойств окружающей среды (задымление, повышение температуры).

Одним из способов раннего обнаружения пожара является контроль химического состава воздуха, изменяющегося из-за термического разложения (пиролиза) перегретых и начинающих тлеть горючих материалов. В настоящее время разработаны и выпускаются отечественной промышленностью извещатели пожарные газовые реагирующий на изменение химического состава атмосферы, вызванное воздействием пожара.

Одной из прогрессивных технологий при раннем обнаружении пожаров на сегодняшний день является аспирационная-использующая принудительный отбор воздуха из защищаемого объёма с мониторингом ультрачувствительными лазерными дымовыми извещателями. Этот принцип позволяет обнаруживать продукты горения на очень ранней стадии - до появления видимого дыма: при тлении продуктов горения или их разогреве (испарении изоляции кабелей и т.д.).

Системы пожарной сигнализации постоянно совершенствуются. Появляются новые алгоритмы и способы раннего обнаружения пожара. Большое значение придаётся уменьшению ложных срабатываний, результатом стало появление мультисенсорных пожарных извещателей. В извещатель встроено четыре независимых сенсора: сенсор оксида углерода СО, фотоэлектрический дымовой сенсор, тепловой сенсор и световой инфракрасный сенсор, которые управляются встроенным микропроцессором по сложным адаптивным алгоритмам.

Наиболее распространенным, эффективным и универсальным огнетушащим средством, по мнению отечественных и зарубежных специалистов, является тонкораспыленная вода. Механизм прекращения горения зависит от режима горения и способа подачи воды. Отечественными производителями разработаны устройства позволяющие при подачи ТРВ исключить «мёртвые зоны».

Серийно освоено производство спринклеров с принудительным пуском и спринклеров с принудительным пуском и контролем срабатывания. В сочетании с адресной системой сигнализации может быть организован запуск любого спринклера или группы спринклеров. Эффективность тушения при этом вырастает многократно, так как спринклерная система не «догоняет» очаг пожара, а работает на опережение.

Одним из современных средств пожаротушения являются азотные установки. Установки азотного пожаротушения производятся на основе мембранной технологии последнего поколения. Они представляют собой эффективные системы, предназначенные для быстрой ликвидации пожара путем подачи газообразного азота в помещение, где произошло возгорание или взрыв.

Умный модуль пожаротушения «Заря»

Лекторович С.В.

ООО «Инновационные системы пожаробезопасности», г. Тольятти

Повышение уровня пожарной безопасности на объектах использования атомной энергии

Повышение уровня пожарной безопасности на объектах использования атомной энергии является важнейшей задачей в рамках обеспечения ядерной и радиационной безопасности, так как пожар и его последствия могут привести к более тяжелым аварийным ситуациям на данных объектах.

Системное повышение безопасности действующих блоков

Мероприятия по системному повышению безопасности действующих блоков включают в себя:

- Модернизацию систем контроля, управления и защиты реактора с внедрением второй системы останова реактора;
- Модернизацию систем безопасности (системы аварийного расхолаживания реактора, системы локализации аварий, систем аварийного электроснабжения);
- Внедрение систем газового пожаротушения в помещениях систем управления и защиты энергоблока и т.д.

Внедренные либо находящиеся на этапе внедрения на ОИАЭ технологии противопожарной защиты

1. Аспирационная пожарная сигнализация - Белоярская АЭС(э/б 4);
2. Конструктивная огнезащита (короба) - Белоярская АЭС(э/б 4)
3. Модули тонкораспыленной воды на РДЭС - Ростовская АЭС (э/б 1,2)
4. Применение трудногорючего масла (типа ОМТИ) - Ленинградская АЭС- 2 (э/б 1,2).

Умные модули газового пожаротушения «ЗАРЯ»

Первые в России модули газового пожаротушения, интегрированные с технологией интернет-вещей:

1. Автоматический контроль давления в модуле;
2. Автоматическое уведомление о необходимости тех.обслуживания и регламентных мероприятиях;
3. Сообщение оператору при сработке модуля или снижении давления.

Модули газового пожаротушения «ЗАРЯ»

Преимущества:

- Отсутствие трубной разводки;
- Возможность работы в автоматическом и/или автономном режиме;
- Отказ от специального помещения для размещения баллонов;
- Сокращение расходов и простота технического обслуживания;
- Экономия средств: 30-40%.

Модульные установки пожаротушения предназначены для защиты помещений различного назначения и категорий пожарной опасности, технологического оборудования и т.д.

Режимы срабатывания модулей:

- ручной;
- автоматический;
- автономный.

Модификации:

Заря-3 (емкость баллона, л - 3, защищаемый объем, м³ — до 4).

Заря-0 (емкость баллона, л - 10, защищаемый объем, м³ — до 14).

Заря-22 (емкость баллона, л — 22,5, защищаемый объем, м³ — до 30).

ГОТВ Хладон 125, Хладон 227ea.

На сегодняшний день модули пожаротушения «ЗАРЯ» успешно применяются на объектах крупных государственных и частных компаний, таких как Сбербанк России, ГАЗПРОММежрегионтрансгаз, Федеральная Служба Безопасности России, БАНК «ГЛОБЕКС», АО «ForteBank», группа ВЭБ, и так далее.

Применение робототехнических комплексов для обеспечения технологии пожаротушения на объектах атомной энергетики

Алешков М.В., Гусев И.А.

Академия ГПС МЧС России

Пожары на объектах энергетики влекут за собой масштабные негативные последствия, в связи с чем обеспечение безопасности этих объектов является стратегически важным направлением деятельности государства.

Наиболее пожароопасными на объектах энергетического комплекса являются помещения с маслосодержащим оборудованием, особую опасность представляют машинные залы, где в турбогенераторах используются горючие масла, а в системе охлаждения — горючий и взрывоопасный водород.

Развитие пожара в машинных залах может сопровождаться разрушением строительных конструкций, особенно подвержены негативному воздействию пожара металлические фермы покрытия.

Примером может служить пожар, произошедший в ночь 31 декабря 1978 года на Белоярской АЭС, который возник в машинном зале. Через короткое время после начала пожара произошло обрушение покрытия над машинным залом площадью почти 1 тыс. м².

В практике существует целый ряд способов защиты металлических конструкций от воздействия высоких температур и открытого горения пламени, но наиболее эффективным в условиях пожара является охлаждение металлических конструкций водой.

Однако подача воды через ручные и переносные лафетные стволы связана с опасностью попадания личного состава, участвующего в тушении пожара, в зону вероятного обрушения.

Актуальным становится вопрос совершенствования технологии пожаротушения на объектах энергетики путем применения мобильных робототехнических комплексов. Это позволит значительно обезопасить личный состав от воздействия опасных факторов пожара, при этом эффективность тушения пожара будет оставаться на высоком уровне.

В докладе проводится анализ работ, связанных с тушением пожара на объектах энергетики, где возможна полная или частичная замена участников тушения пожара на робототехнические средства.

Рассматриваются тактико-технические характеристики существующих робототехнических комплексов, применяемых для тушения пожаров и выполнения специальных работ.

Мобильная роботизированная установка пожаротушения (МРУП). Опыт применения и специфика использования на объектах атомной энергетики

Ковалев Н.П.

ООО «Инновационные технологии спасения»

Развиваясь, энергетическая отрасль страны определяет круг первоочередных задач, от решения которых будет зависеть ее стабильное развитие и функционирование. Одной из таких задач является обеспечение пожарной безопасности.

Во многом успех тушения зависит от применяемой пожарной и аварийно-спасательной техники. Но даже современная пожарная техника будет бесполезна, если ей нечем будет управлять.

При тушении пожаров и проведения аварийно-спасательных работ личный состав находится в зоне теплового воздействия, в среде непригодной для дыхания, испытывая на себе воздействие опасных факторов пожара. Существенным является тот факт, что на объектах атомной энергетики участники тушения пожара могут быть подвержены смертельному уровню радиационного излучения.

В связи с этим возникает вопрос об эффективности тушения - как достичь ее желаемого уровня, при этом обеспечить безопасность личного состава.

Ответом на поставленный вопрос является возможность использования мобильных робототехнических комплексов, которые находят широкое применение в настоящее время.

Необходимость в мобильной робототехнике показала авария на Чернобыльской АЭС, которая послужила мощным импульсом развития гражданской робототехники в СССР. Робот СТР-1, выполнявший работы по очистке кровли четвертого энергоблока, являлся одним из первых образцов робототехники того периода. СТР-1 был не единственным роботом-ликвидатором последствий ЧС, был ряд и других, но из-за сильного радиоактивного излучения они выходили из строя один за другим.

Главным являлось то, что часть своей работы они выполнили, заменив при этом человека, тем самым сохранив ему жизнь.

В большинстве своем роботы, использовавшиеся на Чернобыльской АЭС, имели узконаправленные способности. Поэтому разработчики пожарных роботов во многом стараются оснастить робот системами, способными как производить тушение, так и мониторить обстановку, обнаруживать очаг пожара, освещать место пожара и др.

Представителем такого вида робототехнических средств является мобильная установка пожаротушения роботизированная МУПР-С-СП-Э-ИК-ТВ-УП-20(15,10) мод.001 выпускаемая ООО «Инновационные технологии спасения».

Основные проблемы при проектировании системы обеспечения пожарной безопасности АЭС и возможные пути их решения

Ланин Д.Г.

АО «АТОМПРОЕКТ»

В связи расширением в последние годы сферы международного сотрудничества ГК «Росатом», а также антироссийскими санкциями и другими кризисными факторами, вопросы конкурентоспособности Российской атомной отрасли выходят на первый план. На этом фоне проблемы обеспечения пожарной безопасности при проектировании АЭС становятся ещё более актуальными.

Основными проблемами в настоящее время являются:

- наличие множества надзорных и регулирующих органов, а также других субъектов отношений в сфере обеспечения пожарной безопасности АЭС с различными, зачастую противоположными интересами, при одновременном отсутствии центра принятия решений,

например специального или межведомственного органа регулирования в области пожарной безопасности для таких объектов;

- отсутствие нормативно-правовой базы, которая бы предусматривала понятные и прозрачные механизмы обеспечения пожарной безопасности АЭС;
- отсутствие общепризнанных, легитимных и удовлетворяющих современному уровню развития, инструментов подтверждения соответствия АЭС требованиям пожарной безопасности, включая риск-ориентированные методы;
- отсутствие механизмов оценки необходимости и достаточности принимаемых технических решений в области обеспечения пожарной безопасности с учётом экономической составляющей на различных этапах жизненного цикла АЭС;
- отсутствие чёткого понятия «инновационный продукт», а также механизмов внедрения инноваций на АЭС.

Все вышеперечисленные проблемы «сплетены в один клубок» и с каждым годом всё больше и больше «связывают руки проектировщикам», приводя к увеличению стоимости проектирования, сооружения и эксплуатации объектов в части обеспечения их пожарной безопасности.

По результатам работы с международной, зарубежной и отечественной нормативной базой, с учётом имеющегося опыта проектирования АЭС в России и за рубежом, а также взаимодействия с представителями профессионального сообщества есть ряд предложений по возможному решению данных проблем, некоторыми из которых являются:

- выход с предложением к правительству РФ о создании межведомственного органа регулирования вопросов пожарной безопасности для АЭС;
- разработка нормативного правового акта, регулирующего общие вопросы обеспечения пожарной безопасности АЭС и определяющего её основные критерии в контексте обеспечения ядерной и радиационной безопасности, а также жизни и здоровья людей. Придание соответствующего статуса данному документу;
- разработка на базе существующих нормативных документов комплекса инструментов (требований добровольного применения или типовых технических решений), которые могут применяться выборочно и адресно для реализации конкретных положений указанного выше нормативного правового акта;
- разработка и легитимация высокотехнологичных инструментов подтверждения соответствия АЭС требованиям пожарной безопасности на основе детерминистического и вероятностного анализа пожаров, а также методов моделирования пожара и проверки условий обеспечения безопасности людей;

- разработка механизмов оценки экономической эффективности технических решений в области обеспечения пожарной безопасности, в том числе инновационных;
- интенсификация работ в области отраслевой стандартизации для продукции и услуг пожарно-технического назначения, а также в части развития и использования такого пути подтверждения соответствия как проведения натуральных огневых испытаний.

При успешном решении вышеуказанных проблем ГК «Росатом» может стать локомотивом технического регулирования пожарной безопасности как в России, так и за рубежом.

МУПР предназначена для проведения разведки и тушения пожара в зонах «чрезвычайных ситуаций», в помещениях с закрытой планировкой, на объектах, где нахождение человека является опасным и др.

При использовании с напорной рукавной линией от пожарной автоцистерны, насосной станции, гидранта или порошкового автомобиля для следующих целей:

- передвижения в обследуемой зоне по маршруту, дистанционно задаваемому командой оператора в режиме реального времени,
- освещения обследуемой зоны по ходу движения;
- передачи изображения на монитор оператора по ходу движения;
- сканирования объектов в заданных штатно плоскостях (по штатной программе) с обнаружением пламени (очага пожара);
- подачи в очаг пожара, в заданную оператором точку, воды или пены низкой кратности;
- подачи в очаг пожара, в заданную оператором точку, порошка.

За счет своих габаритных размеров установка способна двигаться по коридорам и помещениям общего пользования.

В докладе также представлено описание МУПР, основных тактико-технических характеристик. Наглядно продемонстрирована сама установка, и описана методика ее применения при тушении пожаров.

В дальнейшем планируется расширение функционала мобильной установки пожаротушения, за счет повышения ее тактических возможностей.

На базе МУПР планируется разработка мобильной установки пожаротушения, с возможностью подачи газогенерируемой пены, а также с возможностью проведения работ с конструкциями из высокопрочных материалов, за счет системы гидроабразивной резки.

Еще одним образцом пожарных роботов является мобильная роботизированная установка пожаротушения МРУП-СП-Г-ТВ-У-40-17КС, которая предназначена для решения сложных оперативных задач при возникновении пожаров в железнодорожных системах массовых перевозок, автодорожных и железнодорожных туннелях, на железно-

дорожных станциях, крытых автостоянках, в пешеходных туннелях, на объектах энергетического комплекса и промышленных предприятиях.

В докладе также приводится описание основных тактико-технических характеристики робота МРУП-СП-Г-ТВ-У-40-17КС, функционала, специфики использования и применения.

Использование компрессионной технологии пенообразования в современных средствах пожаротушения на объектах АЭС

Бурдин А.М., Пархоменко С.А.

Урало-Сибирская пожарно-техническая компания, г. Челябинск

При тушении пожаров в качестве огнетушащего вещества (ОВ) широко используются пенные составы различной консистенции. Для получения таких составов традиционно используются генераторы пены, в которых раствор поверхностно активного вещества (пенообразователя), смешиваясь с окружающим воздухом, преобразуется в пенную массу.

В последнее время все более активно внедряется иной способ получения пены – с использованием так называемой компрессионной технологии – когда пена образуется в специальной смесительной камере путем смешивания раствора пенообразователя со сжатым воздухом, поступающим от компрессора. Такой способ дает целый ряд объективных преимуществ, которые позволяют повысить эффективность пожаротушения. Наиболее значимыми в этом плане являются следующие преимущества:

- 1) Повышается маневренность ствольщика за счет того, что по пожарным рукавам подается не раствор пенообразователя, а уже готовая пена, в результате чего рукава остаются очень легкими и податливыми.
- 2) Появляется возможность подавать пену на большие расстояния и большие высоты, работая при этом на малых давлениях.
- 3) В несколько раз увеличивается радиус действия пенной струи.
- 4) Многократно повышается эффективность использования ОВ, как при непосредственном тушении очагов, так и при защите близлежащих объектов от воздействия теплового излучения.

В 2015 году по заказу концерна Росэнергоатом была проведена исследовательская работа, в ходе которой указанные преимущества получили фактическое подтверждение и были изучены в количественном выражении. По результатам данной работы были выработаны практические рекомендации по использованию компрессионной пены при тушении пожаров на объектах АЭС, а также рекомендации по функциональным характеристикам пенных установок, с помо-

щью которых получают такую пену. Указанные рекомендации были оформлены и внедрены в виде отраслевых Методических указаний концерна Росэнергоатом.

В частности, было установлено, что при тушении различных видов горючих веществ использование компрессионной пены дает 5...6-кратную экономию ОВ (в сравнении с обычной пеной средней кратности).

Большое практическое значение имеет низкий уровень гидравлических потерь в пожарных рукавах при использовании компрессионной пены. В сравнении с водой разница по этому показателю может составлять от 4 до 30 раз, в зависимости от сечения используемых рукавов и кратности компрессионной пены. Благодаря малым гидравлическим потерям, а также за счет малого веса пены, двигающейся по рукавам, можно подавать ее на высоту до 300 м, имея на выходе установки давление не более 1 МПа.

Повышенная стойкость пены и ее особенные адгезионные свойства позволяют использовать ее в качестве временного огнезащитного покрытия объектов, близлежащих к очагу возгорания. Так, например, в случае воздействия теплового излучения на сухую древесину период ее самовозгорания может быть увеличен на 25...30 % за счет покрытия поверхности защитным слоем компрессионной пены.

Также важное практическое значение имеют подробные нормативные данные по техническим параметрам установок компрессионной пены, которые были получены по результатам проделанной работы.

Новейшие технологии пожаровзрывопредотвращения на объектах ТЭК быстротвердеющими пенами на основе структурированных частиц кремнезема

Абдурагимов И.М., Куприн Г.Н., Куприн Д.С.

ООО «Научно-Производственное Объединение «Современные Пожарные Технологии»

Больших результатов в технике и технологии пожаротушения самых губительных для людей (порядка 95% от числа погибших на пожарах) пожаров ТГМ нам удалось добиться в результате изобретения быстротвердеющих пен, техники их генерирования и технологии подачи в очаг пожара. В зависимости от концентрационного состава и процентного содержания отверждающего компонента управляемое время отверждения таких пен – от 2-5 до 30 секунд. Эти пены, сохраняя очень высокую теплоемкость и теплоту испарения, приобретают дополнительно 3-4 новых, совершенно необычных свойства, особенно важных при тушении ТГМ.

1. Повышенной растекаемостью, смачиваемостью и крошащей способностью поверхности практически на всех видах ТГМ.

2. Они обладают огромной адгезионной способностью к поверхности почти всех видов ТГМ, создавая на них в процессе тушения пожара устойчивый слой пены толщиной 3-5 см даже на вертикальных и горизонтальных («потолочных») поверхностях.

3. Эти пены обладают фантастической огнестойкостью и огнезащитными свойствами, препятствуя воспламенению ТГМ даже под действием пламени газовой горелки с температурой пламени более 1000 °С в течение 3-5 минут.

4. Будучи нанесенными на поверхность почти любого ТГМ в качестве огнезащитной меры эти пены сохраняют свой объем, форму и все огнезащитные свойства в течение нескольких дней (до месяца!).

Эти чудо-пены получены за счет использования хорошо известного в коллоидной химии золь-гель перехода полидисперсных многофазных влагосодержащих систем в твердое состояние. А невероятные теплофизические, термо- и огнестойкие свойства пен получены за счет введения в жидкие оболочки пенных пузырьков окиси кремния SiO_2 , с использованием нанотехнологий в процессе формирования полидисперсной водно-воздушной смеси в процессе генерации твердеющих пен. Сконструированные нами для отдельной подачи ингредиентов рецептурного состава смеси производительностью от 2-5 до 30-35л/с по раствору позволяют широко применять быстротвердеющие пены для тушения пожаров ТГМ. От лесных и степных пожаров до внутренних пожаров в зданиях и сооружениях и на спец. объектах: складах боеприпасов, производства и хранения ВВ, складов резино-технических изделий, складах химикатов и тд.

Описанные кратко чудо-свойства быстротвердеющих пен при проведении сертификационных испытаний с участием и под руководством специалистов ВНИИПО МЧС РФ при тушении пожара типового штабеля 1А показали, что при тушении этого штабеля при всех прочих равных условиях расход пенообразующего раствора быстротвердеющей пены в 6-7 раз меньше требуемого расхода воды и в 4-5 раз меньше ряда обычных пен и пен на пленкообразующих пенообразователях и смачивателях зарубежного производства. А главное, что время тушения пожара типового штабеля древесины тоже было в 6-7 раз меньше, чем при тушении водой и в 3-4 раза меньше, чем всеми другими пенами. А еще важнее то, что процесс тушения твердеющими пенами длился всего 5-6 секунд, другими пенами или смачивателями – 15-20 секунд, а обычной водой – 35 секунд! Но еще более поразительный результат этих испытаний – это то, что повторно поджечь потушенный штабель древесины пламенем газовой горелки с температурой пламени более 1000°С удавалось примерно за 15-20 секунд после тушения водой, за

30-35 секунд после тушения обычными пенами или раствором смачивателя и практически не удавалось поджечь даже после 3-4 минут прямого воздействия факела пламени газовой горелки после тушения пожара быстротвердеющей пеной! То есть древесина становилась практически негорючей после тушения пожара быстротвердеющей пеной.

Эти последние преимущества новой технологии тушения пожаров ТГМ быстротвердеющими пенами дают ей ни с чем не сравнимые превосходства при тушении внутренних пожаров ТГМ, особенно, при тушении пожаров с выполнением боевой работы по спасанию пострадавших на внутренних пожарах и при тушении и локализации лесных и степных пожаров. Быстротвердеющие пены особенно эффективны в Ручных Огнетушителях как первичных, подручных средствах пожаротушения, в стационарных автоматических и полуавтоматических системах пожаротушения, как средства тушения пожаров, установленных на обычных и Специальных пожарных машинах.

Кардинальное повышение эффективности тушения пожаров ТГМ быстротвердеющими пенами особенно важно для России, по крайней мере, по двум причинам:

1. Россия занимает недосыгаемое Первое место в мире по числу человеческих жертв на пожарах. Даже по Официальным статистическим данным в России на пожарах ежегодно гибнет в 10-12 раз больше людей в расчете на душу населения в стране, чем в США! (По неофициальным данным Руководства МЧС РФ – в 15-20 раз больше!) Но так было не всегда! В 1970х годах, когда численность населения СССР и США была примерно одинаковой, порядка 250 млн человек, в СССР от пожаров гибло ежегодно порядка 3,5 тысяч человек, а в США – порядка 10 тысяч человек. То есть примерно в 3 раза БОЛЬШЕ, чем в СССР. (Выводы делайте сами!)

2. Потери от лесных пожаров в России ЕЖЕГОДНО! Гораздо больше, чем в ЛЮБОЙ ДРУГОЙ СТРАНЕ МИРА! Но это в цифрах доказать труднее, по понятным причинам, чем численные данные по гибели людей. Поэтому прошу поверить «на слово», ибо мы занимаемся проблемой эффективности тушения лесных пожаров в России и в Мире более 35 лет! Что позволяет нам утверждать, что подобные технологии и техника тушения пожаров ТГМ и особенно, лесных пожаров в мире пока неизвестны.

Обеспечение гарантийных сроков эксплуатации огнезащиты несущих металлоконструкций методом ускоренных климатических испытаний

Крутов А.М.

АО «АтомРегионСтрой», Москва

Страхов В.Л., Кульков А.А., Гаращенко А.Н., Далинкевич А.А.

ОАО «ЦНИИ специального машиностроения», г. Хотьково

Пожарная безопасность АЭС зависит от фактической огнестойкости несущих металлоконструкций, которая обеспечивается огнезащитой требуемой толщины. К числу факторов, определяющих качество огнезащиты, относятся гарантийные сроки ее эксплуатации. В экономически развитых зарубежных странах действуют нормы, по которым фирмы, производящие средства огнезащиты, обосновывают гарантийный срок (warranty period), в течение которого они обязуются заменить или восстановить огнезащиту, утратившую основные эксплуатационные качества. В строительной отрасли России подобные нормы применительно к средствам огнезащиты отсутствуют. Поэтому проблема *установления, обоснования и подтверждения гарантийных сроков* сохранения свойств огнезащиты несущих металлоконструкций АЭС весьма актуальна.

Для решения этой проблемы целесообразно использовать опыт, накопленный при создании и эксплуатации ответственных образцов ракетно-космической техники.

В докладе рассматриваются основные положения разработанной в ОАО «ЦНИИСМ» методики обоснования и подтверждения гарантийных сроков сохранения эксплуатационных свойств изделий из полимерных композиционных материалов.

Методика предполагает проведение ускоренных испытаний по ГОСТ Р 51372-99 в специальных климатических камерах для *определения и прогнозирования* изменения свойств материалов и фрагментов конструкций при климатическом старении в условиях эксплуатации изделий. Определение и прогнозирование изменения свойств материала и конструкции проводят по одному или нескольким характерным показателям старения.

Результаты испытаний по согласованию с заказчиком включают в стандарты или в технические условия на материал и (или) конструкцию и используют для определения и прогнозирования сохраняемости свойств изделий при воздействии указанных факторов.

Имеющиеся наработки целесообразно применить для огнезащиты несущих металлоконструкций сооружений АЭС с целью оценки изменения со временем огнезащитной эффективности используемых

покрытий, определения гарантийных сроков их эксплуатации, а также оценки возможности продления этих сроков. Объектом исследований могут быть образцы относительно небольших размеров или фрагменты металлоконструкций с огнезащитными покрытиями, нанесенными на них по принятой технологии. В климатических камерах, имеющихся в ОАО «ЦНИИСМ» можно проводить ускоренное тепловлажностное старение огнезащиты металлоконструкций, имеющих значительные размеры (до 3 м), для их последующих испытаний в огневых печах аккредитованных испытательных центров (например, во ВНИИПО МЧС РФ), или на специальных стендах, применяемых в ОАО «ЦНИИСМ» для определения основных характеристик огнезащитных покрытий.

Таким образом, имеющееся ОАО «ЦНИИСМ» методическое и материально-техническое обеспечение целесообразно использовать (с соответствующей доработкой) для *установления, обоснования и подтверждения гарантийных сроков* сохранения свойств огнезащиты несущих конструкций сооружений АЭС.

В связи с этим предлагается разработать отраслевые методические указания, регламентирующие проведение работ по *установлению, обоснованию и подтверждению* гарантийных сроков сохранения свойств огнезащиты металлоконструкций *действующих и проектируемых* АЭС.

Современные технические решения средств защиты органов дыхания в условиях проведения протяженных по времени работ в непригодной для дыхания атмосфере

Чуркин В.Е.

ООО «ТД «Арсенал ПТВ»

1. Обзор основных конструктивных решений для шланговых систем Dräger AirLine

Компания Dräger один из немногих производителей предлагающих полный спектр технических решений в области увеличения времени автономной работы в непригодной для дыхания среде. Различные подходы

1.1. Рекомендации и технические решения по применению различных источников сжатого воздуха

- штатные пневматические линии с рабочим давлением до 10 атмосфер;
- мобильные баллонные установки сжатого воздуха с рабочим давлением 300 атмосфер;
- компрессорное оборудование различных типов;
- организация и обслуживание стационарных хранилищ сжатого воздуха

1.2. Шланговые дыхательные аппараты , лицевые части , легочные автоматы:

Особенностью применения шланговых дыхательных аппаратов является применение их в качестве резервного источника воздухоснабжения, необходимого для эвакуации, в случае прекращения подачи воздуха в основной системе.

- Дыхательные аппараты PAS Micro, PAS Colt и PAS Lite
 - Панорамные маски и легочные автоматы, баллоны и вентили
- 1.3. Оборудование для организации пневмораспределения при работе с шланговыми системами

Переключающее оборудование, пневматические линии , разветвители. Основные методики определения возможности применения шланговых систем

2. Изолирующие самоспасатели

Изолирующие самоспасатели . Удобство технического обслуживания и простота применения.

Самоспасатели на сжатом воздухе Dräger Saver рассчитаны на различные сценарии применения:

- Применение самоспасателей Draeger Saver в качестве СИЗОД при эвакуации . Увеличение времени автономной работы при заправке самоспасателей от стационарных хранилищ сжатого воздуха
- Применение самоспасателей модельного ряда Dräger Saver тип А, в качестве шлангового дыхательного аппарата в составе шланговых систем.

3. Применение дыхательных аппаратов на сжатом воздухе (ДАСВ) серий **Dräger PSS** и **Dräger Plus** в качестве резервных дыхательных аппаратов .

Все дыхательные аппараты Dräger могут использоваться в качестве резервных дыхательных аппаратах в составе шланговых систем . Особенности применения . Экономические аспекты такого технического решения.

4. Обзор конструктивных решений по организации изолированных автономных помещений с рециркуляцией воздуха .

- Сферы применения автономных объектов-убежищ
- Оборудование Dräger для обеспечения автономной работы на срок до 36 часов
- Средства контроля качества воздуха внутри объектов и за пределами защитной оболочки
- Примеры реализованных проектов.

Подсекция 1.3
**РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ЭКОЛОГИЯ АЭС,
ПРОТИВОАВАРИЙНАЯ ГОТОВНОСТЬ**

Направление
РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Современные требования международных и российских документов к обеспечению радиационной безопасности персонала на АЭС

Кутьков В.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ткаченко В.В., Саакян С.П.

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, Обнинск

Новейшая история радиационной безопасности началась сорок лет назад, когда Международная комиссия по радиологической защите (МКРЗ) выпустила Рекомендации 1977 года, основанные на Линейной Беспороговой Гипотезе (ЛБГ) о зависимости между вероятностью развития стохастических эффектов излучения и дозой облучения. После этого революционного события МКРЗ продолжила совершенствование основ обеспечения радиационной безопасности. Последние, на сегодняшний день, рекомендации МКРЗ выпустила в 2007г. [1], и они также опираются на ЛБГ.

Рекомендации МКРЗ 2007 года стали основой для новой редакции Международных Основных Норм Безопасности (МОНБ), выпущенных в 2014г. под эгидой Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) как третья часть Общих требований безопасности [2]. Выпуск этого основополагающего документа ознаменовал новый этап совершенствования систем обеспечения радиационной безопасности в государствах-членах МАГАТЭ. Благодаря помощи МАГАТЭ, требования МОНБ уже внедрены в Беларуси и аналогичный процесс идет в Румынии. Ожидается, что в скором времени все страны Евросоюза приведут свое регулирование в соответствие с Директивой 2013/59/Euratom [3], которая является **европейским аналогом** МОНБ.

Действующие в настоящее время Нормы радиационной безопасности Российской Федерации НРБ-99/2009 основаны на **Международных**

основных нормах безопасности для защиты от ионизирующих излучений и опасного обращения с источниками излучения, выпущенных под эгидой МАГАТЭ в 1996 году. В ближайшие годы предстоит работа над новой редакцией НРБ, отвечающей МОНБ [2]. Применительно к обеспечению радиационной безопасности персонала предприятий атомной энергетики и промышленности эта работа уже началась под эгидой Совета по методическому обеспечению радиационной безопасности предприятий Госкорпорации «Росатом».

В докладе рассматриваются основные положения Рекомендаций МКРЗ [1], Основных требований безопасности МАГАТЭ [2] и ожидаемые изменения в НРБ, а также основные итоги начатой в 2014 году работы по совершенствованию радиационного контроля на предприятиях Госкорпорации «Росатом» в свете требований МОНБ [4].

Прогноз радиационных рисков персонала для условий планируемого повышенного облучения

Чекин С.Ю., Меняйло А.Н., Корело А.М., Иванов В.К.

Медицинский радиологический научный центр им. А.Ф.Цыба, г. Обнинск

Одними из основных принципов документа «Основы государственной политики области обеспечения ядерной и радиационной безопасности на период до 2025 года» (№ Пр-539 от 1 марта 2012 г.) являются «гармонизация законодательства Российской Федерации с международным законодательством на основе правоприменительной практики» (раздел IV, 9б) и «реализация принципа социально приемлемого риска» (раздел IV, 9д). Основы безопасности МАГАТЭ 2007 г. (№ SF-1) и Международные основные нормы безопасности МАГАТЭ 2011 г. (№ GSR-3) требуют, чтобы наниматели (работодатели) обеспечивали получение всеми работниками адекватной информации о рисках для здоровья, связанных с их профессиональным облучением. Согласно действующим в России Нормам радиационной безопасности (НРБ-99/2009), п.3.2.1, планируемое повышенное облучение (ППО) допускается для мужчин старше 30 лет (при их согласии) лишь после их информирования о возможных дозах облучения и риске для здоровья. Нормы НРБ-99/2009 определяют допустимые режимы ППО в терминах эффективной и эквивалентной дозы. В частности, при облучении работника в эффективной дозе от 0,1 Зв до 0,2 Зв в год, дальнейшие годовые дозы не должны превышать 0,02 Зв. В представленной работе получены прогнозные оценки радиационных рисков для здоровья персонала российской атомной отрасли при допустимых режимах внешнего ППО. Так как Нормы НРБ-99/2009 были разработаны с учётом последних Рекомендаций Международной комиссии по

радиологической защите 2007 г. (Публикация 103 МКРЗ), для расчёта радиационных рисков использовались модели, рекомендованные Публикацией 103 МКРЗ. Максимально возможный пожизненный риск радиационно-обусловленных злокачественных новообразований (ЗНО) соответствует облучению в возрасте 30 лет в дозе 0,2 Зв и далее, до возраста 60 лет включительно, — по 0,02 Зв в год (0,8 Зв суммарно). При дальнейшем облучении, после 60 лет, пожизненный риск уменьшается из-за сокращения оставшейся продолжительности жизни человека. Максимально возможный пожизненный риск от накопленной дозы при допустимом (согласно НРБ-99/2009) внешнем ППО для российского персонала равен $1,8 \times 10^{-2}$. Такой риск является приемлемым, так как составляет 36% от предела риска для персонала от дозы, накопленной за весь период трудовой деятельности в нормальных условиях эксплуатации источников излучения: $(1,0 \times 10^{-3} / \text{год}) \times (50 \text{ лет}) = 5,0 \times 10^{-2}$ (п. 2.3 НРБ-99/2009). Максимальный потенциальный ущерб ожидается в возрасте 30 лет, равен потере 16 лет жизни на один радиационно-обусловленный случай ЗНО и практически не зависит от дозы ППО. Таким образом, целью оптимизации защиты персонала в условиях ППО является уменьшение, насколько это практически достижимо, пожизненного радиационного риска, как за счёт снижения доз облучения, так и за счёт увеличения возраста при облучении.

Современное состояние технических средств ИДК и их развитие

Стордо А.И., Екидин А.А., Абашев Р.М.

Институт промышленной экологии УрО РАН, Екатеринбург

Мильман И.И.

Уральский федеральный университет, Екатеринбург

Для успешного развития ядерных технологий, одного из приоритетных направлений по модернизации и технологическому развитию экономики России, необходима организация современного радиационного контроля как для обеспечения радиационной и ядерной безопасности объектов, так и для достижения компромисса в обществе вокруг этого направления. Кроме того, как показал проведенный «Росатомом» анализ радиационных аварий 2011 года в Японии, обоснованием важности развития указанного направления является серьезное отставание отечественного ядерного приборостроения от мирового уровня. Так, на предприятиях «Росатома» до сих пор используются устаревшие отечественные термолюминесцентные (ТЛ) комплексы индивидуального дозиметрического контроля (ИДК) типа ДВГ-02Т, КДТ-02 и ДТУ-01 с ручной поштучной загрузкой детекторов. Более современные подобные полуавтоматические системы типа АКИДК-201,

АКИДК-301, АКИДК-401, Сапфир-001 не находят широкого применения на АЭС из-за их недостаточной производительности.

Одним из наиболее ожидаемых потребительских свойств систем ИДК является повышенная надежность и производительность считывания информации, что обуславливает, с одной стороны, использование на предприятиях полностью автоматизированных комплексов, которые до сих пор в России не производятся. Поэтому все чаще дозиметрическими службами АЭС приобретаются дорогостоящие автоматические зарубежные ТЛ-системы ИДК типа RE-2000 и Harshaw 6600. Их основными недостатками являются не только цена, но дорогие обслуживание и эксплуатация. С другой стороны, рост производительности может быть обеспечен изменением способа стимуляции: с достаточно инерционного термического на экспрессный оптический (метод оптически стимулированной люминесценции или ОСЛ). Последнее также существенно удешевляет стоимость и снижает энергозатраты. Подобные ОСЛ-системы с автоматической и полуавтоматической подачей дозиметров разрабатываются авторами совместно со специалистами УЭМЗ. Их выпуск также начат в 2010 г. фирмой Landauer. В обеих системах используется запатентованный авторами детекторный материал на основе анионодефектного корунда (детекторы ТЛД-500 или $\alpha\text{-Al}_2\text{O}_3\text{:C}$).

В работе также обсуждаются вопросы корректности определения индивидуальных эквивалентов доз у персонала, подвергаемого смешанному гамма-нейтронному облучению всего тела и бета-облучению кожных покровов и хрусталика глаза. Немаловажным фактором особого внимания к указанным вопросам являются рекомендации МКРЗ, в том числе по снижению дозового предела при бета-облучении хрусталика с 150 до 20 мЗв, что существенно ужесточает требования к подбору технических средств измерения таких доз.

КАСКАД как элемент АСИДК

Филиппов М.В., Петров И.В.

ООО «Элемент», Санкт-Петербург

ВСТУПЛЕНИЕ. АКТУАЛЬНОСТЬ ТЕМЫ

Контроль доз облучения сотрудников АЭС и сторонних организаций является одной из основных задач по обеспечению радиационной безопасности персонала.

ОПИСАНИЕ СИТУАЦИИ в ПРЕДМЕТНОЙ ОБЛАСТИ

Текущая реализация АСИДК позволяет полностью решать стоящие перед ней задачи. Вместе с тем учитывая накопленный опыт

эксплуатации АСИДК и уровень развития технологий существует ряд перспективных разработок, позволяющих повысить качество, эффективность и удобство применения системы.

ФАКТОРЫ, ОПРЕДЕЛЯЮЩИЕ

Эффективность контроля доз облучения

- соблюдение персоналом регламента обеспечения радиационной безопасности;
- применение современных программно-технических средств для сбора, хранения, обработки и анализа данных о дозах облучения персонала;
- комплексность взаимодействия с другими автоматизированными системами обеспечения радиационной безопасности.

Принципы, необходимые для построения современного программно-технического комплекса АСИДК с целью повышения его эксплуатационных и технических характеристик

- открытость и унификация;
- безопасность;
- модульность (адаптируемость);
- отказоустойчивость.

Расширение функциональных возможностей АСИДК, направленных на повышение уровня радиационной безопасности АЭС

- открытость обмена данными с СКУД. Предоставление программного интерфейса для взаимодействия;
- сопряжение с контрольным оборудованием (кассетница, ключница) для учета и регламентируемого санкционированного доступа персонала к дозиметрам и ТЛД;
- автоматизированная подача и внесение данных о работниках через электронную форму;
- сбор и анализ параметров доз внешнего облучения персонала с установок контроля загрязнения;
- контроль местонахождения персонала в помещениях зоны контролируемого доступа;
- процесс оформления и согласования дозиметрического наряда в электронной форме;
- применение аналитических инструментов для оценки полученных сведений о дозах облучения персонала.

Учет и контроль сбросов радиоактивных веществ АЭС с активностью на уровне фона

*Екидин А. А., Васильев А. В., Малиновский Г. П., Рогозина М. А.,
Васянович М. Е.*

Институт промышленной экологии УрО РАН, Екатеринбург

Контроль радионуклидов в поверхностных водоемах зон наблюдения АЭС является неотъемлемой частью мониторинга природной среды. Техногенные радионуклиды в системах водоснабжения и водоотведения АЭС обусловлены глобальными выпадениями вследствие испытания ядерного оружия, аварий на Чернобыльской АЭС, АЭС Фукусима. Они также появляются в сбросах АЭС. В настоящее время нормативно-правовые акты и методические документы в области радиационной безопасности не содержат прямых указаний на учет содержания в водных объектах естественных и техногенных радионуклидов при обосновании допустимых сбросов. В связи с этим возникает несоответствие подходов к нормированию сбросов предприятий различных отраслей, связанных с существенным по объему водопотреблением. Наиболее ярко такие различия могут быть продемонстрированы путем сравнения поступления долгоживущих радионуклидов в водные объекты от эксплуатации ядерных установок АЭС России с оценкой поступления тех же радионуклидов при производстве электроэнергии на ТЭЦ и ГЭС. Из таблицы видно, что годовая активность ^3H , ^{90}Sr и ^{137}Cs в сбросах ядерных энергетических установок и не ядерных энергогенерирующих объектов сопоставима.

Таблица. Сравнение контролируемых сбросов радионуклидов различными электростанциями, Бк/год

Электростанция	^3H	^{137}Cs	^{90}Sr
Курская АЭС	До $2,5 \cdot 10^{13}$	До $4,2 \cdot 10^7$	До $5,4 \cdot 10^4$
Кольская АЭС	До $1,2 \cdot 10^{13}$	До $3,7 \cdot 10^5$	-
Балаковская АЭС	-	До $2,7 \cdot 10^7$	До $4,7 \cdot 10^7$
Аргаяшская ТЭЦ	До $1,3 \cdot 10^{12}$	До $6,8 \cdot 10^8$	До $5,7 \cdot 10^9$
Саяно-Шушенская ГЭС	$(9,4 \div 24) \cdot 10^{13}$	$(4,7 \div 7,1) \cdot 10^{10}$	До $1,2 \cdot 10^{11}$

Вклад АЭС в поступление радионуклидов в поверхностные водные объекты можно определить на основании контроля их оборота в системе водный объект—АЭС с учетом балансовой схемы водоснабжения и водоотведения. Основными источниками радионуклидов в водовыпу-

сках АЭС являются: места забора воды, атмосферные выпадения, формирующие поверхностный сток промышленно-ливневой канализации и сбросы. В предлагаемой модели все резервуары балансовой схемы водопотребления-водоотведения АЭС представлены в виде отдельных камер, которые характеризуют основные процессы, влияющие на изменение активности в системе водопотребления и водоотведения. При этом результаты натурных измерений служат для выявления отклонения измеренных значений активности жидких сбросов АЭС от фоновых значений с целью проверки соблюдения требований федеральных норм и правил и подтверждения безопасного состояния АЭС как источника поступления сбросных вод.

Направление ЭКОЛОГИЯ АЭС

Природоохранная деятельность АО «Концерн Росэнергоатом»: проблемы и пути их решения

Печуров А.В., Палицкая Т.А.
АО «Концерн Росэнергоатом»

Охрана окружающей среды и рациональное использование природных ресурсов являются важнейшими задачами АО «Концерн Росэнергоатом» (далее – Концерн). В целях соблюдения требований природоохранного законодательства экологические службы атомных станций осуществляют производственный экологический контроль и оценивают состояние экологической безопасности для выработки своевременных и эффективных решений по минимизации воздействия на окружающую среду. К основным задачам экологических служб АЭС относится контроль соблюдения установленных нормативов в области охраны окружающей среды и природопользования.

Принципы природоохранной деятельности и обязательства Концерна в области обеспечения экологической безопасности изложены в Экологической политике Концерна, актуализированной в 2014 году, целью которой является обеспечение такого уровня безопасности АЭС, при котором воздействие на окружающую среду, персонал и население на ближайшую перспективу и в долгосрочном периоде обеспечивает сохранение природных систем, поддержание их целостности и жизнеобеспечивающих функций. Система обеспечения экологической безопасности Концерна каждый год развивается и совершенствуется, что подтверждается ежегодным улучшением показателей воздействия организации на окружающую среду и укреплением положительного имиджа АЭС.

Для достижения цели и реализации основных принципов Экологической политики Концерн принял на себя обязательство внедрять и поддерживать лучшие международные методы экологического управления.

Все действующие АЭС и центральный аппарат (ЦА) Концерна, как орган управления, сертифицированы на соответствие требованиям международного стандарта ISO 14001:2004 и национального стандарта ГОСТ Р ИСО14001-2007. В процессе сертификации аудиторы отмечают высокий уровень организации работ по формированию и развитию системы экологического менеджмента ЦА Концерна и каждой действующей АЭС.

Предпринимаемые усилия по реализации Экологической политики Концерна являются практическим подтверждением приверженности Концерна по безусловному соблюдению требований природоохранного законодательства, соответствия нормативным требованиям и международным стандартам, открытости и доступности экологической информации.

За последние 14 лет почти в 2 раза сократились объемы выбросов и сбросов загрязняющих веществ (ЗВ) в окружающую среду, проводится постоянная оптимизация процессов образования и временного хранения отходов производства и потребления, их размещение на собственных полигонах и передача специализированным организациям.

В 2015 году затраты АЭС на охрану окружающей среды составили 3 406 млн.руб. Штрафные санкции за нарушение требований природоохранного законодательства не применялись.

Концерн постоянно ведет работу по совершенствованию и актуализации методических документов и стандартов организации в области обеспечения экологической безопасности и охраны окружающей среды.

Основными направлениями работы по охране окружающей среды на ближайшую перспективу являются: сохранение достигнутого уровня ответственности АЭС по соблюдению установленных нормативов и условий действия разрешительных и лицензионных документов в области охраны окружающей среды; внедрение наилучших доступных технологий очистки производственных выбросов ЗВ в атмосферу, сбросов ЗВ в водные объекты, методов обращения с отходами производства и потребления, ресурсосбережения; оптимизация программ и графиков контроля за поступлением ЗВ в окружающую среду, обеспечение соответствия технической и методической базы производственного экологического контроля за поступлением ЗВ в окружающую среду, соответствие требованиям международных и национальных стандартов.

Предупреждение и борьба с биообрастанием в системах технического водоснабжения, как один из аспектов безопасной эксплуатации АЭС: ШАГ 1 – обновление системы биолого-химического мониторинга (БХМ)

Орлова М.И., Строгова Е.В., Досмедов И.Х., Кузьмин В.В.

ООО НПО «Гидротехпроект»

Феномен концентрации живых организмов на границе раздела жидкой и твердой фаз (химически инертных естественных и искусственных твердых субстратах) ведет к формированию обрастания, которое становится реальной проблемой при развитии на технических объектах: внешних и внутренних поверхностях судов, всех типах гидротехнических и навигационных сооружений и оборудования в океанах, морях и внутренних водах. Основу обрастания составляют специализированные организмы (растения, животные, микробы), которые постоянно или временно ведут прикрепленный образ жизни. При постоянстве и эксплуатации объектов энергетике и соответствующей трансформации естественного водоема в водохранилище или водоемоохладитель неизбежно создаются условия благоприятные для развития таких организмов - аборигенных (местных) и вселенцев из различных районов Земного шара. Обрастатели способны формировать поселения на всем протяжении СТВ – в водоемах-охладителях и водоемах подпитки, внешних ГТС и внутренних участках СТВ. Практически все поверхности, соприкасающиеся с водой, проходящей через оборудование станции в отсутствие защиты физическими, химическими, физико-химическими методами пригодны для их развития.

Анализом данных мониторинга обрастания, проведенного в 2014–2015 гг. по однотипной схеме, вошедшей в впоследствии в МТ 1.2.1.15.1043-2015 как Приложение Г, в СТВ (включая водоемы-охладители) четырех АЭС Российской Федерации выявлено несколько массовых теплолюбивых видов беспозвоночных – потенциальных (а в ряде случаев реальных) обрастателей внешних ГТС и оборудования СТВ. Среди них: Звезда двустворчатых моллюсков (*D. polymorpha*, *D. bugensis*, *M. leucophaeata*); неустановленное* число видов мшанки рода *Plumatella* (*P. fungosa*, *P. emarginata*, *P. repens*, *P. geimermassardi*, *P. bombayensis**); 1 вид колониальных гидроидных полипов (*Cordylophora caspia*); 1 вид усоногих ракообразных (*Amphibalanus improvisus*); 1 вид внутриворончатых (*Urnatella gracilis*), 1 вид губок (*Epydathia fluviatilis*). Более половины этих видов - вселенцы. Их массовое развитие как на акватории водоемов и поверхностях внешних ГТС, так и во внутрен-

* Таксономическая и географическая (ориентировочно вселенец, ведущий свое происхождение из юго-восточной Азии) принадлежность находки уточняется

них частях СТВ обусловлено наличием в жизненном цикле расселительных стадий – личинок или вегетативных почек, разносимых по всей системе с током воды, а также способностью этих животных в активном состоянии питаться из толщи воды (фильтраторы, хищники-зоопланктофаги).

При неконтролируемом развитии обрастание становится источником биопомех, то есть нарушений технологических условий производства, в том числе за счет биоповреждения материалов, закупорки трубопроводов, заклинивания движущихся частей оборудования, в том числе в системах обеспечения безопасности АЭС, снижения эффективности теплообмена и т.д., ведущих к экономическим потерям и к угрозам как для безопасности окружающей среды, так и для безопасности эксплуатации самого объекта энергетики. Наиболее уязвимы для обрастателей водозаборные сооружения, сервисное водоснабжение и внешний контур водяного охлаждения, в случае, если он незамкнут и формирует единую систему с водоемом-источником водоснабжения, в воде которого находятся расселительные и покоящиеся стадии обрастателей и сопутствующих организмов. На АЭС, у которых помимо водяного жидкостного охлаждения имеется также и система воздушно-капельного (до)охлаждения (градирни), а температура воды в водоеме-охладителе существенно повышена в сравнении с естественным фоном, возможно развитие одного из патогенных микроорганизмов *Legionella pneumophila*, отдельные серотипы которых, не представляя фактической угрозы безопасности самого объекта энергетики могут служить причиной заболеваний.

Постепенная ориентация БХМ на особенности обрастателей как источников биопомех и на использование БХМ как методологической основы планирования превентивной защиты позволила выявить еще один важный современный аспект формирования обрастания. В период 2007-2015 гг. на фоне зарегистрированной программой экологического производственного контроля многолетней динамики термических условий, сдвига активной реакции среды (рН) в щелочную сторону и падения уровня воды в озерах Удомля и Песьво, вызванных сочетанным воздействием наращивания мощности Калининской АЭС и естественных причин, после кажущегося вымирания в озерах (и других частях СТВ) произошла быстрая и кардинальная адаптация доминирующего обрастателя *D. polymorpha* к новым условиям. Феноменология адаптации включала в себя (1) существенное смещение сроков размножения, (1) изменение продолжительности жизни и (3) освоение новых естественных и техногенных биотопов (сугубых мелководий и бассейнов градирен). Проведенный в рамках текущего договора эксперимент по оценке эффективности

воздействия применяемого на станции стандартизированного подхода к борьбе с дрейссеной с использованием гипохлорита натрия на современную популяцию в современных условиях сдвига активной реакции среды в щелочную сторону дал неутешительные результаты. Отмеченная феноменология изменений биологических особенностей данного вида, равно как и некоторых других**, появление новых видов водных организмов, включая обрастателей***, снижение в силу комплекса причин эффективности одного из распространенных средств борьбы подтвердили необходимость перехода от стандартной схемы БХМ к МТ 1.2.1.15.1043-2015, рекомендующей в частности несколько основных режимов ведения наблюдений. Один из режимов, вводимый данным документом — регулярный - ориентирован на отслеживание адаптационных изменений, получение оперативной информации для разветвления превентивных мер защиты**** от обрастания и оценку эффективности принятых мер.

** Например, мшанка *P. fungosa*, создающая биопомехи в СТВ Курской АЭС.

*** В 2014–2015 гг. зарегистрировано три новых вида обрастателей (центральноамериканский *M. leucophaeata*, европейская мшанка *P. geimermassardi* (оба вида в Копорской Губе, используемой в качестве водоема- источника технической воды Ленинградской АЭС), *U. gracilis* (водоем-охладитель Ростовской АЭС)

**** Планирование современной (с учетом накопленных знаний и практического опыта их применения) превентивной программы по контролю обрастания можно рассматривать как единственную альтернативу мерам реагирования и одну из основ безопасной эксплуатации АЭС. Планирование такой программы предполагает руководство несколькими главными принципами: (1) предпочтение отдается стратегиям нацеленным на предотвращение формирования обрастания (*proactive*), а не комплексу мер реагирования и по преимуществу тем, которые позволяют также решить и (2) комплекс сопряженных проблем (коррозии материалов и формирования отложений); (3) выбор превентивной стратегии индивидуален для каждого объекта энергетики и отдельных водопользователей в его пределах и основан на информации о режиме водоснабжения и типе системы; (4) применяемая стратегия должна быть экологически безопасна, особенно если водоемом-охладителем является небольшое озеро или система озер многоцелевого использования. Конкретные их мероприятия стратегии планируют в соответствии с (5) знаниями о формировании обрастания как взаимодействия физических и биологических процессов, составом и динамикой развития биообрастания в наиболее уязвимых частях системы в каждом конкретном случае, а также (6) ожидаемой эффективностью выбранной меры, в том числе в аспекте обеспечения безопасности и (7) ее предполагаемой стоимостью; (8) методологической основой превентивной программы является мониторинг обрастания.

Направление ПРОТИВОАВАРИЙНАЯ ГОТОВНОСТЬ

Современные технологии обеспечения научно-технической поддержки группы ОПАС в рамках СЧСК «Концерн Росэнергоатом». Разработка и опыт применения

*Арутюнян Р.В., Красноперов С.Н., Припачкин Д.А., Никифоров В.С.
ИБРАЭ РАН, Москва*

В рамках реализации ряда мероприятий ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» с 2008 по 2015 годы были созданы программно-технические комплексы (ПТК) для поддержки принятия решений по мерам защиты в случае радиационных аварий на ядерно радиационно опасных объектах.

ПТК поддержки принятия решений в случае радиационных аварий на АЭС являются неотъемлемой компонентой научно-технической поддержки СЧСК АО «Концерн Росэнергоатом».

После Чернобыльской аварии развитие и широкое применение получили программные средства для оценки дозовых нагрузок на население, основанные на Гауссовых моделях рассеивания примеси в атмосфере. Эти программные средства легли в основу большинства ПТК, используемых научно-исследовательскими институтами, центрами технической поддержки (ЦТП) при прогнозировании доз для населения и разработке рекомендаций по мерам защиты населения в ходе учений и тренировок, проводимых КЦ АО «Концерн Росэнергоатом».

В ИБРАЭ РАН были созданы:

- ПТК «Система аварийного прогнозирования распространения радионуклидов в атмосфере субъектов РФ, расположенных в 100 км зоне вокруг АЭС». ПТК предназначен для моделирования детального переноса радионуклидов с учетом условий местности и на основе фактических и прогнозируемых пространственно-временных полей метеорологических данных.
- ПТК «Комплекс программных средств расчета переноса газо-аэрозольной примеси в трехмерной геометрии промышленной застройки промплощадок АЭС». ПТК использует усовершенствованные методики расчета доз на промплощадке. Научно обосновано и обеспечено математическими моделями осаждение аэрозолей на горизонтальную и вертикальную поверхности зданий и сооружений промплощадки.
- ПТК 3D «Специализированный трехмерный визуализатор распространения газо-аэрозольных выбросов с РВ в районах размещения

АЭС и действий оперативных служб в ходе развития аварийной ситуации» предназначен для использования в ходе учений и тренировок.

Модели, заложенные в основу всех ПТК, были верифицированы на данных натуральных экспериментов (ACURATE, Joint URBAN и др.) и реальных аварийных ситуациях (авария на АЭС «Фукусима-1» в 2011 году и радиационный инцидент в г.Электросталь в 2013).

Прототипы ПТК были успешно апробированы в рамках Комплексного противоаварийного учения (КПУ) на Ленинградской АЭС в 2015 году.

ПТК постоянно развиваются и совершенствуются в рамках актуальных направлений, связанных с решением задач обеспечения научно-технической поддержки, реагирования на радиационные аварии на АЭС.

Международные требования к стратегии защиты населения в случае аварии на АЭС

Кутьков В.А.

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

Ткаченко В.В., Саакян С.П.

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ, Обнинск

В ноябре 2015 года под эгидой Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) была выпущена последняя, седьмая, часть Общих требований безопасности, озаглавленная «Аварийная готовность и реагирование на ядерные и радиологические аварийные ситуации» (ОТБАГР) [#01], которые заменяют Требования безопасности МАГАТЭ No. GS-R-2, выпущенные в 2002 г. [#02].

В работе [#03] было показано, что российская система обеспечения защиты населения при аварии на АЭС в целом не соответствует международным требованиям безопасности в GS-R-2. Эта система не претерпела существенных изменений за последние годы и можно с уверенностью утверждать [#04], что она не соответствует и международным требованиям в [#01].

В настоящей работе рассмотрены основы стратегии защиты населения в случае проектной аварии на АЭС применительно к аварии на АЭС Фукусима Дайичи в Японии, начавшейся 11 марта 2011г [#05]. Решения правительства Японии по защите населения, проживающего в окрестностях АЭС Фукусима Дайичи рассматриваются в свете международных требований в ОТБАГР, а также требований нормативной базы Российской Федерации и Беларуси. Беларусь является одной

из стран-новичков, которые приступают к созданию Национальной ядерной программы. МАГАТЭ оказывает подобным странам всестороннюю помощь, благодаря чему Беларусь является пока единственной страной, внедрившей основные положения ОТБАГР в национальную базу регулирования проектирования и эксплуатации АЭС [#06].

Применение «Фукусимского стресс-теста» позволяет наглядно показать те области, где необходима ревизия основных требований регулирующих документов Российской Федерации в области обеспечения аварийной готовности и защиты населения в случае аварии на АЭС.

Некоторые примеры расчётного обоснования запроектных аварий с учётом мобильной техники для реакторов ВВЭР-1000

Хвостов М.С., Филимонов А.А., Щеколдин В.В., Букин Н.В.,

Быков М.А., Беркович В.Я.

АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»

За последние годы в соответствии с программой Госкорпорации «Росатом» «Актуализированные мероприятия для снижения последствий запроектных аварий на АЭС» была проведена работа по повышению безопасности действующих блоков АЭС с ВВЭР путём внедрения дополнительной техники. Данная работа отражает общемировые процессы по повышению безопасности АЭС в связи с аварией, произошедшей на АЭС «Фукусима» в 2011 г.

В данном докладе представлена часть результатов этой работы, относящаяся к расчётному обоснованию использования передвижных насосных установок и дизель-генераторов для ВВЭР-1000. Первоначально дополнительная техника предполагалась к использованию для исходных событий, связанных с потерей конечного поглотителя и полным обесточиванием станции. Внедрение мобильной техники и корректировка руководств по управлению запроектными авариями потребовали выполнения расчётного обоснования в том числе и для других исходных событий, для предотвращения перехода их в тяжёлые аварии или для смягчения последствий ЗПА. К таким режимам относятся: течи теплоносителя первого контура, течь из первого контура во второй с непосадкой сбросного устройства на аварийном парогенераторе.

В ходе расчётного обоснования было рассмотрено множество вариантов использования мобильной техники наряду с имеющимся оборудованием в различных комбинациях, что даёт оператору возможность выбора способа ограничения последствий запроектной аварии в зависимости от обстановки на конкретном блоке. Продемонстрированы преимущества каждого из таких способов с учётом фактических

характеристик мобильной техники и реализации схем подключения для различных блоков.

Проделанное расчётное обоснование позволяет заключить, что дополнительные мероприятия и мобильная техника, внедряемые на блоках позволяют существенно повысить безопасность действующих АЭС с ВВЭР-1000 для исходных событий, связанных с потерей конечного поглотителя и полным обесточиванием станции, течами теплоносителя первого контура с наложением множественных отказов.

Тренажерные продукты для повышения эффективности противоаварийных тренировок (ПАТ) и Командно-штабных Учений (КШУ)

Жукавин А.П., АО «ИТЦ «ДЖЭТ»

В докладе приводятся основные сведения о конфигурации полномасштабных тренажеров и их возможностях по моделированию различных аварийных ситуаций, вплоть до тяжелых запроектных аварий с плавлением топлива.

Приводятся сведения о ресурсах и потребностях экспертов Кризисного Центра Концерна Росэнергоатом при проведении КШУ и ПАТ.

Приводятся описания следующих программных продуктов фирмы ДЖЭТ, созданных на базе тренажерных технологий :

- SA- комплекс программ реального времени для расчета параметров тяжелой аварии с плавлением активной и повреждением корпуса реактора и бетона гермооболочки;
- КАРАВАН - комплекс программ для ускоренного прогноза развития аварии с учетом наложения отказов и возможных действий операторов;
- КИПР - программный комплекс электронных интерактивных процедур для поддержки и контроля действий операторов;
- САДО – система анализа действий оператора для отображения предыстории работы операторов БПУ/РПУ на фоне развития технологической ситуации.

В докладе приводится сопоставление по точности расчетов запроектных аварий по тренажерным кодам и кодам высокой точности, которые используются при проектном обосновании безопасности. Делается вывод о возможности и необходимости использования приведенных программных продуктов для повышения эффективности КШУ и ПАТ.

Современные подходы к обоснованию вмешательства при радиационной аварии на АЭС

Полянцев С.С., Абуталипов Р.А.

АО «ВНИИАЭС»

В АО «Концерн Росэнергоатом» установлен порядок применения критериев для принятия решений о мерах защиты персонала и населения в случае радиационной аварии на АЭС на основе принципа оптимизации вмешательства (МУ 1.2.5.03.0035-2010). Данная процедура отработывалась в ходе учений и тренировок в период с 2010 по 2015 г. Полученный опыт, анализ практики проведения защитных мероприятий после аварии на АЭС Фукусима-1 (11.03.2011), а также современные стандарты МАГАТЭ позволяют определить направление развития данной процедуры.

Представляется, что процедура обоснования вмешательства в случае тяжелой аварии на АЭС должна состоять из пяти этапов.

В докладе рассмотрено актуальное состояние каждого из элементов процедуры обоснования вмешательства при радиационной аварии в разрезе указанного выше подхода.

Оперативная оценка выбросов АЭС в условиях проектной аварии

Косых В.С., Царина А.Г., Камаев Д.А., Моисеенко Д.Н.

ФГБУ «НПО «Тайфун», г. Обнинск

Федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии, обеспечивающими безопасность атомных станций (АС), предусмотрено создание систем радиационного контроля, которые должны обеспечивать измерение значений контролируемых параметров, характеризующих радиационную обстановку в помещениях и на площадке АС, в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения при всех режимах эксплуатации АС, проектных и запроектных авариях.

Обеспечение контроля радиационной обстановки общестанционной части АС предполагает размещение на промплощадке АС сети спектрометрических постов контроля, по данным измерений которых в условиях возникновения аварии формируется сценарий поступления в атмосферу продуктов деления и выполняется прогноз их дальнейшего распространения согласно текущей метеорологической обстановке.

Для корректной интерпретации результатов спектрометрических измерений необходимо знание формы и пространственного положения источника излучения, которые определяются метеорологической обстановкой и путями поступления в атмосферу продуктов деления. В докладе рассматривается процедура моделирования атмосферных про-

цессов переноса и рассеяния продуктов деления в условиях застройки промплощадки АС и оценки на её основе состава и массы выброса продуктов деления по данным спектрометрических измерений.

Использование процедуры моделирования и оценки выброса в оперативном режиме обеспечивается за счет компиляции библиотеки априорных сценариев атмосферного распространения продуктов деления при проектных авариях с учетом повторяемости метеоусловий, характерных для района расположения АС. Скомпилированная библиотека позволяет оперативно установить в условиях нарушения нормального функционирования АС соответствие между поступающими данными спектрометрии и реализующимся сценарием выброса. На основе сформированного сценария выброса продуктов деления осуществляется прогноз распространения продуктов деления в атмосфере.

В докладе также обсуждаются общие вопросы разработки алгоритмического и программного обеспечения для системы информационной поддержки принятия решений в случае аварийных ситуаций на АС.

Зоны планирования защитных мероприятий как ключевой элемент современной системы противоаварийного реагирования. Проблемы создания концепции аварийного зонирования и пути их решения

Косов А.Д., Илларионенкова Д.В.
АО «ВНИИАЭС»

Безопасность АЭС обеспечивается за счет последовательной реализации концепции глубоко эшелонированной защиты, последним уровнем которой является противоаварийное планирование. Ключевым элементом системы противоаварийного планирования в контексте защиты населения является установление специальных территорий или зон планирования защитных мероприятий. При этом, от того насколько глубоко продумана концепция зонирования территорий, насколько четко распределена ответственность между организациями участвующими в аварийном реагировании на этих территориях и реализован алгоритм проведения защитных мероприятий, а также каким образом обеспечены соответствующие планы (материальными, финансовыми и людскими ресурсами) напрямую зависит уровень безопасности населения в районах размещения АЭС.

Система аварийного зонирования, учитывающая опыт аварий на атомных электростанциях в Три-Майл-Айлэнд (США) в 1979 году, Чернобыле (СССР) в 1986 году и Фукусиме (Япония) в 2011 году, подробно изложена в современных стандартах МАГАТЭ.

Наличие заранее определенных аварийных зон вокруг АЭС также предусмотрено в нормативно-правовой базе РФ. Вместе с тем данный вопрос стоит достаточно остро в связи с наличием сразу нескольких существующих параллельно друг другу систем зонирования (5 систем зонирования). Данные системы зонирования разрабатывались изолировано друг от друга различными ведомствами, а также различными рабочими группами в рамках одного ведомства, поэтому они слабо согласуются друг с другом.

В настоящее время отсутствует продуманная и прошедшая обсуждение специалистов заинтересованных ведомств (ФМБА России, МЧС России, Роспотребнадзор, Ростехнадзор, Государственная корпорация «Росатом») концепция аварийного зонирования территорий вокруг АЭС, критерии и принципы установления размеров соответствующих зон, а также подходы к планированию и реализации защитных мероприятий. Без этого невозможно четко распределить ответственность и задачи между участниками аварийного реагирования.

Доклад посвящен обсуждению противоречий в существующих нормативных документах, устанавливающих требования к зонированию территорий на случай аварии. Предложены подходы к созданию концепции аварийного зонирования на случай радиационной аварии на АЭС с учетом современных стандартов МАГАТЭ и опыта реализаций мероприятий по защите населения после аварии на АЭС Фукусима-1 (Япония).

Секция 2

РАЗВИТИЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Подсекция 2.1

ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ПРОЕКТЫ ЭНЕРГБЛОКОВ АЭС

Основные результаты НИОКР в обоснование проекта энергоблока с РУ БН 1200

Аширметов М.Р.

АО «АТОМПРОЕКТ», г. Санкт-Петербург

Перспективный энергоблок с РУ БН-1200 разрабатывается как основа для осуществления промышленной реализации ядерной энергетики с реакторами на быстрых нейтронах и замкнутым топливным циклом.

Основные задачи, поставленные перед разработчиками проекта энергоблока с РУ БН-1200:

- обеспечение показателей надежности работы и уровня безопасности в соответствии с требованиями к энергоблокам IV поколения;
- при любой запроектной аварии не должны требоваться эвакуация и отселение населения;
- достижение удельных капитальных вложений на сооружение этого энергоблока, сопоставимых с удельными показателями усовершенствованных ВВЭР, например, энергоблока АЭС-2006.

Обобщающим итогом работ по комплексу НИОКР, проведенному в 2007-2015 гг., являются разработанные технические проекты (ТП) РУ, ТП турбоустановки и материалы проекта энергоблока, где определены основные архитектурно-строительные решения по энергоблоку и конструктивные решения по реакторной и турбинной установкам БН 1200.

В 2015 г. проведена экспертиза результатов НИОКР в обоснование проекта энергоблока с РУ БН-1200 в соответствии с Распоряжением ГК «Росатом». Результаты экспертизы в целом подтвердили выводы разработчиков о том, что проект БН-1200 соответствует требованиям ТЗ, технико-экономические характеристики энергоблока с РУ БН-1200 сопоставимы с энергоблоками с РУ ВВЭР аналогичной мощности.

В проекте энергоблока учтены следующие природные и техногенные воздействия:

Проектные воздействия:

- МРЗ и ПЗ – 7 и 6 баллов по шкале MSK-64, соответственно (значения могут быть уточнены по результатам изысканий);
- падение самолета весом 20 т со скоростью 215 м/с;

- внешняя ударная волна с давлением во фронте 30 кПа с продолжительностью фазы сжатия 1 с, направление распространения - горизонтальное.

Запроектные воздействия:

- падение самолета массой 400 т со скоростью 150 м/с с учетом возгорания топлива;
- землетрясение с превышением на 40 % по максимальному горизонтальному ускорению грунта, характеризующего МРЗ.

При разработке проекта РУ БН-1200 сохранена преемственность по принципиальным техническим решениям, положительно зарекомендовавшим себя в БН 600 и примененным в БН-800.

Принципиально новыми техническими решениями являются:

- размещение основного оборудования, включая ХФЛ 1 контура и автономного теплообменника САОТ, в баке реактора, а также окужохование трубопроводов;
- использование сильфонных компенсаторов температурного расширения на трубопроводах второго контура;
- применение термо- и радиационностойкой стали Х16Н11М3;
- укрупнение твэлов, укрупнение ТВС и, как следствие, снижение средней энергонапряженности и увеличение кампании ТВС;
- использование дополнительно к системе аварийной защиты (наряду с пассивной защитой гидравлического принципа действия) системы пассивной защиты на основе температурного принципа;
- увеличение объема ВРХ, обеспечивающего выдержку ОТВС в течение двух лет, и исключение барабана отработавших сборок;
- размещение первичной защиты в активной зоне;
- использование вертикальных прямоточных корпусного типа ПГ;
- отказ от системы надежного технического водоснабжения;
- исключение в реакторном отделении отмывочного бокса;
- наличие горизонтального канала в перегрузочном боксе (ПБ) для перемещения свежего и отработанного топлива в отличие от БН-800, где предусмотрена наклонная шахта, увеличивающая строительный объем и влияющая на срок начала монтажа РУ;
- обеспечение охлаждения ОЯТ БВ в режиме обесточивания за счет пассивных систем с однофазным термосифоном, заполненным водой;
- выделение зданий ХСТ и БВ в отдельный модуль, что позволяет без существенных конструктивных и компоновочных изменений применять его, как в варианте централизованного топливного производства, так и в пристанционном варианте;
- повышение температуры острого пара на выходе из ПГ (5100С) и питательной воды (2750С), а также давления острого пара на выходе

из ПГ (17,00МПа) с целью обеспечения КПД(брутто) установки не менее 43,6%;

- значительное сокращение количества оборудования в системе аварийного электроснабжения (САЭ) по сравнению с БН-800 за счет использования пассивных систем безопасности;
- обеспечение модульности компоновки технологических систем (все четыре унифицированные технологические петли выполняются в идентичных строительных конструкциях в плане и по высоте).

В результате разработки различных вариантов компоновки здания реактора (от прямоугольной формы до круглой) принят вариант круглого в плане РО с шахтой РУ в центре и диаметрально - расположенного оборудования обслуживания РУ.

Защита здания реактора от экстремальных внешних природных и техногенных воздействий достигается:

- усилением внешних строительных конструкций по периметру здания без изменения внутренних объемов при ужесточении требований по учету техногенных аварий, за счет введения деформационного шва по внешнему диаметру стен реакторного отделения (РО), при этом исключается косвенная передача техногенных экстремальных воздействий на оборудование РО;
- применением современных материалов в защитных конструкциях, позволяющих одновременно воспринимать экстремальные нагрузки и ускорять процесс возведения здания реактора (высокопрочные модифицированные самоуплотняющиеся бетоны, фибробетоны). Для обеспечения снижения сроков строительства и монтажа корпуса энергоблока предусматриваются:

- оптимизация толщин конструкций РО для сокращения сроков бетонирования конструкций, лежащих на критическом пути;
- применение легкого сферического купола над центральным залом, обеспечивающего сокращение начала монтажа основного оборудования РО;
- конструктивные решения по применению пространственных армоблоков;
- использование современных методов стыковки арматуры железобетонных конструкций, обеспечивающих снижение трудозатрат на арматурные работы;
- применение высокопрочных модифицированных самоуплотняющихся бетонов с низкой экзотермией, допускающих значительное сокращение сроков бетонирования.

Реализация совокупности применяемых решений обеспечит снижение удельных показателей по металлоемкости, строительных объемов главного корпуса, снижение эксплуатационных затрат.

По результатам оценки, проведенной Тематической группой ОАО «Концерн Росэнергоатом» по анализу капитальных затрат на сооружение АЭС с энергоблоками ВВЭР-1200, ВВЭР-ТОИ и БН-800, БН-1200 превышение удельных капитальных вложений БН-1200 по сравнению с ВВЭР-ТОИ составило не более 16%.

В проекте БН 1200 достигнуто значительное повышение уровня безопасности.

Вероятность тяжелого повреждения активной зоны для внутренних событий при работе реактора на мощности для БН 1200 составляет $\sim 5 \times 10^{-7}$, что значительно ниже соответствующих величин для БН 600 $\sim 10^{-5}$ и БН 800 $\sim 2 \times 10^{-6}$.

В результате анализа тяжелых ЗПА (типа ULOF и УТОР) показано, что дозы облучения населения за границей промплощадки АЭС при самом неблагоприятном развитии аварии не превышает 30 мЗв за первый год после аварии. Таким образом, подтверждено выполнение требования об исключении необходимости эвакуации населения при авариях.

В настоящее время намечены пути улучшения удельных показателей проекта энергоблока за счет снятия консерватизма с принятых технических решений, оптимизации компоновочных решений и модернизации существующего оборудования.

В рамках НИОКР проведен комплекс исследовательских работ с целью выбора основных параметров и обоснования новых технических решений, обеспечивающих достижение высоких технико-экономических характеристик и показателей безопасности в проекте БН-1200.

Совокупность примененных решений обеспечивает сопоставимость энергоблока с реактором БН-1200 по технико-экономическим показателям с энергоблоками ВВЭР аналогичной мощности.

Энергоблок по показателям надежности работы и обеспечению уровня безопасности отвечает требованиям к энергоблокам IV поколения.

Подтверждено выполнение требования об исключении необходимости отселения и эвакуации населения при любой запроектной аварии.

В продолжении НИОКР намечены:

- мероприятия, позволяющие улучшить технико-экономические показатели энергоблока с РУ БН-1200 при коммерциализации технологии БН еще на 10-15%;
- комплексная системная оценка функционирования энергоблока БН-1200 в двухкомпонентной системе АЭ (ВВЭР-БН), включая оценки капитальных затрат на объекты ЯТЦ и топливную составляющую эксплуатационных затрат.

Выполненные НИОКР и проектные проработки позволяют перейти к разработке проектной документации энергоблока с РУ БН-1200.

Проблемы отвода тепла остаточного энерговыделения при авариях для реакторов на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением

*Сорокин А.П., Труфанов А.А., Опанасенко А.Н., Денисова Н.А.
АО «ГНЦ РФ ФЭИ»*

В докладе представлены и анализируются технические решения, направленные на решение актуальной проблемы отвода тепла остаточного энерговыделения от активной зоны в аварийных режимах реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Изложено описание основного варианта системы аварийного отвода тепла (САОТ) на основе погруженных в теплоноситель первого контура автономных теплообменников (АТО) с конечным отводом тепла в окружающую среду через промежуточный контур по варианту DRACS, принятого в проектах Европейского быстрого реактора (EFR), Китайского экспериментального быстрого реактора (CEFR) и перспективного реактора большой мощности с натриевыми теплоносителями. Ее достоинства: данная система полностью автономна и построена на пассивных принципах с естественной циркуляцией теплоносителя в баке реактора (ЕЦ). Недостаток – дополнительные затраты на разработку, обоснование и эксплуатацию. Представлено описание экспериментальных стендов и расчетных кодов, используемых для проведения исследований характеристик САОТ. Демонстрируются результаты исследований, указывающих на возможности аварийного отвода тепла остаточного энерговыделения в реакторах на быстрых нейтронах с использованием САОТ с АТО. Во всех исследованных вариантах расхолаживания температура теплоносителя на выходе из головок ТВС активной зоны понижается по сравнению с режимом принудительной циркуляции (ПЦ). Температура теплоносителя в периферийной зоне верхней камеры увеличивается по сравнению с режимом ПЦ. Распределение температуры на выходе из имитаторов сборок активной зоны, по радиусу и высоте подвижных термозондов, в узле термозондов к АТО и промежуточным теплообменникам (ПТО) показывают, что в режиме ЕЦ горячий теплоноситель вдоль центральной поворотной колонны поднимается к поверхности раздела теплоносителя в баке установки. В верхней области смесительной камеры формируется обширная горячая зона, из которой теплоноситель поступает на вход ПТО (АТО). Полученные результаты расчетного обоснования подтверждают эффективность САОТ в режимах расхолаживания.

Обращение с ОЯТ в замкнутом топливном цикле двухкомпонентной системы АЭС с ВВЭР и БН

Хаперская А.В.

Госкорпорация «Росатом»

В Российской Федерации разработана и действует Концепция по обращению с отработавшим ядерным топливом Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом». Концепция определяет цели и стратегический вектор обращения с ОЯТ. В основу политики Российской Федерации в области обращения с ОЯТ положен принцип его переработки для обеспечения экологически приемлемого обращения с продуктами деления и возврата в ядерный топливный цикл регенерированных ядерных материалов. Стратегическими направлениями в области обращения с ОЯТ являются создание надежной системы хранения ОЯТ, развитие технологий переработки ОЯТ, сбалансированное вовлечение продуктов регенерации ОЯТ в ядерный топливный цикл, окончательная изоляция (захоронение) образующихся при переработке радиоактивных отходов.

В докладе рассмотрены основные положения концепции по обращению с ОЯТ тепловых реакторов, практические мероприятия по ее реализации, а также направления развития системы обращения с ОЯТ в двухкомпонентной ядерно-энергетической системе (РУ ВВЭР и БН) с учетом экологических и экономических приоритетов.

Особенности ремонта оборудования оборудования быстрых реакторов с натриевым теплоносителем

Зениц В.В.

Белоярская АЭС

В докладе представлена информация об особенностях ремонта оборудования быстрых реакторов с натриевым теплоносителем:

- компоновка оборудования первого контура;
- требования безопасности при ремонте оборудования, работающего в среде натрия;
- комплексы специальных устройств, стенды, применяющиеся при ремонте или замене реакторного оборудования;
- ремонт оборудования второго контура;
- средства индивидуальной защиты при ремонте (замене) оборудования, работающего в среде натрия.

Развитие перспективных реакторных технологий 4-го поколения в рамках международного форума «Поколение-IV»

*Ашурко Ю.М., Поплавский В.М.
АО «ГНЦ РФ ФЭИ»*

В докладе представлен обзор работ, проводимых в рамках Международного форума «Поколение-IV» (МФП) по шести перспективным реакторным технологиям, выбранным в качестве реакторных технологий 4-го поколения:

- сверхвысокотемпературный газовый реактор;
- быстрый натриевый реактор;
- быстрый газовый реактор;
- сверхкритический водяной реактор;
- свинцовый быстрый реактор;
- жидкосолевой реактор.

Дано описание структуры МФП, ее глобальных целей, подходов и направлений их реализации. Дано описание всех реакторных технологий, разрабатываемых в рамках МФП, в первую очередь, тех, в которых участвует Госкорпорация «Росатом», представлены дорожные карты их реализации, а также текущее состояние работ по каждому из реакторных направлений.

Представлена информация по методологическим рабочим группам, действующим в составе МФП: по риску и безопасности, по нераспространению и физической защите, по экономическому моделированию. Описана деятельность рабочей группы МФП по разработке проектных критериев безопасности для быстрых натриевых реакторов 4-го поколения.

Модель течения теплоносителя в проточной части реакторов со сверхкритическими параметрами

*Чусов И.А., Шелегов А.С., Рассолов А.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В настоящее время расчет теплогидравлических параметров реакторных установок типа ВВЭР, РБМК и БН выполняют, используя в основном общепринятые подходы. Та же тенденция сохраняется при попытках описания движения теплоносителя в проточных частях активных зон реакторов Generation-IV при сверхкритических параметрах. В большинстве случаев используют классический подход, предложенный О. Рейнольдсом. При этом составляющие тензора

турбулентных напряжений рассчитываются по гипотезе Буссинеска с использованием понятия коэффициента турбулентной вязкости.

Однако такой «лобовой» подход представляется сомнительным при расчете течения со сверхкритическими параметрами. Во-первых, течение теплоносителя в проточной части реакторной установки характеризуется тем, что изменение энтальпии потока много больше характерной величины кинетической энергии. Во-вторых, течение в проточной части активной зоны сопровождается значительным изменением теплофизических свойств теплоносителя.

Перечисленные выше обстоятельства приводят к необходимости решения уравнений переноса импульса и энергии с учетом кинетических эффектов учитываемых барнеттовскими слагаемыми входящими в тензор напряжений и тепловых потоков. Течение теплоносителя реализуется в условиях $Kn \rightarrow 0$, $Re \gg O(1)$. При таких значениях режимных параметров барнеттовские слагаемые в уравнении импульса имеют тот же порядок, что и навье-стоксовские, а в случае турбулентных течений, такой же порядок, что «кажущиеся», турбулентные напряжения Рейнольдса.

В докладе обсуждается модель течения теплоносителя полученная на основе анализа кинетических уравнений для третьего – «барнеттовского» приближения. Рассмотрение проводилось для двумерного случая с учетом возможности параболизации полученных уравнений. Получение уравнений для трехмерного случая не составляет труда и характеризуется только более громоздкой формой записи.

Предлагаемая модель течения в явной форме содержит слагаемые, учитывающие влияние градиента температур на тензор напряжений.

Таким образом, в работе предлагается новая модель течения теплоносителя для реакторов со сверхкритическими параметрами. Основой модели является система уравнений эллиптического типа с учетом температурных поправок Барнетта, которые позволяют учесть дополнительные напряжения, возникающие из-за больших градиентов температур.

Выполнение процедуры параболизации приводит к значительному упрощению исходной системы уравнений и позволяет «свернуть» в уравнениях переноса импульса и энергии конвективное слагаемое, что позволяет значительно упростить получение численного результата без потери физической общности решения.

Модель течения теплоносителя в активных зонах реакторных установок основанная на параболизации уравнений О. Рейнольдса

*Авдеев Е.Ф., Чусов И.А., Юнусова Л.К.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск*

В докладе рассматривается новая модель расчета теплогидравлики активных зон реакторов типа ВВЭР и БН. В отличии от общеупотребительных моделей: изолированного канала, пористого тела, поканальной модели (метод ячеек), локальных параметров и струйной модели, вновь предлагаемая модель базируется на удержания в разложении по малому параметру слагаемых порядка $1/Re-1/2$ и $1/Re-3/2$ в поперечном к маршевому направлению. Одновременно с этим принимается предположение о незначительности переноса массы, импульса и тепла по трансверсальной координате.

В пользу этих соображений можно привести следующие аргументы:

1. Наличие явно выраженной «маршевой» координаты вдоль которой происходит основное движение теплоносителя. Для реакторных установок типа ВВЭР и БН это направлено вертикально вверх подъемное движение теплоносителя;

2. Основное гидравлическое сопротивление а.з. складывается из сопротивления в головке и хвостовике ТВС, опорной и дистанционирующих решеток и сопротивления трения в твэльном пучке, а в случае реакторов типа БН, в твэльном пучке с проволочной навивкой;

3. Направление движения теплоносителя при естественной циркуляции (имеется в виду аварийная ситуация с полным остановом циркуляционных насосов) совпадает с вынужденным движением при нормальных условиях эксплуатации.

Таким образом, рассматривается нестационарное неизотермическое турбулентное течение вязкого, сжимаемого (в наиболее общем случае) теплоносителя в каналах с переменной по длине площадью поперечного сечения. Течение и теплообмен реализуются в поле действия массовых сил – силы тяжести и подъемной силы, возникающей вследствие подогрева теплоносителя в а.з. Далее без потери общности рассуждений принимается, что температурные градиенты в продольном и радиальном направлениях могут быть значительными, что приводит к необходимости учета зависимости теплофизических свойств теплоносителя от температуры.

Полученная в этих предположениях система дифференциальных уравнений в частных производных параболического типа включает в себя: уравнение неразрывности, уравнение переноса импульса в продольном и поперечном направлениях, уравнение энергии и уравнения

теплопроводности для описания процессов теплообмена в топливе, газовом зазоре и оболочке ТВЭЛов. Коэффициент турбулентной вязкости может быть найден с использованием классической k - модели турбулентности со стандартным набором констант.

Система уравнений дополняется соответствующими граничными условиями на границе стенка-стенка и стенка-жидкость, и условием постоянства массового расхода теплоносителя в проточной части активной зоны.

Несомненным преимуществом предлагаемой модели является возможность преобразования уравнений движения в маршевом и поперечном направлениях к виду уравнения теплопроводности. Последнее делает возможным ее применение в полномасштабных и функционально-аналитических тренажерах требующих проведения расчетов в режиме реального времени.

Реакторная установка ВБЭР-600 для энергоблоков средней мощности. Основные схемно-конструктивные решения и характеристики

Арефьев А.Е., Кураченко А.В., Петрунин В.В., Фадеев Ю.П., Удалицев С.В.

АО «ОКБМ Африкантов»

Атомные энергоблоки средней мощности (по классификации МАГАТЭ – 300–700 МВт(э)) могут рассматриваться как перспективное самостоятельное направление использования ядерной энергии в нашей стране в дополнении к энергоблокам АЭС большой мощности.

Уменьшение единичной мощности энергоблока сопровождается, как правило, ростом удельных капитальных затрат, поэтому в проекте РУ и энергоблока должны быть реализованы инновационные решения, которые обеспечили бы их экономическую привлекательность и адаптированность для региональных энергосистем.

По мнению АО «ОКБМ Африкантов» данной цели в наибольшей степени соответствуют апробированные решения транспортных реакторов (по проектам предприятия создано 465 транспортных установок с суммарным опытом эксплуатации ~9500 реакторо-лет).

АО «ОКБМ Африкантов» в кооперации с НИЦ «Курчатовский институт» разработана 4-х петлевая реакторная установка блочного типа с водо-водяным реактором давления ВБЭР-600 ($N_{э} = 615$ МВт) на основе унифицированной петли теплообмена мощностью 415 МВт (155 МВтэ) для применения в составе энергоблока средней мощности. В проекте РУ органично сочетаются технологии транспортных атомных паропроизводящих установок (АППУ) с отработанными

в гражданской атомной энергетике решениями по активной зоне и топливному циклу.

Принятые технические решения по системам и оборудованию РУ обуславливают сокращение строительных объемов, сроков сооружения, величины капитальных затрат и эксплуатационных расходов энергоблока и АЭС, повышенную надежность, безопасность (соответствие требованиям поколения 3+), упрощение эксплуатации, адаптированность к работе в региональных энергосистемах (по мощности и маневренности).

Выполненное АО «НИАЭП» сравнение технико-экономических показателей двухблочной АЭС с реакторной установкой ВВЭР-600 и энергоблока ВВЭР-ТОИ показало перспективность дальнейших работ в развитие технологии ВВЭР.

По уровню безопасности энергоблока ВВЭР-600 соответствуют требованиям к перспективным атомным станциям поколения 3+ и могут размещаться вблизи городов.

Унифицированная петля теплообмена мощностью 415 МВт (155 МВтэ) является технологической платформой для создания мощностного ряда РУ типа ВВЭР с электрической мощностью 600 МВт (4 петли), 450 МВт (3 петли) и 300 МВт (2 петли) с обеспечением блочных методов индустриального производства и строительства.

Особенности НФХ интегрального реактора ВВЭР малой мощности

*Г.Л. Пономаренко, Д.О. Веселов, Д.Н. Ермаков
АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»*

В настоящей работе анализируются НФХ стационарной топливной загрузки активной зоны интегрального реактора ВВЭР с малой мощностью 600 МВт (тепл.) и около 200 МВт (эл.), моделируемые по программе БИПР-7. Конструкторские решения по активной зоне и ТВС, а также регулирование реактора в основном аналогичны серийному реактору ВВЭР-1000, однако имеются существенные отличия в сравнении с ВВЭР-1000:

- в активной зоне размещаются 85 ТВС (163 в ВВЭР-1000) с активной длиной 250 см (355 см в ВВЭР-1000);
- используется 24 мес. кампания реактора и 48 мес. кампания топлива (в ВВЭР-1000 используется 12-18 мес. кампания реактора и 36-48 мес. кампания топлива);
- для снижения утечки нейтронов на периферии активной зоны размещаются выгоревшие ТВС с наименьшими размножающими свойствами, а также ТВС имеют аксиальные бланкеты с меньшим

обогащением (в ВВЭР-1000 используется в меньшей степени или не используются);

- для управления реактором и обеспечения АЗ в разных ТВС размещены «чёрные» либо «серые» либо составные «чёрно-серые» ОР СУЗ (в ВВЭР-1000 используются только «чёрные» ОР СУЗ для обеспечения АЗ);
- для компенсации запаса реактивности на выгорание топлива и для обеспечения подкритичности остановленного реактора в ТВС широко используются ВП – 18-30 твэлов с 8% ест. Gd (твэги), а также серые и черные ОР СУЗ, и не используется растворённый бор в теплоносителе (в ВВЭР-1000 в основном используется растворённый бор в теплоносителе и в меньшей степени твэги);
- в условиях безборного регулирования, для обеспечения минимальных коэффициентов неравномерности энерговыделения в активной зоне подбирается оптимальное аксиальное профилирование обогащения ТВС и ВП в твэгах, а также аксиальное профилирование концентрации составных поглотителей в ОР СУЗ (в ВВЭР-1000 не используется).

Исследовались НФХ в процессе выгорания топлива в базовом режиме работы на номинальной мощности для варианта безборного регулирования. Они сравнивались с НФХ для варианта обычного борного регулирования.

Для варианта безборного регулирования также анализировался режим суточного маневрирования в широком диапазоне изменения мощности 100-30-100% от номинальной мощности, и с использованием различных способов дополнительного температурного регулирования (режимы « $P_2 = \text{const}$ », « $t_{in} = \text{const}$ », « $t_{av} = \text{const}$ »).

В результате получены позитивные результаты, позволяющие сделать вывод об относительно несложной осуществимости интегрального реактора малой мощности по технологии ВВЭР в аспекте НФХ.

Ключевые слова: НФХ, борное и безборное регулирование, температурное регулирование, технология ВВЭР, базовый и маневренный режимы.

Расчётное исследование вывода двухкомпонентной системы тепловых и быстрых реакторов в равновесный режим

Декусар В.М., Калашиников А.Г., Мосеев А.Л.

АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск

Приведены результаты расчётных исследований вывода двухкомпонентной системы ядерных реакторов, состоящей из тепловых реакторов ВВЭР-ТОИ и быстрых реакторов БН-1200 в равновесный

режим работы в замкнутом ядерном топливном цикле. Для сравнения с двухкомпонентной системой ЗЯТЦ приведены расчётные исследования сценария открытого топливного цикла с возможностью отложенной переработки или захоронения облучённого ядерного топлива.

Особенностью сбалансированной двухкомпонентной системы ядерных реакторов, состоящей из тепловых реакторов ВВЭР-ТОИ и быстрых реакторов БН-1200, является то, что ОЯТ реакторов обого типа полностью перерабатывается и весь выделенный плутоний используется для изготовления МОКС-топлива. При этом МОКС-топливо используется не только в реакторах БН-1200, но и в качестве частичной загрузки в реакторах ВВЭР-ТОИ.

Полное замыкание ТЦ по плутонию в системе, состоящей только из реакторов ВВЭР-ТОИ с использованием МОКС-топлива невозможно, так как вследствие деградации изотопного состава плутония в процессе рециклирования величина его содержания в МОКС-топливе, необходимая для обеспечения длительности межперегрузочного интервала реактора, превысит предел, допустимый по условиям безопасности. Однако введение в систему быстрых реакторов БН-1200 и организация обмена плутонием между тепловыми и быстрыми реакторами позволяет остановить деградацию изотопного состава плутония при его многократном рецикле и обеспечить содержание плутония в МОКС-топливе реакторов ВВЭР-ТОИ в допустимых пределах.

Описанная система может служить моделью стационарной ядерной энергетики, когда после достижения некоторого уровня установленной мощности реакторов годовое производство электроэнергии стабилизируется вследствие отсутствия спроса на его повышение, а также моделью некоторого модуля внутри ЯЭ, обладающего указанными выше положительными качествами.

Итоги разработки концепт-проектов энергоблоков АЭС средней мощности

Яшкин А.В., Толстов Е.В.
АО «НИАЭП»

В 2014 году АО «НИАЭП» совместно с НИЦ «Курчатовский институт», АО «ОКБ Гидропресс», АО «ОКБМ Африкантов» и АО «ВНИИАЭС» выполнены материалы концепт-проектов двухблочной АЭС средней мощности с реакторными установками ВВЭР-600 и ВБЭР-600.

Работы выполнялись по договору с ПКФ АО «Концерн Росэнергоатом» на основании Решения совместного заседания НТС №1 «Ядерные энергетические установки и атомные станции»

ГК «Росатом» и НТС ОАО «Концерн Росэнергоатом» по вопросу «Сравнительный анализ технико-экономических характеристик двухблочных АЭС и АТЭС средней мощности» от 09.04.2013г.

В ходе работ выполнены:

1. Техничко-экономические требования к проекту энергоблока средней мощности с водо-водяной технологией;
2. Концепция безопасности АЭС средней мощности с РУ ВВЭР-600, ВБЭР-600;
3. Оптимизация основных технологических и компоновочных решений, генерального плана размещения зданий и сооружений энергоблоков АЭС с РУ ВВЭР-600, ВБЭР-600;
4. Разработка Концепт-проектов по двухблочной АЭС средней мощности с РУ ВВЭР-600, ВБЭР-600;
5. Технические задания на проект АЭС средней мощности на примере двухблочной АЭС с РУ ВВЭР-600, ВБЭР-600;
6. Сравнительный анализ концепт-проектов двухблочной АЭС средней мощности;
7. Привязка Концепт-проекта двухблочной АЭС с РУ ВВЭР-600 к условиям площадки Кольской АЭС-2.

Основными ориентирами при разработке материалов концепт-проектов АЭС средней мощности являлись:

1. Электрическая мощность на клеммах генератора – не менее 600 МВт;
2. Срок сооружения энергоблока АЭС от первого бетона до физического пуска:
 - для головного блока — не более 48 месяцев;
 - для серийного блока — не более 40 месяцев.
3. Снижение расчетной стоимости сооружения для серийного энергоблока по сравнению с проектом ВВЭР ТОИ – не менее, чем на 25 %

Концепт-проекты двухблочных АЭС средней мощности разработаны с учетом требований Постановления Правительства РФ от 16 февраля 2008 г. N 87 «О составе разделов проектной документации и требованиях к их содержанию», при этом, в составе данных материалов разработаны:

- Пояснительные записки;
- Спецификации оборудования и материалов;
- Расчет стоимости сооружения;
- Трехмерные компоновки и чертежи.

В ходе работ достигнуто выполнение критериев, заложенных в **Техничко-экономические требования к проекту энергоблока средней мощности**, при этом достигнутая величина по снижению расчетной

стоимости сооружения для серийного энергоблока по сравнению с проектом ВВЭР ТОИ составляет не менее 27%.

Этот показатель еще раз подтверждает важное преимущество АЭС СМ — меньшие затраты на реализацию проекта и снижение рисков для инвесторов.

Кроме того, имеющийся потенциал для дальнейшего совершенствования концепт-проектов двухблочной АЭС средней мощности с РУ ВВЭР-600, ВБЭР-600, благодаря сочетанию инновационных технологий и применению апробированных традиционных решений, может быть раскрыт на дальнейших стадиях проектирования.

Потенциальные области применения АЭС СМ:

- для районов, где использование традиционных органических источников энергии невозможно или затруднено, а линии электропередачи отсутствуют или накладывают ограничения на мощность генерирующих установок;
- в качестве источника гарантированного бесперебойного электропитания важных объектов государственного значения;
- для опреснения морской воды, что представляется актуальным ввиду возможности возникновения критической ситуации в мире с пресной водой.

Согласно разработанным Концепциям безопасности отечественные проекты энергоблоков АЭС средней мощности с РУ ВВЭР-600, ВБЭР-600 относятся к поколению III+ и имеет конкурентные показатели для международного рынка, для своевременного выхода на который необходимо выбрать площадку для сооружения пилотной АЭС.

Проекты энергоблоков для АСММ на базе корпусного кипящего реактора типа КАРАТ

Лукаевич И.Б., Молоканов Н.А., Назаров В.С., Никель К.А., Прокопович А.А., Романова Н.В., Третьяков И.Т.
АО «НИКИЭТ»

В АО «НИКИЭТ» в инициативном порядке разработана мощностная линейка кипящих атомных реакторов автономного теплоэлектропитания (КАРАТ). Реакторы КАРАТ предназначены для использования в качестве энергоисточника для атомных станций малого уровня мощности (АСММ), способных работать в автономном режиме в отдаленных и труднодоступных районах, в том числе в условиях Крайнего Севера и Арктической зоны Российской Федерации.

Тепловая мощность энергоблока на базе КАРАТ-100 — 360 МВт. Электрическая мощность в базовом режиме — 100 МВт. Теплофикационная нагрузка в режиме когенерации в диапазоне 80 — 120 Гкал/час.

Тепловая мощность энергоблока на базе КАРАТ-45 – 180 МВт. Электрическая мощность в базовом режиме – 45 МВт, в конденсационном – 60 МВт. Теплофикационная нагрузка в режиме когенерации в диапазоне 50–60 Гкал/час.

Выбор реактора с кипящим теплоносителем в качестве базового для развития энергетики в изолированных от энергосистемы районах был обусловлен рядом преимуществ, делающих его идеальным кандидатом для этой роли:

- одноконтурная схема теплоотвода, а следовательно существенное сокращение капитальных затрат на строительство;
- низкое давление в контуре;
- высокие показатели внутренней самозащищенности и саморегулирования за счет отрицательных парового и температурного коэффициентов реактивности;
- всережимная естественная циркуляция теплоносителя;
- повышенный срок службы – до 80 лет;
- длительный межперегрузочный период (более 2-х лет).

Энергоблок обладает высокими показателями маневренности с возможностью выдачи потребителю полезной нагрузки в диапазоне $100\% - 0\% - 100\% N_{ном}$.

Большое внимание в проекте уделено вопросам обеспечения безопасности. Предусмотрено пять уровней глубокоэшелонированной защиты, а также шесть каналов аварийного расхолаживания реактора.

Создание АСММ на базе реактора КАРАТ может служить основой для экономического и социального освоения Арктики и дальнейшего развития региона. Работа АТЭЦ в режиме когенерации позволит обеспечить производства, добывающие предприятия и поселения требуемым теплом и электроэнергией. Разработка не отдельной установки, а мощностной линейки, обеспечивает возможность более гибко реагировать на требования потенциального заказчика.

Автономная термосифонная СПОТ первого контура реакторной установки с ВВЭР

Свириденко И.И.

Севастопольский государственный университет

Шевелев Д.В.

АО ВНИИАЭС

Автономная система пассивного отвода остаточного тепловыделения активной зоны ВВЭР от первого контура («СПОТ Р») осуществляет теплоотвод с помощью теплообменного оборудования на основе испарительно-конденсационных устройств замкнутого типа –

двухфазных термосифонов (ДТС). Применение ДТС обеспечивает эффективность, надежность и безопасность отвода теплоты. Являясь автономными замкнутыми устройствами теплоотвода, ДТС создают систему дополнительных барьеров между источником энерговыделения и конечным поглотителем. ДТС, отводя теплоту от первого контура к теплоносителю промконтура СПОТ, служат дополнительным барьером на пути возможного распространения радиоактивных загрязнений за пределы гермообъема, что существенно повышает безопасность реакторной установки в условиях межконтурных течей.

СПОТ Р включает 4 петли теплоотвода от первого контура и 2 петли системы пассивного расхолаживания компенсатора давления (СПР КД), обеспечивающей опережающий темп снижения давления теплоносителя по отношению к снижению его температуры с сохранением необходимого запаса до кипения в активной зоне. В состав каждой из петель теплоотвода от первого контура и петлей СПР КД входит теплообменник на основе ДТС, двухфазный промконтур и теплообменник-конденсатор, расположенный за пределами гермообъема. Трубопроводы петель расхолаживания первого контура подключены к трубопроводам САОЗ Ду 300: по 2 петли на каждый из 2-х верхних и нижних трубопроводов САОЗ.

После ввода СПОТ Р в действие, благодаря одновременному расхолаживанию компенсатора с помощью СПР КД, формируются условия для более раннего подключения гидроемкостей САОЗ. Этим предотвращается ввод положительной реактивности при отводе остаточного тепловыделения термосифонной СПОТ Р. Подобный метод позволяет исключить необходимость увеличения эффективности органов регулирования СУЗ, либо установки дополнительных систем, воздействующих на реактивность. Таким образом, схема СПОТ Р со своим алгоритмом ввода в действие имеет ряд преимуществ по сравнению со СПОТ ПГ, особенно с учетом использования термосифонного теплообменного оборудования, обеспечивающего повышение надежности и безопасности аварийного теплоотвода. Функционирование СПОТ Р не зависит от состояния основного оборудования РУ – парогенераторов.

Рассматриваются схемы и особенности функционирования СПОТ Р и СПР КД, приведены расчетные характеристики систем. Представлены результаты исследования чувствительности и устойчивости, а также общая погрешность расчётных схем термосифонных теплообменников и полученных результатов по отношению к основным неопределённым параметрам модели: детализация нодализации, параметры корреляций, используемых при расчёте режимов течения и коэффициентов теплопередачи.

Определение теплогидравлических характеристик ТВС реактора проекта АЭС-2006 с использованием полномасштабной CFD-модели

*И.А. Паршиков, М.К. Седов, С.Л. Соловьев, М.А. Стародубцев,
В.И. Шандра, А.В. Шишов
АО ВНИИАЭС*

Разработана полномасштабная CFD-модель ТВС реактора проекта АЭС-2006 в программном комплексе STAR-CCM 10.04. Эта модель воспроизводит тракт течения теплоносителя в ТВС без использования приближения пористого тела.

В состав модели входит участок стабилизации течения потока на входе и выходе, хвостовик с нижней опорной решеткой, ТВЭЛЬНЫЙ пучок и головка ТВС с фрагментом нижней плиты блока защитных труб. ТВЭЛЬНЫЙ пучок состоит из 312 ТВЭЛОВ, 13 дистанционирующих решеток, 4 перемешивающих решеток, 18 направляющих каналов и одного инструментального канала. Используется гексаэдрическая сеточная модель с интерфейсами на границах отдельных частей. Общий размер сеточной модели по твердым и жидким частям составляет около 700 млн. контрольных объемов.

Расход теплоносителя задается на входном участке. Тепло подводится через объемное энерговыделение топливного столба, изменяющееся по высоте ТВЭЛа. На боковых поверхностях пучка ТВЭЛОВ применяется граничное условие в виде симметрии со скользящей стенкой. Теплофизические характеристики теплоносителя и материалов элементов конструкции ТВС применяются зависящими от температуры. К этим параметрам относятся плотность, вязкость, теплопроводность и теплоемкость. Расчеты выполняются с использованием k-w SST модели турбулентности и схемы дискретизации второго порядка.

С помощью разработанной CFD-модели определены коэффициенты гидравлического сопротивления дистанционирующих и перемешивающих решеток, обогреваемого участка и пучка ТВЭЛОВ, а также всей ТВС в целом в диапазоне числа Рейнольдса от 50 000 до 450 000 в режиме минимально контролируемого уровня мощности. Проведено сравнение расчетных и экспериментальных данных, полученных на натурном макете ТВС. Определены теплогидравлические характеристики ТВС на момент начала и конца кампании. Полученные результаты по максимальной температуре наружной поверхности оболочки ТВЭЛОВ не превышают допустимого значения для условий нормальной эксплуатации реактора проекта АЭС-2006.

На последующих этапах работы предполагается доработать CFD-модель ТВС путем введения индивидуальной мощности и профиля энерговыделения по высоте каждого ТВЭЛа.

Подсекция 2.2

СОЗДАНИЕ НОВЫХ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС

Мониторинг сооружения АЭС в АО «Концерн Росэнергоатом»

Ребергер А.М., АО «Концерн Росэнергоатом»

Метс А.А., АО «КОНСИСТ-ОС»

Для обеспечения участников проектов сооружения АЭС достоверной и своевременной информацией, необходимой для выявления рисков и принятия эффективных управленческих решений, а также повышения эффективности планирования и реализации процессов сооружения в АО «Концерн Росэнергоатом» (далее – Концерн) разработаны и внедряются Автоматизированная система мониторинга сооружения объектов (далее – АС МСО-Учет) и Информационная система управления портфелем проектов (далее ИСУПП КРЭА).

АС МСО-Учет состоит из двух компонентов – аналитической системы верхнего уровня и локальной учетной системы.

Система верхнего уровня (АС МСО-Учет) обеспечивает выполнение следующих функций:

- сбор информации из различных систем от всех участников реализации проекта сооружения АЭС;
- формирование аналитической отчетности по проектам в различных срезах, с возможностью просмотра данных до первичных документов (технология drill down)

Локальная система (ЛС МСО) реализует следующие функции:

- Автоматизация процессов проверки рабочей документации (далее – РД);
- Автоматизация процессов выдачи и контроля устранения замечаний по РД;
- Автоматизация процессов учета и проверки локальных смет и актов КС-2 (интеграция с ПК «Атомсмета»). Формирование справок КС-3;
- Учет затрат, контроль использования сметного лимита, освоения;
- Контроль исполнения договоров и поставок оборудования;
- Выявление и прогнозирование отклонений от планов по срокам и стоимости;
- При совместном использовании с ИСУПП КРЭА - контроль выполнения работ графика сооружения.

Интеграционная связь ЛС МСО с системой бухгалтерского учета и управления финансами, позволяет более точно контролировать освоение капитальных вложений и управлять затратами в масштабах всего предприятия.

Аналитика по проектам не может быть полноценной без данных по управлению сроками. Указанная задача реализована в ИСУПП КРЭА. В системе обеспечивается разработка и ведение графика 3-го уровня сооружения АЭС. График формируется в соответствии с требованиями методологии ранее примененной на проекте сооружения блока №3 Ростовской АЭС. Все работы графика связываются с первичными учетными документами в ЛС МСО, что позволяет оперативно актуализировать график управления реализации проекта на основе данных первичного бухгалтерского учета и контролировать достижение ключевых технологических событий.

Наличие детальной информации по работам графика позволяет формировать оперативную отчетность по ходу реализации проекта непосредственно в системе, обеспечивает тематическое планирование и дает необходимые исходные данные для внешних систем при формировании верхнеуровневой отчетности (долгосрочные инвестиционные программы, сводные инвестиционные программы, отчетность Минэнерго, ...).

В планах развитие интеграции учетных систем капитального строительства филиалов с учетной системой АО «НИАЭП» в рамках создания единого информационного пространства Заказчика и Генподрядчика с целью повышения эффективности согласования документации капитального строительства, а также реализации прогнозных моделей и имитационного моделирования (what if) в аналитической системе в целях более эффективного управления стоимостью и сроками проектов сооружения.

Примененные в проектах технологические решения в дальнейшем позволят использовать реализованные инструменты не только при реализации проектов сооружения АЭС, но и в проектах реконструкции и модернизации АЭС.

Итоги разработки концепт-проектов энергоблоков АЭС средней мощности

Яшкин А.В., Толстов Е.В.

АО «НИАЭП», Нижний Новгород

В 2014 году АО «НИАЭП» совместно с НИЦ «Курчатовский институт», АО «ОКБ Гидропресс», АО «ОКБМ Африкантов» и АО «ВНИИАЭС» выполнены материалы концепт-проектов двухблочной

АЭС средней мощности с реакторными установками ВВЭР-600 и ВБЭР-600.

Работы выполнялись по договору с ПКФ АО «Концерн Росэнергоатом» на основании Решения совместного заседания НТС №1 «Ядерные энергетические установки и атомные станции» ГК «Росатом» и НТС ОАО «Концерн Росэнергоатом» по вопросу «Сравнительный анализ технико-экономических характеристик двухблочных АЭС и АТЭС средней мощности» от 09.04.2013г.

В ходе работ выполнены:

1. Технико-экономические требования к проекту энергоблока средней мощности с водо-водяной технологией;
2. Концепция безопасности АЭС средней мощности с РУ ВВЭР-600, ВБЭР-600;
3. Оптимизация основных технологических и компоновочных решений, генерального плана размещения зданий и сооружений энергоблоков АЭС с РУ ВВЭР-600, ВБЭР-600;
4. Разработка Концепт-проектов по двухблочной АЭС средней мощности с РУ ВВЭР-600, ВБЭР-600;
5. Технические задания на проект АЭС средней мощности на примере двухблочной АЭС с РУ ВВЭР-600, ВБЭР-600;
6. Сравнительный анализ концепт-проектов двухблочной АЭС средней мощности;
7. Привязка Концепт-проекта двухблочной АЭС с РУ ВВЭР-600 к условиям площадки Кольской АЭС-2.

Основными ориентирами при разработке материалов концепт-проектов АЭС средней мощности являлись:

1. Электрическая мощность на клеммах генератора – не менее 600 МВт;
 2. Срок сооружения энергоблока АЭС от первого бетона до физического пуска:
 - для головного блока — не более 48 месяцев;
 - для серийного блока — не более 40 месяцев.
 3. Снижение расчетной стоимости сооружения для серийного энергоблока по сравнению с проектом ВВЭР ТОИ – не менее, чем на 25 %
- Концепт-проекты двухблочных АЭС средней мощности разработаны с учетом требований Постановления Правительства РФ от 16 февраля 2008 г. N 87 «О составе разделов проектной документации и требованиях к их содержанию», при этом, в составе данных материалов разработаны:
- Пояснительные записки;
 - Спецификации оборудования и материалов;
 - Расчет стоимости сооружения;
 - Трехмерные компоновки и чертежи.

В ходе работ достигнуто выполнение критериев, заложенных в **Технико-экономические требования к проекту энергоблока средней мощности**, при этом достигнутая величина по снижению расчетной стоимости сооружения для серийного энергоблока по сравнению с проектом ВВЭР ТОИ составляет не менее 27%.

Этот показатель еще раз подтверждает важное преимущество АЭС СМ — меньшие затраты на реализацию проекта и снижение рисков для инвесторов.

Кроме того, имеющийся потенциал для дальнейшего совершенствования концепт-проектов двухблочной АЭС средней мощности с РУ ВВЭР-600, ВБЭР-600, благодаря сочетанию инновационных технологий и применению апробированных традиционных решений, **может быть раскрыт на дальнейших стадиях проектирования.**

Потенциальные области применения АЭС СМ:

- для районов, где использование традиционных органических источников энергии невозможно или затруднено, а линии электропередачи отсутствуют или накладывают ограничения на мощность генерирующих установок;
- в качестве источника гарантированного бесперебойного электроснабжения важных объектов государственного значения;
- для опреснения морской воды, что представляется актуальным ввиду возможности возникновения критической ситуации в мире с пресной водой.

Согласно разработанным Концепциям безопасности отечественные проекты энергоблоков АЭС **средней мощности с РУ ВВЭР-600, ВБЭР-600 относятся к поколению III+** и имеет конкурентные показатели для международного рынка, для своевременного выхода на который необходимо выбрать площадку для сооружения пилотной АЭС.

Пути совершенствования основных зданий АЭС технологии ВВЭР

Колтун О.В.

АО «ВНИИАЭС»

Известно, что реализуемые сейчас в стране и за рубежом российские проекты АЭС нового поколения представляют собой эволюционно переработанные энергоблоки II-ого поколения с РУ В-320. Причем основным мотивом их модернизации явилась необходимость адаптации проекта к возросшим требованиям безопасности. В результате механическое наращивание новых технологических систем привело к значительному усложнению проекта и увеличению доли оборудования, непосредственно не участвующего в выработке электроэнергии.

Существенно усложнилась и строительная часть, отягощенная новыми элементами и объемами для размещения оборудования. Переработке подверглись компоновочные и конструктивные решения зданий в сторону их усложнения и многодельности.

Всё вышесказанное негативно отражается на таких важных показателях как капитальные затраты и сроки реализации проекта. **Очевидно, что увеличение** сроков строительства АЭС снижает привлекательность инвестирования в атомную энергетику и создает риски для реализации проектов.

Всё вышесказанное требует внимательного анализа новых проектов АЭС на предмет оценки уровня их технологичности и приспособленности для обеспечения заданных темпов строительства. Требуется разработать мероприятия направленные на устранение имеющихся недостатков проектов, обеспечив конкурентоспособность АЭС с традиционной энергетикой.

В докладе обсуждаются следующие направления улучшения технико-экономических показателей проектов основных зданий:

- возможности совершенствования компоновочных решений объектов генерального плана;
- изменение объемно-планировочных решений реакторного здания;
- необходимость ревизии прочностных расчетов конструкций герметичного объема и принципов их армирования;

Дается оценка предлагаемых мероприятий с точки зрения сокращения сроков строительства и снижения капитальных затрат на сооружение АЭС.

Экспериментальное исследование совместной работы пассивных систем безопасности Нововоронежской АЭС-2 на крупномасштабном стенде «РУ-ЗО»

*Мальцев М.Б., Таранов Г.С., Желтоухов А.В.
АО «Атомэнергопроект»*

*Морозов А.В., Калякин Д.С., Шлепкин А.С., Сахингареев А.Р., Рагулин С.В.
АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», г. Обнинск*

В докладе представлены результаты суточных интегральных экспериментов, проведенных в АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» на стенде «РУ-ЗО», сооруженном для исследования совместной работы пассивных систем безопасности, входящих в состав реакторной установки ВВЭР-1200, сооружаемой на площадке Нововоронежской АЭС-2 (НВ АЭС-2).

Конструкция оборудования, входящего в состав стенда «РУ-ЗО», обеспечивает моделирование взаимосвязанных массообменных процессов между реакторной установкой (РУ) и защитной оболочкой (ЗО)

при в запроектной аварии (ЗПА) с «большой» течью теплоносителя из главного циркуляционного трубопровода и работе пассивных систем безопасности — гидроемкостей второй ступени и системы пассивного отвода тепла от реакторной установки к воздуху (ГЕ-2 и СПОТ).

Эксперименты были выполнены для определения влияния неконденсирующихся газов, генерируемых в первом контуре, и газов, поступающих за счет массообменных процессов из защитной оболочки через сечение разгерметизации, на эффективность теплоотвода от реактора через парогенератор (ПГ) и систему пассивного отвода тепла при запроектных авариях.

На стенде «РУ-3О» было проведено моделирование аварий «разрыв ГЦТ полным сечением на входе и выходе из реактора» в условиях отказа в работе активных систем безопасности.

В результате моделирования ЗПА длительностью 24 часа установлено, что в эксперименте с моделированием разрыва «холодной» нитки конденсационная мощность модели парогенератора снизилась на ~27%. В опыте с моделированием разрыва «горячей» нитки конденсационная мощность модели парогенератора снизилась к концу эксперимента на ~30% относительно мощности на начало возникновения конденсационного режима в ПГ. Снижение конденсационной мощности парогенератора обусловлено наличием газов в паре, генерируемом в реакторе, а также поступлением паровоздушной смеси из модели защитной оболочки в РУ в процессе массообмена между РУ и 3О в течение 24 часов ЗПА.

Полученные на стенде «РУ-3О» экспериментальные данные использованы АО «Атомэнергопроект» для обоснования эффективности совместной работы пассивных систем безопасности. Кроме того, экспериментальные данные использованы для дополнительной верификации расчетных программ, моделирующих взаимно связанные теплогидравлические процессы в реакторной установке и защитной оболочке при запроектных авариях с течами из РУ.

Из количественного анализа экспериментальных данных по конденсационной мощности парогенератора, охлаждаемого СПОТ, следует, что системы ГЕ-2 и СПОТ, при совместной работе, обеспечивают условия для поддержания в реакторе уровня теплоносителя, необходимого для надежного охлаждения зоны в течение времени не менее 25 часов при длительной расчетной максимальной температуре атмосферного воздуха + 38 °С, принятой в проекте НВ АЭС-2.

Вопросы прочности и ресурса ВКУ ВВЭР при длительной эксплуатации

Давиденко Н. Н., Васильев В. Г.

Филиал АО «Концерн Росэнергоатом» по реализации капитальных проектов

Одними из наиболее ответственных элементов реакторов типа ВВЭР-1000, определяющих безопасность АЭС, являются внутрикорпусные устройства (ВКУ), которые формируют активную зону, организуют поток теплоносителя в реакторе, удерживают и защищают органы регулирования и приборы внутриреакторного контроля.

Основным элементом ВКУ, определяющим и ограничивающим ресурс реакторов ВВЭР-1000 при ПСЭ до 60 лет, является выгородка активной зоны реактора, которая эксплуатируется в условиях высоких градиентов нейтронного облучения и температур. По оценкам АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» за 60 лет эксплуатации максимальная повреждающая доза нейтронов для материала выгородки реакторов ВВЭР-1000 составляет 100÷120 сна, а для выгородки реакторов ВВЭР ТОИ — 160 сна.

Расчеты, выполненные АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС» по РД ЭО 1.1.2.99.0944-2013 «Методика расчета прочности и остаточного ресурса внутрикорпусных устройств ВВЭР-1000 при продлении срока эксплуатации до 60-ти лет и более» показали, что при консервативном прогнозе радиационного распухания ресурс выгородки ВВЭР-1000 ограничен влиянием радиационного распухания и радиационной ползучести на ее формоизменение, и составляет менее 60 лет эксплуатации.

Одним из наиболее реальных путей обеспечения гарантированного ресурса 60 лет и более является разработка новой радиационнстойкой стали для ВКУ.

Создание и применение новой радиационнстойкой стали для ВКУ новых реакторов типа ВВЭР обеспечит гарантированный проектный ресурс 60 лет и более выгородок новых энергоблоков с реакторами типа ВВЭР, а также повысит конкурентоспособность отечественных АЭС с ВВЭР на мировом рынке.

Некоторые актуальные задачи развития атомной энергетики на базе использования реакторов с водяным теплоносителем

Благовещенский А.Я., Бор С.М., Митюков В.Н.

Санкт-Петербургский государственный политехнический университет

На сегодняшний день в нашей стране и за рубежом основным типом реакторных установок (РУ) являются энергоблоки с ВВЭР (PWR), работающие по двухконтурной схеме. Из примерно 500 энергобло-

ков в мире около 300 блоков именно этого типа. Успехи “Росатома” подтверждаются широким размахом строительства энергоблоков с ВВЭР-1000 (1200) как в России, так и за рубежом. Однако, перспективы развития атомной энергетики на базе использования РУ с водяным теплоносителем заслуживают рассмотрения в более широком плане.

Представляется неоправданным полный отказ от развития канальных реакторов. После Чернобыля более четверти века реакторы РБМК успешно эксплуатировались на всех отечественных АЭС. Проект МКЭР не имел недостатков РБМК, связанных с обеспечением ядерной безопасности. Имеются проработки, показывающие возможность создания канальных реакторов с замедлителем — обычной водой.

Важной задачей является создание РУ средней мощности. К сожалению, проект с ВВЭР-640 не был реализован. В свете того, что жизнь предъявляет требования участия энергоблоков в графиках нагрузок, целесообразно реализовать оправдавшее себя в корабельных ЯЭУ сочетание отрицательного температурного коэффициента реактивности активной зоны ВВЭР с прямоточными парогенераторами, обеспечивающее высокую маневренность энергоустановки. В этом плане проект ВВЭР-600 («ОКБМ Африкантов») с блочной компоновкой оборудования РУ предпочтительнее ВВЭР-600 (ОКБ «Гидропресс»), базирующегося на консервативных технических решениях.

В России полностью закрыто одноконтурное направление РУ. Не учитывается иностранный положительный опыт по использованию корпусных кипящих реакторов (в мире около 100 энергоблоков), подкрепляемый большим отечественным опытом на реакторе ВК-50 в НИИАР и на ВАУ-6С в НИТИ им. А.П. Александрова. Это направление, в частности, могло бы быть использовано в качестве замещающих мощностей на Билибинской АТЭЦ, где энергоблоки ЭГП-6 практически выработали свой ресурс. Авария на АЭС Фукусима не связана с типом реактора и не компрометирует направление ВВЭРК (BWR). Предлагаемое обеспечение потребностей Чукотки использованием плавучей АЭС (КЛТ-40) представляется недостаточно обоснованным.

Важнейшая проблема освоения водяного теплоносителя сверхкритических параметров (СКД) в РУ не обеспечена необходимым размахом научных исследований и ОКР, где определяющая роль должна принадлежать физикам по созданию безопасного реактора, исключающего мгновенную критичность. Имеющийся у авторов опыт участия в испытаниях и отработке корпусного кипящего реактора установки ВАУ-6С позволяет утверждать, что ВВЭР и СКД несовместимы. Отрицательный «пустотный эффект реактивности» не является гарантом безопасности, т.к. в широком спектре режимов может иметь место увеличение водосодержания в активной зоне с недопустимым броском положительной реактивности. Ещё в 60-е годы прошлого

века выдающийся физик С.М. Фейнберг в ИАЭ им. И.В. Курчатова в варианте корабельного реактора, ориентировался не на тепловые, а на промежуточные нейтроны (ВПН-705).

Успех в решении проблемы возможен лишь при четкой высоко-профессиональной централизованной организации всего комплекса работ, как в научном, так и в проектно-конструкторском плане.

Математическое моделирование тяжелых аварий в быстрых реакторах

Кащеев М.В., Ашурко Ю.М.

АО «ГНЦ РФ ФЭИ», г. Обнинск

Впервые разработана достаточно полная математическая модель для расчетного анализа тяжелых запроектных аварий в быстрых реакторах с натриевым охлаждением.

Расчетная область является многосвязной. Математическое моделирование подобластей как пористых тел осуществляется с использованием законов сохранения массы, импульса и энергии, записанных в виде уравнений математической физики.

Решена задача формирования тепловыделяющего слоя на нижнем торцевом экране. Выполнено моделирование зон тепловыделяющего слоя. В частности, плавление частиц стали, а затем топлива учтено путем моделирования стоков тепла в тепловыделяющем слое. Предложена формула для определения эффективной теплоты плавления при проплавлении внутриреакторных конструкций.

Разработанная математическая модель реализована в программе БРУТ.

Проведено сравнение результатов расчета по программе БРУТ с результатами экспериментов, выполненных в реакторных условиях. Получено достаточно хорошее согласие с экспериментальными данными.

Выполнена верификация блока расчета естественной конвекции кода БРУТ. Получено удовлетворительное совпадение результатов расчета с экспериментальными данными.

Осуществлена проверка работоспособности блока расчета проплавления внутриреакторных конструкций.

Для проверки правильности расчета температурного поля в тепловыделяющем слое использовалось полученное первым автором точное аналитическое решение задачи нестационарной теплопроводности ограниченного цилиндра радиуса R и длиной ℓ с непрерывно действующими источниками тепла, помещенного в среду с переменной во времени температурой, с граничными условиями третьего рода на трех границах.

С помощью программы БРУТ показано, что в реакторе типа БН большой мощности при тяжелой аварии с полным обесточиванием с отказом всех средств воздействия на реактивность обеспечивается удержание частично разрушенной активной зоны в корпусе реактора без его проплавления.

По программе БРУТ выполнен также расчет аварии, при которой происходит разрушение 18 ТВС первого и второго рядов активной зоны в реакторе типа БН малой мощности. Разрушение сборок приводит к образованию тепловыделяющего слоя, находящегося на нижнем торцевом экране. Сначала происходит плавление нижнего торцевого экрана, которое затем прекращается.

Программа БРУТ использовалась для расчета постулированной тяжелой аварии, при которой происходит полное разрушение ТВС во всей активной зоне реактора типа БН малой мощности. В соответствии с результатами расчета расплав попадает на поддон. Тепловыделяющий слой на поддоне остывает. Облицовка и сталь поддона под облицовкой не плавятся.

Для получения быстрой оценки параметров и, прежде всего, времени проплавления конструкций разработана математическая модель, в которой задача решена в одномерном приближении. На ее основе создана программа БРУТ – О. Получено, что время достижения расплавом верхней плиты напорной камеры, рассчитанное по программе БРУТ – О, на 10% меньше, чем аналогичное время, определенное по программе БРУТ.

Информационная модель как основа эффективного управления жизненным циклом АЭС

Доробин Д.С.

АО «НЕОЛАНТ», Россия

Технология управления жизненным циклом АЭС

Проблемы управления данными о жизненном цикле АЭС

Сложнейшие технологические объекты и процессы:

- территориальная распределенность,
- масштабная длительность процессов,
- огромные массивы разнородных данных,
- постоянные изменения объекта и его состояния.

Множество участников процесса, которые:

- порождают данные различной структуры,
- потребляют только определенные данные,
- используют различные стандарты деятельности,
- используют различные ИТ-технологии и форматы данных,

- часто не связаны между собой юридическими отношениями и разнесены во времени.

АЭС являются крупными промышленными объектами, включающими в себя сотни тысяч единиц оборудования, десятки километров трубопроводов, объединенных в различные технологические системы, которые вдобавок могут быть значительно разнесены в пространстве и быть размещены в различных зданиях и сооружениях. Жизненный цикл (ЖЦ) АЭС включает в себя этапы от разработки концепции до вывода из эксплуатации и может растягиваться на срок до 250 лет.

Оптимизация операции местной термообработки замыкающего кольцевого шва парогенератора

*старшинов В.И., Есипко С.П., Денисенко П.П., Кириллов В.В.
Филиал АО «АЭМ-технологии» «Атоммаш» в г. Волгодонск*

В докладе приводится способ обеспечения качественной местной термообработки замыкающих кольцевых сварных швов парогенераторов ПГВ-1000М и ПГВ-1000МКП за счет равномерного нагрева всей площади зоны шва и зоны контролируемого нагрева сложных поверхностей парогенераторов, а также значительное сокращение времени на проведение операции термообработки и последующих операций при использовании гибких керамических нагревательных ковриков (матов) и разработанного на предприятии специального стэнда.

Ключевые слова: местная термообработка, стэнд, гибкие керамические нагревательные коврики (маты), замыкающий шов, парогенератор.

Повышение несущей способности бетонных элементов конструкций при помощи анизотридных композитных структур

*Склезнев А.А.
ФГУП «НИЧ «МАТИ»*

*Васильев В.В., Разин А.Ф.
ОАО «ЦНИИСМ», г. Хотьково*

Традиционно применяемые схемы армирования бетонов стальной арматурой, препятствующей разрушению бетона при растяжении и изгибе практически исчерпали возможности по увеличению несущей способности создаваемых элементов конструкций. В немалой степени это касается возведения ответственных сооружений в области атомной энергетики – увеличение площади сечения бетонных конструкций ограничивается возрастающей массой бетона, которая может стать решающим фактором при разрушении конструкции.

Рассматриваются вопросы создания новых конструктивных элементов для строительства различных ответственных высокопрочных конструкций. В качестве основного строительного элемента предлагается использовать бетонные конструкции, армированные анизотридными сетчатыми композитными структурами, разработанными ОАО «ЦНИИСМ» применительно к ракетно-космической и авиационной технике и применяющимися в настоящее время серийно для изготовления корпусов космических аппаратов и ракет-носителей. Армирование бетонов анизотридными композитными каркасами в перспективе позволит либо значительно повысить их несущую способность без увеличения сечения элементов, либо значительно снизить массу и габаритные размеры таких конструкций.

Анизотридные композитные сетчатые структуры, представляющие собой комплекс спиральных, кольцевых и, при необходимости, продольных рёбер из однонаправленного композитного материала, создаются методом непрерывной автоматизированной намотки, что позволяет получать жёсткие и прочные интегральные каркасные системы. Стеклопластиковые, базальтопластиковые или углепластиковые стержневые и оболочечные анизотридные конструкции обладают высоким весовым совершенством, и, в сравнении с традиционным стальным арматурным каркасом, не только сами по себе обладают значительной несущей способностью, но и являются более коррозионно-стойкими.

Для подтверждения работоспособности предлагаемой концепции приводятся результаты экспериментальных исследований и численного конечно-элементного моделирования композитобетонных конструкций, армированных анизотридными сетчатыми структурами. Результаты испытаний композитобетонных элементов сравниваются с результатами испытаний железобетонных элементов, армированных традиционной металлической арматурой. Показывается рост несущей способности композитобетонных элементов конструкций по сравнению с железобетонными элементами при сопоставимой жесткости сравниваемых конструкций.

Показана потенциальная возможность увеличения несущей способности бетонных элементов конструкций в 2–3 раза при использовании в качестве армирующих элементов анизотридных сетчатых композитных структур в сравнении с традиционными схемами армирования металлическим каркасом.

Анализ прочности и расчетно-экспериментальная верификация численных моделей железобетона за пределами упругих деформаций, применяемых в реакторной установке БРЕСТ ОД-300, и элементах важных для безопасности АЭС

Модестов В.С., Лукин А.В., Смирнов А.Б.

Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого, ИПММ, каф. «Механика и процессы управления», Санкт-Петербург

При анализе прочности и сейсмостойкости конструкций, таких как корпус блока реакторного (БР) реакторной установки БРЕСТ-ОД-300, а также при расчете элементов важных для безопасности АЭС на экстремальные воздействия, 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.

С целью верификации и тонкой настройки параметров численных математических моделей деформирования и прочности железобетона, реализованных в программной Abaqus, авторами совместно с АО «КБСМ» и АТОМЭНЕРГОПРОЕКТ были выполнены экспериментально, а затем численно решены и верифицированы ряд натуральных задач по анализу разрушения бетона и железобетона под действием тепловых и экстремальных нагрузок. На основе выполненных натуральных испытаний и построенного алгоритма определения диаграммы деформирования материала для исследуемых типов бетона были получены расчетные зависимости напряжений от деформаций при растяжении и сжатии. В работе выполнено разрушение различным способом армированных балок под действием динамического и статического нагружения.

С использованием данных проведенных экспериментов и на основе опубликованных статей по тематике разрушения железобетонных образцов выполнена верификация используемых математических моделей бетона. В частности, для типов бетона, применяемых в корпусе БР, были определены численные значения параметров нелинейной модели бетона «Concrete Damage Plasticity» программной системы Abaqus. Указанная модель бетона была использована при расчете прочности корпуса БР в процессе разогрева и при сейсмическом воздействии в нелинейной постановке. В результате расчетов получено детальное напряженно-деформированное состояние бетонного массива и металлоконструкций корпуса БР. В работе исследован процесс возник-

новения и роста трещин в бетонном массиве 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.

В планах работ 2016 г. — проведение дальнейшей верификации результатов и проведение экспериментальных работ с целью выпуска верификационного отчета по использованию данной модели для проведения расчетно-экспериментальных работ, в том числе, при температурных воздействиях до 600 °С.

Исследование теплогидравлических характеристик высоковольтных и высокотемпературных трансформаторов с использованием полномасштабной CFD-модели фрагмента обмотки

В.Я. Беспалов, А.А. Виноградов, А.В. Петров, М.К. Седов, А.О. Сидоров, А.В. Шишов.
НИУ «МЭИ»

Для оборудования АЭС имеются особые требования к сохранению автономной работоспособности в аварийных ситуациях. Поэтому обоснованным является решение охлаждения обмоток высоковольтных трансформаторов только за счёт контура естественной циркуляции (КЕЦ) жидкого диэлектрика, выполняющего одновременно роль и теплоносителя (ТН). Конструкции обмоток существующих трансформаторов не обладают достаточной эффективностью охлаждения обмоточного провода. В результате чего в нем занижается плотность тока, а в условиях жаркого климата без принудительного охлаждения трансформатор вообще неработоспособен.

Эффективным инструментом для анализа процессов гидродинамики и теплообмена в обмотке является вычислительная гидрогазодинамика или CFD-метод, основанный на численном решении уравнений Навье-Стокса. Для теплотехнического расчета взята конструкция обмотки, в которой созданы условия максимального теплоотвода с поверхности одножильного провода.

В докладе представлены результаты расчетов с использованием разработанной CFD-модели сегмента первичной обмотки, состоящей из проводов круглого сечения, и охлаждающего устройства на стенке корпуса трансформатора. Сеточная модель КЕЦ составила около 30 миллионов контрольных объемов. В качестве ТН была выбрана жид-

кость с теплофизическими характеристиками, которые соответствуют параметрам стандартного трансформаторного масла. При этом задавались граничные условия в виде выделения тепла в обмоточных проводах и температуры холодной стенки корпуса трансформатора в диапазоне от 20 °С до 100 °С.

Расчеты показали надежное охлаждение конструкции конусной обмотки при температурах ТН до 100 °С, что соответствует температуре окружающего трансформатор воздуха до 80 °С. Максимальная величина подогрева жидкого диэлектрика составила около 20 °С. Причем с увеличением температуры холодной стенки величина подогрева ТН падает. Это положительно скажется на термомеханическом и напряженно деформируемом состоянии первичной обмотки трансформатора.

Такие методики будут использованы для создания высоковольтных высокотемпературных трансформаторов АЭС работающих в жарком климате без принудительного охлаждения.

Изготовление, монтаж и эксплуатация кранов кругового действия

Пимшин Ю.И., Наугольнов В.Н., Заяров Ю.В., Пимшин И.Ю.

*Волгодонский инженерно-технический институт – филиал,
Национального исследовательского ядерного университета (МИФИ),
г. Волгодонск*

Одним из основных технологических устройств обслуживания реакторного отделения, выполняющим основные подъёмно-транспортные операции на стадии монтажа и ремонта блоков, а также на стадии эксплуатации работающим со свежим и отработанным ядерным топливом, является кран кругового действия. Эпоха начала использования такого оборудования относится к семидесятым годам прошлого века, однако до сегодняшнего времени не решены многие вопросы, связанные с изготовлением, монтажом и эксплуатацией данного оборудования.

Одна из проблем связана с выполнением геометрии ходовых колес крана. На сегодняшний день изготавливаются ходовые колеса конической формы. Однако для движения крана не геометрия колес является определяющей при движении его по окружности. Здесь важнейшей характеристикой является взаимное расположение колес в малых балансирях, затем расположение самих малых балансиров, далее главных балансиров и в конечном только случае - геометрия колес. Геометрическая форма колес влияет на формирование условий скольжения в пятне контакта колеса и рельса.

На основе опыта монтажа полярных кранов, выполненных на Ростовской, Ленинградской АЭС предложили, что при стендовой сборке на примонтажной площадке необходимо контролировать стан-

дартные геометрические параметры, например, диагонали моста по точкам «КК» и точкам «FF», строительный подъем пролетных балок и т.д. и так же необходимо выполнять контроль геометрии ходовой части с определением величин скольжения (тангенциального и продольного), величин проскальзывания (поперечного) и параметров курсовой устойчивости. При этом подчеркнем, что диагностику технического состояния ходовой части крана правильнее выполнять на базе завода изготовителя, иначе любые выявленные деформации или отклонения от номинального значения не исправляются. Завод изготовитель «Тяжмаш» г. Сызрань откликается с полным пониманием данной проблемы. Кроме этого выполнение работ, связанных с контролем секций подкрановых путей можно выполнять на площадке монтажной организации, т.к. в проекте АЭС-2006 его геометрические параметры обеспечиваются не только геометрией секций, но и условиями их раскладки по радиальной линии. В предыдущих проектах АЭС с реактором ВВЭР-1000, где использовалось четное количество секций, в этом случае без нормативной геометрии секций не обеспечивалась проектная окружность пути. А в проекте 2006 нечётное значение секций, следовательно, середина стыка попадает на середину противоположной секции, таким образом, путем перемещения стыка в том или ином направлении можно и допустимо исправить до необходимых кондиций параметров геометрии рельсового пути.

При эксплуатации данного оборудования необходимо мониторить и оценивать влияние полярного крана на защитную герметичную оболочку. Начало мониторинга необходимо начинать с момента установки крана на рельсовый путь. При этом особо внимательно необходимо обследовать внешнюю сторону преднапрягаемой оболочки на горизонте консолей подкрановых балок рельсового пути в период достройки оболочки, вплоть до ее испытания.

Подсекция 2.3

ВВОД В ЭКСПЛУАТАЦИЮ НОВЫХ АЭС

Основные пусконаладочные работы, выполненные на реакторной установке БН-800 энергоблока №4 Белоярской АЭС

Седаков В.Ю., Васильев Б.А., Воронцов В.Е., Бабушкин С.В., Плесков А.О., Тимофеев А.В., АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород

Проведение пусконаладочных работ (ПНР) реакторной установки БН-800 на энергоблоке №4 Белоярской АЭС на этапе «вхолостую» - до начала выработки собственной электроэнергии, выполнялось рядом предприятий по взаимосогласованной программе работ. АО «ОКБМ Африкантов» как Главный конструктор и Комплектный поставщик оборудования РУ, обеспечивало разработку отдельных специализированных программ ПНР, шеф-наладку, авторское сопровождение и наладку отдельного оборудования натриевой технологической части реакторного отделения.

При подготовке к ПНР были разработаны:

- Программа ввода в эксплуатацию энергоблока №4 Белоярской АЭС;
- Этапные программы приемки натрия на АЭС, газового разогрева и заполнения реактора и второго контура натрием, выполнения ПНР на складе свежего топлива, на системах и оборудовании машинного зала, физического пуска, энергетического пуска, опытно-промышленной эксплуатации.

Программы учитывали отличия оборудования, активной зоны, технологических процессов при ПНР РУ БН-800 от РУ типа ВВЭР (натриевый теплоноситель, конструкция активной зоны, физические особенности пуска, особенности оборудования системы обращения с элементами активной зоны и др.),

При проведении ПНР специфическими для РУ типа БН были следующие пусконаладочные работы:

1. Газовый разогрев реактора
2. Заполнение натрием реактора и петель второго контура.
3. Наладка систем управления насосами первого и второго контуров.
4. Наладка оборудования и системы управления транспортно-технологического тракта.

5. Наладка системы аварийного расхолаживания РУ через воздушные теплообменники.
6. Наладка приборов натриевой технологии.

В ноябре 2015 года были завершены работы по исследованиям характеристик активной зоны и ПНР на этапе «вхолостую». 10 декабря 2015 года был осуществлен энергопуск энергоблока – включение турбогенератора в сеть на мощности РУ 25% от номинальной.

Система учета пусконаладочной и отчетной документации при вводе в эксплуатацию энергоблока – достоинства и недостатки

Грязнов А.П., Королев В.В.

АО «Атомтехэнерго», Смоленский филиал «Смоленскатомтехэнерго» г. Десногорск

В соответствии с пунктом 8.8: **СТО 1.1.1.01.0678-2007** «Основные правила обеспечения эксплуатации атомных станций»:

«На каждой АС должна быть ... наладочная документация.

Указанная выше документация должна быть зарегистрирована и храниться в установленном на АС порядке».

В соответствии с **СТО 1.1.1.01.003.0667-2011** «Классификация технической документации ОАО «Концерн Росэнергоатом», Раздел 7 Таблица 1. пункт 1.7.2 «Наладочная документация». В состав наладочной документации, в частности, входят:

- программы, акты, протоколы, отчеты (всего более 40 позиций).

В соответствии с **СТО 1.1.1.03.003.0881-2012** «Ввод в эксплуатацию блоков атомных станций. Термины и определения», пункт 4.81 **отчётная документация:**

Документы, оформляемые в процессе производства строительномонтажных и пусконаладочных работ для предъявления застройщику (протоколы, акты и отчёты). Таким образом, ОД является частью массива наладочной документации.

Документом, регламентирующим работу с отчетной документацией, является **СТО 1.1.1.03.003.0907-2012** (с изм.1) «Ввод в эксплуатацию блоков атомных станций. Отчетная документация». Работа с ОД по своему смыслу предполагает работу только с подлинниками документов.

Для возможности автоматизированного учета создаваемой в процессе ввода блока в эксплуатацию ОД была разработана база данных отчетной документации на СУБД Oracle со следующими возможностями:

- Автоматизация процессов учета и контроля документов.
- Обработка, комплектование и хранение подлинников.
- Хранение электронных образов документов и оперативный доступ к ним.
- Формирование отчетных форм и экспорт данных.

Наличие гибких связей, модульная архитектура и др. особенности построения базы обуславливают ее хороший потенциал в части дальнейшего расширения возможностей.

В качестве пилотного проекта разработанная база данных была применена на Белоярской АЭС.

В процессе внедрения базы были разработаны документы, регламентирующие порядок приемки для регистрации и учета документов, хранения подлинников и внесения в них изменений. Были разработаны бланки ОД с формализованными атрибутами, которые необходимы для автоматического формирования регистрационного номера документа.

База зарегистрированных документов являлась основным инструментом, подтверждающим выполнение отдельных ПНР для их оплаты, а также позволила ускорить и упростить работу многочисленных комиссий (ГК Росатом, концерн «Росэнергоатом», Ростехнадзор РФ), выполнявших те или иные надзорные функции.

Выводы:

1. В короткий срок решена задача создания работоспособной базы данных отчетной документации.
2. Разработана необходимая ОРД.
3. Сформирована работоспособная группа сопровождения ОСД и необходимая инфраструктура.
4. Отработана технология учета ОСД и обработки подлинников документов для временного архивного хранения.
5. Организована работа заинтересованных пользователей в БД ОСД. В настоящее время зарегистрировано около 300 пользователей. Все могут работать в БД одновременно.
6. Сформулированы недостатки в подготовке ОСД и во взаимодействии с руководством и исполнителями.
7. Выявлены разночтения в СТО КРЭА в части номенклатуры ОД, а также недостатки терминологии отчетной документации.
8. Созданная БД позволяет организовать работу с ОД одновременно по нескольким площадкам с контролем хода разработки и согласования ПНД.
9. Созданная база данных имеет большой потенциал для ее расширения и создания на ее основе полноценного рабочего инструмента поддержки ПНР на площадках новых блоков АС путем добавления других модулей, таких как: координационный план, сметы, технологические системы (с перечнем насосов, ЭПА, измерительных каналов и т.п.).
10. СТО 1.1.1.03.003.0907-2012 «Ввод в эксплуатацию блоков атомных станций. Отчетная документация» содержит большое количество шаблонов. Однако документ не учитывает необходимость автоматизированной обработки данных, что является, на наш взгляд, его

существенным недостатком. Вообще все проанализированные СТО по ПНР содержат аналогичный недостаток.

11. Полный набор унифицированных шаблонов документов ОД, отвечающий требованиям нормативной базы ОАО «Концерн Росэнергоатом» в части ввода энергоблоков АЭС в эксплуатацию, возможно разработать только после унификации структуры регистрационного номера и на платформе единой СУБД.
12. Несмотря на требования НП-001-15 постоянного хранения наладочной документации только для 1 и 2 классов безопасности, по нашему мнению, такое хранение целесообразно организовать для всего массива отчетной документации. В состав отчетной документации следует включить и пусконаладочную документацию, в соответствии с которой проводились те или иные ПНР.

Техническое руководство ПНР арматурой. Измененный подход на энергоблоке №3 Ростовской АЭС

Музлов Д.В.

НЦТАИ Ростовского филиала «Ростоватомтехэнерго»

АО «Атомтехэнерго», г. Волгодонск

Краткое вступление

На энергоблоке №3 Ростовской АЭС был разработан и внедрен новый подход к проведению ПНР электроприводной арматуры в плане организации электромонтажных и пусконаладочных работ, взаимодействие с Заказчиком, монтажными организациями и проектным блоком, сдачи арматуры Заказчику. Основа нового подхода: один технический руководитель (по электрифицированной арматуре) для технологической части, электротехнической части и АСУТП, создание комплексных пусконаладочных бригад (наладка арматуры совместно с диагностикой), организация взаимодействия монтажных организаций, электромонтажных организаций, пусконаладочных организаций на всех этапах ПНР, разработка и ведение актуальной базы с полной информацией по каждой единице арматуры с ежедневным обновлением. Такой подход позволял обеспечить: контроль монтажа оборудования, выявление и устранение коллизий и дефектов на ранней стадии, техническое руководство электромонтажными работами (определение приоритетных направлений, суточные задания, оперативное решение технических и организационных вопросов), разработка пошаговой процедуры выполнения ПНР и сдачи арматуры Заказчику. Создание комплексных бригад (наладка арматуры совместно с диагностикой) позволило уменьшить численность персонала в бригаде и исключить выход из строя арматуры во время пусконаладочных работ, сократить сроки на выполнение ПНР, исключить дополнительную прокрутку

арматуры для выполнения диагностики и обеспечить высокое качество работ (отсутствие дефектов при выполнении ПНР).

Цели и задачи работы

Целью технического руководства ПНР ЭПА на энергоблоке №3 являлось обеспечение готовности технологических систем к требуемым срокам и недопустимость срыва испытаний по причине неготовности ЭПА с обеспечением высокого качества ПНР ЭПА и отсутствие дефектов на этапе наладки.

Для достижения поставленной цели были определены конкретные задачи, а именно:

1. Контроль монтажа арматуры (обнаружение коллизий, несоответствий на ранней стадии (до выполнения электромонтажа), участие в решении проектных коллизий (оперативное) и контроль устранения несоответствий). Определение очередности монтажа;
2. Контроль монтажа площадок обслуживания арматуры (обнаружение коллизий, несоответствий на ранней стадии (до выполнения электромонтажа), участие в решении проектных коллизий (оперативное) и контроль устранения несоответствий);
3. Разработка и внедрение процедуры электромонтажа, наладки и сдачи арматуры Заказчику до начала выполнения работ (предъявление арматуры с электромонтажа и устранение дефектов, форма и наполнение актов выполненных работ, процедура приемки арматуры цехами);
4. Планирование и определение очередности готовности ЭПА к готовности технологических систем. Отсутствие простоев по причине неготовности ЭПА к проведению испытаний технологических систем (управление монтажными и пусконаладочными работами).
5. Оптимизация численности персонала (создание комплексных наладочных бригад с диагностическим сопровождением) с увеличением производительности и качества работы;
6. Разработка и ведение актуальной базы с полной информацией по каждой единице арматуры с ежедневным обновлением (паспортные данные (арматуры, электропривода, электродвигателя), данные по настройке ММЗ и ММО, номера проектов (технологический проект, монтажные схемы, принципиальные схемы), помещения установки ЭПА, измеренные диагностические данные (время хода, токи, напряжение и т.д.), полная информация по кабельным связям от привода до места управления (в том числе сборки и шкафы ТПТС и т.д.), номера актов и даты прокрутки ЭПА, номера протоколов наладки и диагностики ЭПА и т.д.).

Результаты

Применение нового подхода позволило значительно повысить производительность труда: были достигнуты объемы прокрутки арматуры

от 112 до 130 ед. в неделю (на аналогичных блоках РоАЭС №2 не более 30–40 ед. в неделю, КАЭС №4 не более 25-40 ед. в неделю).

Внедрение новой организации ПНР ЭПА, включая взаимодействие с Заказчиком, монтажными и проектными организациями, позволило увеличить производительность труда по нашим оценкам на 70%, в короткие сроки провести мероприятия по устранению дефектов технологического оборудования, исключило выход из строя арматуры в процессе ПНР и создать условия для досрочного пуска энергоблока №3 РоАЭС. При этом удалось передать в эксплуатацию энергоблок со 100%-ной готовностью арматуры, чего не удавалось достичь на ранее введенных блоках №2 Ростовской АЭС и №4 Калининской АЭС.

Реализованный на энергоблоке №3 РоАЭС подход предлагается распространить на последующие сооружаемые энергоблоки, что позволит значительно сократить сроки и повысить качество ПНР ЭПА.

Гарантийные испытания блоков АЭС

Канатов С.А., Кондратьева М.А., Марков А.О., Сагалакова Н.Г., Цветков И.Н.

Московский филиал «Центратомтехэнерго» АО «Атомтехэнерго»

1. Гарантийные испытания блоков АЭС. Основные понятия

Гарантийные испытания блока АС проводятся для определения гарантийных технико-экономических показателей блока: электрической мощности блока «нетто» и КПД блока «нетто» и других показателей, указанных в проекте, и подтверждения их соответствия требованиям проекта.

Гарантийные испытания являются частью системы контроля за энергоэффективностью энергоблоков АЭС и должны проводиться не только на вновь вводимых блоках, но и при модернизации основного оборудования действующих блоков.

В настоящее время отсутствуют нормативно-технические документы и аттестованные методики, которые бы устанавливали общие требования к организации, подготовке и порядку проведения испытаний, выполняемых на блоке АЭС с целью нормирования показателей эффективности и тепловой экономичности работы оборудования блока и обеспечения методологического единства при получении и обработке результатов испытаний.

2. Участие ЦАТЭ в работах

Специалисты ЦАТЭ принимали участие в следующих работах:

- создание стандарта организации, который является частью единой системы технической документации АО «Концерн Росэнергоатом» [2] «Ввод в эксплуатацию блоков атомных станций с водо-водяными энергетическими реакторами. Гарантийные испытания»;

- проведение 24.10.2015 гарантийных испытаний турбины К-1100-60/1500-2М энергоблока №3 Ростовской АЭС.

3. Результаты гарантийных испытаний на энергоблоке №3 Ростовской АЭС

Подробные результаты гарантийных испытаний приведены в [3, 4]

Испытания состояли из двух опытов. В первом опыте при тепловой мощности реактора 3029 МВт (101%) мощность на клеммах генератора составила 1056,1 МВт; во втором опыте при тепловой мощности реактора 2966 МВт (99%) – 1033,1 МВт.

При Назр=3000 МВт, тов1=24°С и фактическом расходе охлаждающей воды на конденсатор турбоустановки W0=185 000 т/ч электрическая мощность на клеммах генератора составила (1045,5±4,0) МВт. Завод-изготовитель при Назр=3000 МВт, тов1=24°С и W0=169 800 т/ч гарантировал мощность на клеммах генератора 1037,93 МВт.

Перспективы оптимизации пуско-наладочных работ (ПНР) за счет применения программно-технического комплекса «Виртуальный энергоблок АЭС»

*М.В. Семухин, В.В. Новицкий, В.В. Люльчак
АО «Атомтехэнерго»*

*В.В. Безлепкин, Е.П. Образцов, В.О. Кухтевич, А.У. Кучкаров
АО «АТОМПРОЕКТ»*

Программно-технический комплекс «Виртуальный энергоблок АЭС» (ПТК «ВЭБ») представляет собой набор программных средств и расчетных кодов для моделирования тепло-гидравлических, нейтронно-физических, электроэнергетических и других процессов на энергоблоке АЭС, изначально с ВВЭР. Комплексная расчетная модель, построенная на средствах ПТК «ВЭБ» для конкретного энергоблока называется «Виртуальным энергоблоком АЭС» (ВЭБ). Применение ПТК «ВЭБ» позволяет обеспечивать *высокий научно-технический уровень документации, её соответствие Европейским требованиям к проектам АЭС (EUR Rev.D), требованиям Заказчика и рекомендациям МАГАТЭ. Для этого комплекс* позволяет решать следующие задачи на всех этапах жизненного цикла энергоблока АЭС от проектирования до вывода из эксплуатации:

- проведение комплексного моделирования пусковых, переходных и стационарных режимов работы энергоблока в едином масштабе;
- моделирование сложных комплексных сценариев развития аварийных ситуаций с целью определения мероприятий для их предотвращения или локализации, в том числе выполнение поддерживающих расчётов для анализа и обоснования безопасности;

- расчетное обоснование плана (процедур) проведения ПНР;
- верификация эксплуатационной документации (инструкции по эксплуатации, программы испытаний и др.);
- проверка функций оператора на виртуальном блочном пульте управления;
- проверка технических решений при замене оборудования или планировании работ по модернизации;
- и другие задачи.

В 2012 году АТОМПРОЕКТ успешно провёл приемочные испытания пилотной версии виртуального энергоблока АЭС с ВВЭР (проект АЭС-2006). По результатам испытаний АТОМПРОЕКТ принял ПТК «ВЭБ» и ВЭБ АЭС-2006 в эксплуатацию. Сейчас комплекс активно дорабатывается и используется для проверки проектных решений, а также проводятся работы по интеграции *ПТК «ВЭБ» в процесс пуско-наладочных работ с целью снижения сроков и стоимости ввода АЭС в эксплуатацию. Разработка моделей для ВЭБ ведется совместно с АО «Атомтехэнерго».*

Моделирование различных режимов работы энергоблока при вводе в эксплуатацию АЭС позволяет:

- разработать и отладить различные решения по теплотехническим режимам, электротехническим решениям и автоматизации управления АЭС;
- оценить правильность режимов эксплуатации, действий проектных алгоритмов;
- ускорить процесс наладки отдельных систем и проведение комплексных испытаний (регуляторы, арматура, шайбы и т.д.);
- проводить сравнительный анализ расчетов и испытаний, для определения отклонений и выработки предложений по совершенствованию режимов и алгоритмов управления;
- отработать правильность действий персонала, описанных в программах испытаний;
- повысить качество разрабатываемой пуско-наладочной и эксплуатационной документации (включая такие важные документы как, Инструкция по ликвидации аварий, Руководство по управлению запроектными авариями, Программа испытаний систем и оборудования), отрабатывать их на моделях до начала ПНР и проводить верификацию указанной документации на принципиально новом уровне;
- осуществлять подготовку молодых специалистов и обеспечить опережающую подготовку персонала для вновь сооружаемых АЭС;
- определить эффективность проекта модернизации или корректировки решений и оценить эффекты после модернизации или замены оборудования;

- обосновывать принятие новых прогрессивных и инновационных решений по ведению ПНР энергоблока.
Таким образом от применения ПТК «ВЭБ» при подготовке и проведении ПНР мы ожидаем следующие эффекты:
- повышение качества пуско-наладочной документации и **инструкций по эксплуатации**, а значит качества и эффективности выполнения ПНР;
- сокращение сроков **принятия решений, времени** подготовки на реальном энергоблоке и количества проводимых испытаний при вводе в эксплуатацию АЭС, а также числа неудачных и повторных испытаний;
- оптимизация **ПНР** на всех последующих блоках серии (после отработки на головном), а также **уменьшение** числа циклов испытаний (нагрузки) и риск повреждения дорогостоящего оборудования;
- **и в итоге сокращение сроков ввода** в эксплуатацию энергоблоков.

ПНР и ввод в эксплуатацию натриевых КИП на Белоярской АЭС

Брандуков В.Ю.

Балаковский филиал «Балаковоатомтехэнерго» АО «Атомтехэнерго», г. Балаково

В докладе рассматриваются средства измерений и контроля натриевых систем (Na КИП) энергоблока № 4 Белоярской АЭС.

Уникальность Na КИП состоит в соответствии датчиков жестким условиям измерений параметров высокотемпературного жидкого натрия РУ БН-800.

Описана конструкция и принцип действия датчиков для контроля следующих технологических параметров:

1. давления жидкого натрия;
2. расхода жидкого натрия;
3. уровня жидкого натрия;
4. наличия и течи жидкого натрия;
5. наличия газа в потоке жидкого натрия.

Дано краткое описание комплексу вторичных преобразователей натриевого КИП (КВПН), объединяющему вторичные преобразователи натриевого КИП.

В докладе описаны специфичные проблемы, возникшие при наладке данного оборудования, и представлен их анализ, рассмотрены недостатки и замечания к Na КИП, выявленные при ПНР, и методы их устранения.

В заключении подведен итог проведенным работам по вводу в работу Na КИП энергоблока № 4 Белоярской АЭС.

Секция 3

**ЭКОНОМИКА
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

Основные цели и задачи финансово-экономического блока АО «Концерн Росэнергоатом»

Мигалин С.А.

АО «Концерн Росэнергоатом»

Доклад дает характеристику входящего в состав Госкорпорации «Росатом» Дивизиона «Электроэнергетический» (далее по тексту – Дивизион), определяет его роль в общей структуре Госкорпорации и в электроэнергетической сфере страны в целом. Коротко представлена структура финансово-экономического блока Концерна, функциональные обязанности и область влияния его деятельности на показатели деятельности Дивизиона в целом.

В рамках доклада представлены основные цели и задачи, поставленные Госкорпорацией «Росатом» перед Дивизионом на перспективу, направленные на эффективное обеспечение и увеличение производства электроэнергии в стране, производимой на АЭС, обеспечение безопасности производства и эксплуатации атомной электроэнергии, увеличения масштаба деятельности, в том числе развития новых направлений бизнеса, а также повышение операционной эффективности и конкурентоспособности продукции и услуг на рынках.

Одной из основных задач деятельности финансово-экономического блока является создания современной информационно-аналитической системы. В связи с этим даны перспективы развития информационной аналитической системы Концерна, область ее применения и основные результаты, которые необходимо достичь при ее создании.

Работа АО «Концерн Росэнергоатом» на оптовом рынке электроэнергии и мощности. Результаты и перспективы

Хвалько А.А., Новиков А.А., Крайдуба Д.И.

АО «Концерн Росэнергоатом»

В настоящее время в РФ действует двухставочная модель оптового рынка электроэнергии и мощности (далее – ОРЭМ). Условно переменные затраты электростанций покрываются за счет торговли электроэнергией, условно постоянные – за счет торговли мощностью. Торговля электроэнергией происходит ежедневно (на следующие сутки), торговля мощностью осуществляется посредством долгосрочных конкурентных отборов мощности (далее – КОМ). Для новых мощностей определены особые условия торговли мощностью, гарантирующие окупаемость капитальных затрат.

В докладе будет представлена специфика правил работы АЭС на ОРЭМ, подробный анализ структуры выручки АО «Концерн

Росэнергоатом» на различных секторах рынка по результатам работы в 2015 году и проведено сравнение с другими крупными генерирующими компаниями. Помимо этого, будет проведен анализ наиболее значимых событий, повлиявших как на функционирование ОРЭМ в 2015 году, так и на результаты работы АЭС на рынке: ситуация с энергопотреблением в РФ, принятие правил проведения долгосрочных конкурентных отборов на 4 года вперед, ситуация с платежной дисциплиной, вывод новых блоков АЭС на рынок и аттестация их мощности, определение источников финансирования работ по технологическому присоединению новых АЭС к ЕНЭС России, переносы сроков начала исполнения обязательств по поставке мощности новой генерации на рынок.

Повышение конкурентоспособности АЭС путём снижения условно-потоянных затрат на производство электроэнергии

Чорба И.В.

АО «Концерн Росэнергоатом», г. Москва

В условиях снижения мировых цен на энергоресурсы, в частности, на природный газ, повышается уровень конкуренции на оптовом рынке энергии и мощности. Учитывая объективно более высокую стоимость строительства АЭС и, как следствие, более высокую долю амортизации в тарифе, а также существенное снижение топливной составляющей тепловой генерации, для сохранения конкурентных позиций необходимо системно работать над снижением затрат атомной энергетики.

Переменные затраты АЭС – топливная составляющая – кроме цены в значительной степени определяется технологическими факторами, поэтому основной задачей АО «Концерн Росэнергоатом» (далее – Концерн) становится снижение условно-постоянных затрат (далее – УПЗ).

Работа по снижению затрат проводится в Концерне с момента утверждения Федеральной целевой программы «Развитие атомного энергопромышленного комплекса», однако в последние два года она выходит на качественно иной уровень. На 2016 год поставлена задача снизить удельные УПЗ в расчёте на установленную мощность на 25% по сравнению с 2013 годом в сопоставимых ценах.

В докладе отражена структура и динамика УПЗ за последние годы, а также подходы к их снижению в разрезе структуры:

- расходы, связанные с персоналом;
- расходы на ремонтно-эксплуатационные нужды;
- прочие расходы, включающие в себя услуги охраны, связь, аренду, консультации, информационно-техническое обеспечение, рекламу, командировочные, представительские расходы и т.д.

Методология оценки стоимости электроэнергии: научно-практические аспекты

Черняховская Ю.В.

Госкорпорация «Росатом», Москва

Оценка стоимости электроэнергии от различных генерирующих технологий производится с помощью расчета или моделирования и, как правило, востребована в двух ситуациях:

1. Сравнительный анализ генерирующих технологий или проектов электростанций по одной генерирующей технологии (для выбора одной из опций или определения оптимальной структуры энергосистемы как совокупности нескольких опций).

2. Государственное регулирование при тарифообразовании или выделении льгот для той или иной генерирующей технологии.

Можно определить следующую периодизацию развития методологических подходов к оценке стоимости электроэнергии:

- этап локальных решений на основе базовых принципов коммерческих расчетов (до 1950 г.);
- этап проникновения и систематизации фундаментальных экономических и математических методов в сферу оценки стоимости электроэнергии (1950–1980 гг.);
- этап разработки прикладных методик оценки стоимости электроэнергии (1980–2005 гг.);
- современный этап детализации методологии для специфических ситуаций (с 2005 г. по настоящее время).

Анализ эволюции концепций по оценке стоимости киловатт-часа позволяет сделать вывод о тесной связи между научно-академическими исследованиями и практической необходимостью принимать решения по разным аспектам развития рынков электроэнергии и отдельных объектов генерации на нем. Контекст возникновения и становления тех или иных теоретических подходов очень важен для понимания как самих подходов, так и возможностей для их использования на современном этапе.

С момента зарождения рынка электроэнергии (чуть более 100 лет) возникали разные методические подходы по оценке стоимости электроэнергии: долго- и краткосрочная маргинальная стоимость (LRMC, SRMC), полная стоимость жизненного цикла (TLCC), номинальная и реальная нормированная стоимость (LCOE), системная нормированная стоимость (sLCOE), нормированные альтернативные затраты (LACE). Некоторые концепции существуют и в настоящее время, другие сыграли свою историческую роль, и были интегрированы в теории более общего характера.

Все последующее развитие методологических подходов по оценке стоимости электроэнергии можно прогнозировать как ответ на новые запросы в связи с необходимостью принятия решений по новым технологиям и/или проектам.

У Госкорпорации «Росатом» разработаны методики оценки стоимости электроэнергии, используемые на разных стадиях жизненного цикла АЭС; также продолжается совершенствование инструментария по моделированию стоимости киловатт-часа, произведенного на АЭС по российским технологиям (ресурсной модели и системы динамического моделирования).

Оценка эффективности топливоиспользования на АЭС Украины

Глушков Р.С.

Государственное предприятие «Национальная атомная энергетическая компания «Энергоатом», Украина

На АЭС Украины анализ эффективности топливоиспользования производился на основе топливной составляющей себестоимости отпущенной электроэнергии. Этот показатель определяется на основе методики бухгалтерского учета как частное от деления стоимости ЯТ, затраченного (списанного) на выработку отпущенной электроэнергии в течение какого-либо периода, на количество электроэнергии, отпущенной за тот же период. При этом стоимость перегрузочной партии списывается в течение одной кампании. Таким образом зависимость показателей определялась скорее стоимостными показателями партии перегрузки нежели компоновкой и условиями эксплуатации активной зоны.

С целью более достоверной оценки эффективности использования топлива в стационарных загрузках энергоблоков ВВЭР-1000 на АЭС Украины в начале 2015 года внедрена «Методика расчета показателей топливоиспользования энергоблоков ВВЭР-1000 на ОП АЭС» (далее – Методика). Методика устанавливает порядок расчета этих показателей, а также форму и процедуру предоставления полученных результатов.

Оценка эффективности топливоиспользования производится на основе следующих расчетных показателей: коэффициента использования энергетического потенциала, среднего выгорания выгружаемых ТВС и удельного расхода природного урана (далее – Показатели топливоиспользования).

Показатели топливоиспользования рассчитываются по завершившимся топливным кампаниям и топливным циклам, а также для топливной кампании, которая планируется с учетом и без учета работы реакторной установки на мощностном эффекте реактивности.

При внедрении новых типов ТВС и усовершенствованных топливных циклов на ОП АЭС в Методику могут быть внесены изменения, которые позволят рассчитать показатели топливоиспользования с другими выходными данными.

В докладе представлены полученные в течение 2015 года Показатели топливоиспользования. На основе этих данных проведен анализ эффективности топливоиспользования и установлены основные зависимости полученных результатов.

Конкурентоспособность ядерных энергоисточников особо малой мощности в условиях территорий Крайнего Севера России

*Будылов Е.Г., Тревгода М.М., Глебов А.П.
АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск*

Определён основной конкурент ядерным энергоисточникам особо малой мощности в условиях Крайнего Севера России – это ДЭС той же электрической мощности.

Выполнены вариантные оценки эффективности проекта ядерного энергоисточника с установленной электрической мощностью 100 кВт в диапазоне капитальных затрат от 100 до 900 млн. руб. для сравнения по показателям конкурентоспособности с ДЭС той же мощности.

На основе вариантных оценок эффективности проекта ядерного энергоисточника и сведений о тарифах на электроэнергию ДЭС на территориях Камчатки, Дальнего Востока и Республики Саха (Якутия) определены пределы конкурентоспособности по капитальным затратам и установленной электрической мощности.

Показано, что ядерный энергоисточник особо малой мощности может конкурировать с ДЭС в условиях Крайнего Севера:

- в качестве технологического энергоисточника, если себестоимость производимой им электроэнергии ниже себестоимости электроэнергии ДЭС;
- в качестве коммерческого энергоисточника, если отпускной тариф на производимую им электроэнергию ниже отпускного тарифа на электроэнергию ДЭС.

Показано также, что ядерный энергоисточник с установленной электрической мощностью 100 кВт может конкурировать с ДЭС в качестве технологического энергоисточника на территориях Крайнего Севера России, где себестоимость электроэнергии, производимой ДЭС, не менее 50 руб./кВтч, капитальные затраты на сооружение ядерного энергоисточника не превышают ~340 млн. руб., а годовой объём эксплуатационных расходов, включая расходы на содержание

персонала, но без расходов на топливо, составляет ~25,8 млн. руб. или ~56 % себестоимости.

Точность полученных результатов зависит от ряда параметров – исходных данных для оценки эффективности проекта, но в основном определяется точностью сведений о себестоимости и отпускном тарифе на электроэнергию, производимую ДЭС на указанных территориях.

На основе указанных выше вариантных оценок эффективности определены нижние пределы коммерческой конкурентоспособности по электрической мощности ядерных энергоисточников в зависимости от удельных капитальных затрат (УКЗ) для отпускных тарифов ДЭС 30 и 60 руб./кВтч. Границы указанных пределов по установленной электрической мощности описываются выражениями:

Показано, также, что, чем меньше отпускной тариф на электроэнергию, производимую ДЭС на территории Крайнего Севера России, тем выше конкурентоспособная электрическая мощность ядерного энергоисточника.

Содержание обслуживающего персонала является наибольшей статьёй расходов в сумме расходов на производство электроэнергии для обоих конкурирующих энергоисточников. С позиций сокращения расходов на обслуживающий персонал становится актуальной разработка систем мониторинга и управления группой ядерных энергоисточников особо малой мощности из единого центра управления.

Другой характерной чертой ядерных энергоисточников особо малой мощности является более высокая доля в себестоимости отчислений в резервы. Отсюда следует необходимость пересмотра указанных нормативов применительно к ядерным энергоисточникам особо малой мощности.

Моделирование экономических показателей АЭС в ПК СМАК

Молоканов Н.А.

ОАО «НИКИЭТ», Москва

Программный комплекс «Системная Модель Атомного Комплекса» (ПК СМАК) предназначен для поддержки принятия управленческих решений при анализе проектов сооружения АЭС с ТР и БР

Цели создания:

- Повышение качества управленческих механизмов
- Повышение эффективности и обоснованности принятия решений
- Обеспечение быстроты и гибкости при анализе конкурентоспособности проектов.

Функциональные возможности:

- Построение ресурсной модели ЯТЦ и экономической модели проекта на всем жизненном цикле

- Моделирование капитальных и эксплуатационных затрат
- Анализ полученных результатов в режиме on-line
- Сравнение проектов в равных сценарных условиях
- Аналитика, сравнение технологий, решение обратных задач.

Реализованное в ПК СМАК объектно-ориентированное программирование и моделирование позволяет компоновать из различных функциональных модулей (Энергоблок, Модуль фабрикации/рефабрикации, Модуль переработки, Модуль обращения с РАО) необходимую структуру энергосистемы в зависимости от типа энергоблока и технологии ЯТЦ, для построения экономических и материальных балансов.

Для каждого объекта в системе задаются индивидуальные технико-экономические характеристики, определяется экономическая (коммерческая, бюджетная, общественная) эффективность реализации проекта в различном уровне цен (прогнозные, текущие, дефлированные). На верхнем уровне показатели интегрируются для определения экономической эффективности энергокомплекса в целом. Интегральным показателем верхнего уровня является удельная приведенная стоимость электроэнергии (LCOE Levelised Cost of Energy) которая характеризует конкурентоспособность всего проекта в целом и определяется в модели с учетом дисконтирования.

В ПК СМАК реализованы различные варианты задания капитальных затрат, в зависимости от степени проработки проекта:

- Сводный Сметный Расчет
- Ресурсный расчет
- Счета МАГАТЭ
- Расчет по аналогам
- Расчет по удельным показателям
- Комбинированный.

Структура определения эксплуатационных затрат соответствует принятой структуре Концерна Росэнергоатом. Топливные затраты определяются с учетом структуры ЯТЦ и учитывают расходы на всех переделах. В ПК СМАК довольно подробно моделируется материальный баланс по делящимся изотопам, как начальной стадии ЯТЦ, так и конечной, с учетом обращения с РАО.

Потребительские свойства РЭМ:

- Возможность полного отчуждения от разработчика
- Интуитивно понятный, эргономичный интерфейс
- Все надписи и подсказки на русском языке
- Минимальные требования к ресурсам компьютера, расчет в реальном времени
- Все расчетные данные возможно экспортировать в MS EXCEL.

Формирование и учет затрат на переработку жидких радиоактивных отходов в филиале АО «Концерн Росэнергоатом» «Кольская атомная станция»

Попов О.А.

Кольская АЭС, г. Полярные Зори

1. Образование радиоактивных отходов (РАО), как неизбежная составляющая процесса производства электрической энергии на атомных станциях.

2. Законодательные аспекты финансирования деятельности по обращению с радиоактивными отходами.

- Разделение по праву собственности;
- Финансовое обеспечение деятельности по обращению с радиоактивными отходами.

3. Обращение с жидкими радиоактивными отходами (ЖРО) на Кольской АЭС.

- Уникальная российская разработка – комплекс по переработке жидких радиоактивных отходов (КП ЖРО);
- Состав КП ЖРО;
- Технологическая структура КП ЖРО;
- Производительность КП ЖРО;
- Среднегодовая доля ЖРО, находящихся в федеральной собственности, перерабатываемых КП ЖРО.

4. Особенности формирования и учёта затрат на переработку ЖРО на Кольской АЭС.

- Перечень статей расходов;
- Особенности распределения затрат, при невозможности прямого отнесения;
- Распределение общепроизводственных расходов;
- Формирование затрат на переработку ЖРО по видам собственности.

5. Структура расходов КП ЖРО Кольской АЭС.

- Расходы на переработку ЖРО, находящихся в собственности АО «Концерн Росэнергоатом»;
- Расходы на переработку ЖРО, находящихся в федеральной собственности.

6. Сравнительные характеристики способов переработки кубовых остатков:

- Традиционный подход;
- Подход Кольской АЭС.

Как для развития атомной энергетики, так и для защищённости и безопасности граждан, защиты окружающей среды, подход Кольской АЭС к процессу переработки ЖРО, в долгосрочной перспективе, име-

ет неоспоримое преимущество уменьшением объема радиоактивных отходов более, чем в 100 раз и, как следствие, снижением затрат на последующее хранение и окончательное захоронение.

Особенности применения метода дисконтирования при выполнении экономических оценок проектов атомной энергетики

Смирнова Л.С., Родионова Е.В.

НИЦ «Курчатовский институт», город Москва

В докладе представлены подходы экономического анализа и практические методики, основанные на применении метода дисконтирования. Выполнен краткий исторический и теоретический экскурс, отмечены тенденции в развитии метода, современные сферы применения.

Сделан акцент на важном экономическом параметре, применяемом в методе и методиках дисконтирования — норме дисконта. Проанализированы интерпретации, противоречия и подходы к определению значения нормы дисконта. Отмечена чувствительность итоговых экономических критериев к параметру норма дисконта при выполнении экономических оценок.

Рассмотрены особенности использования метода и методик дисконтирования при выполнении экономических оценок проектов атомной энергетики. Отмечены нюансы практического применения метода для разных стадий жизненного цикла проектов и при экономическом анализе системы ядерной энергетики. Сделан дополнительный акцент на обоснование значения нормы дисконта с учетом современных зарубежных подходов к данному параметру.

Предложены к рассмотрению аналитические рекомендации по совершенствованию методик дисконтирования в атомной отрасли.

Управление экономикой дочерних организаций в периметре Дивизиона «Электроэнергетический» Госкорпорации «Росатом»

Моцонели Н.И.

АО «Концерн Росэнергоатом»

Процесс управления дочерними и зависимыми обществами (ДЗО) — один из наиболее сложных и ответственных процессов в деятельности Концерна как материнской компании. Но, при всей его сложности и многоаспектности, этот процесс, тем не менее, подчиняется довольно строгим закономерностям, знание которых позволяет формировать эффективные системы управления экономикой ДЗО.

Управление дочерними компаниями только тогда будет осуществляться эффективно, когда она будет выгодна обеим сторонам. Эта

выгода может быть результатом действия различных внешних факторов, в том числе, экономических ограничений. Например, централизация таких функций, как бюджетное планирование и контроль, инвестиционное планирование, закупочная деятельность, управление персоналом, стратегическое планирование — дает, с одной стороны, некоторое конкурентное преимущество дочерним организациям перед внешними независимыми компаниями, а, с другой стороны, позволяет материнской компании снизить сопротивление управленческим воздействиям, предоставляя дополнительные рычаги управления.

Эффективное управление дочерними компаниями целесообразно осуществлять через обособленное подразделение, которое должно обеспечивать, с одной стороны, реализацию экономических интересов Концерна в ДЗО, а, с другой стороны, прозрачность деятельности ДЗО, чтобы руководство материнской компании имело всю необходимую информацию для объективного отражения реального положения дел.

Экономия ресурсов урана при переводе реактора ВВЭР-1000 на регенерированное топливо

Соловьев С.В., Дьяченко А.И., Балагуров Н.А., Артисюк В.В.

НОУ ДПО «ЦИПК Росатома», Обнинск

В настоящее время одной из стратегических целей Госкорпорации «Росатом» является глобальная экспансия технологической платформы ВВЭР. Она направлена на укрепление позиций Госкорпорации на глобальном рынке атомных технологий за рубежом, сопровождаемое ростом поставок продукции и услуг Госкорпорации на всем жизненном цикле АЭС, а также услуг по развитию ядерной инфраструктуры стран реципиентов российских ядерных энерготехнологий.

Одним из критериев устойчивого развития атомной энергетики согласно фазовому подходу развития ядерной инфраструктуры с целью сооружения первой АЭС является надежное и бесперебойное топливообеспечение. С этой целью Госкорпорация, как ответственный вендор, помимо самих реакторных технологий предоставляет услуги, направленные на поставку свежего ядерного топлива (ЯТ) и возврат отработавшего топлива (ОЯТ). Одной из дополнительных опций предоставляемых Госкорпорации «Росатом» является возможность фабрикации и поставки ЯТ на основе регенерированного урана (REPU). Так, например, согласно контракту на сооружение АЭС Ханхикиви первая загрузка активной зоны реактора планируется на основе REPU отработавшего топлива реакторов ВВЭР-440, эксплуатирующихся в Финляндии.

В настоящей работе рассматриваются различные стратегии перевода реакторов ВВЭР-1000 на использование топлива на основе регенери-

рованного урана в зависимости от имеющейся ресурсной базы регенерата: от одного реактора (случай страны-новичка), шести реакторов (случай страны с достаточно развитой ядерной энергетикой масштаба Болгарии), шести реакторов совместно с регенератом, сформированным из накопленного ОЯТ в пристанционном хранилище (838 ТВС) (Страна с развитой ядерной энергетикой и накопленным ОЯТ).

Актуальные вопросы управления стоимостью нового строительства АЭС

Маслов В.Е., Милушкин Е.Н.

Ленинградская АЭС, г. Сосновый Бор

Цель управления стоимостью строительства – обеспечение формирования стоимости сооружения в соответствии с государственной политикой ценообразования в строительстве в целях обеспечения эффективности инвестиционных проектов, осуществляемых в форме капитальных вложений.

Основной принцип управления стоимостью строительства - методологическое единство подходов, непрерывность и логическая взаимосвязь процедуры регулирования, определения и контроля стоимости сооружаемых АЭС в процессе управления капитальными вложениями и управления сооружением на всех этапах жизненного цикла проекта.

Управление стоимостью сооружаемых АЭС включает в себя следующие этапы:

1. Инвестиционное планирование и контроль капитальных вложений.
2. Оценка стоимость проекта.
3. Оценка эффективности капитальных вложений.
4. Установление целевых показателей стоимости реализации проекта.
5. Формирование и экспертиза сметной стоимости.
6. Контроль стоимости осуществления проекта (контроль и анализ фактических затрат, сравнение с ранее запланированными показателями, контроль фактически выполненных объемов работ и поставок на предмет соответствия условиям договора).
7. Выработка мероприятий корректирующего и предупреждающего характера.

Основные проблемные вопросы ценообразования и управления стоимостью строительства:

1. Несоответствие проектов строительства на стадиях Проект и РД.
2. Отсутствие разработанной и поддерживаемой в актуальном состоянии полноценной ОСНБ, отвечающей современным технологиям

и применяемым сегодня материальным ресурсам, учитывающую особенности строительства АЭС, а также соответствующую утвержденному проекту, в целях исключения мнимого дефицита или экономии сметного лимита, а также отраслевых нормативов и регламента учета затрат, неоднозначно включаемых в состав ССР, косвенно относящихся к затратам капитального характера.

3. Риск изменения стоимости оборудования и строительных материалов зарубежного производства.

4. Риск невыполнения поставщиками оборудования и подрядными строительными-монтажными организациями своих обязательств.

Оценка стоимости нестандартизированного оборудования для объектов атомной энергетики на современном этапе

Гольцов А.Е., Молоканов Н.А.

АО «НИКИЭТ», Москва

В процессе определения капиталовложений в строительство новых объектов атомной энергетики возникают вопросы оценки стоимости нестандартизированного оборудования. Объекты атомной энергетики, находящиеся в стадии конструирования, характеризуются новизной, отсутствием опыта изготовления. Уникальность проектируемых объектов обуславливает невозможность использования сборников сметных цен. Определение стоимости такого оборудования требует иных подходов.

Описанные в литературных источниках методы оценки стоимости разрабатываемой продукции можно разделить на две основные группы: методы оценки по аналогам и затратный метод оценки. В качестве вспомогательных можно выделить параметрические методы и методы корректирующих поправок.

Методы и подходы к определению стоимости проектируемого объекта должны отличаться на разных стадиях работ, позволяя получать более точную оценку по мере приближения к завершающему этапу. Следует учитывать особенности применения того или иного метода в зависимости от стадии проектных работ.

Рассмотрены особенности и даны практические примеры применения методов удельных весов, удельных показателей, метода масштабирования, затратного метода.

Произведено сопоставление и отражена специфика используемых индексов в рамках базисно-индексного метода.

В ходе производства разработанной продукции проявляется эффект серийности. В себестоимость первых образцов включаются затраты на освоение производства. Серийно изготавливаемые комплекты

значительно дешевле, сокращение стоимости может достигать до 30 % и более.

Для оценки погрешности экономических оценок предлагается использовать опыт Международной ассоциации развития стоимостного инжиниринга.

Оценка стоимости разрабатываемого оборудования для объектов атомной энергетики на разных стадиях проекта должна выполняться несколькими методами с учетом преимуществ и недостатков того или иного подхода и в зависимости от располагаемой информации. Получение достаточно близких оценочных величин на основе разных методов может свидетельствовать о достоверности выполненных расчетов.

Наличие общепромышленной методики, разработанной на основе опыта предприятий атомной отрасли, позволило бы унифицировать, систематизировать, сделать более обоснованным процесс оценки стоимости оборудования, усовершенствовать процесс управления стоимостью сооружения объектов использования атомной энергии для достижения экономической конкурентоспособности проектов.

Секция 4

МЕЖДУНАРОДНОЕ СОТРУДНИЧЕСТВО В ЦЕЛЯХ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

МНТС сегодня – ресурс обеспечения эффективности, устойчивости и безопасности развития ядерной энергетики

Соколов Ю.А.

АО «Концерн Росэнергоатом»

Воодушевление начала 21 века в части перспектив развития ядерной энергетики как источника энергообеспечения человечества, в последние годы заметно утихло. Это связано как с замедлениями темпов развития в мире, снижением цен на ископаемые энергоресурсы, так и ростом скептицизма в отношении приемлемости атомной энергетики после Фукусимы. В то же время фундаментальные проблемы энергетического развития: долгосрочность обеспечения, климатические изменения, переход к водородной энергетике и пр., не исчезают. Развивающиеся экономики в Азии и Африке продолжают держать в фокусе своего внимания ядерную энергетику, формируя центр развития на ближайшие десятилетия.

Сегодня глобальное развитие ядерной энергетики невозможно в опоре только на национальный опыт, а старт такой энергетики у «новичков» тем более невозможен. Международное научно-техническое сотрудничество в ядерно-энергетической сфере – важный механизм взаимной поддержки ЯЭП в странах, уже имеющих такие программы, и путь становления для стран-новичков.

Понимание глобальности влияния ядерной энергетики с точки зрения восприятия населением, обеспечения вопросов безопасности, нераспространения, аварийного реагирования и пр. привело к развитию многочисленных механизмов международного регулирования такой деятельности как на двустороннем, так и на многостороннем уровнях, на уровне правительств, взаимодействий регуляторов и эксплуатирующих организаций. Значительную роль в организации МНТС играют МАГАТЭ, АЯЭ ОЭСР, ВАО АЭС. Более 20 лет АО «Концерн Росэнергоатом» сотрудничает с крупнейшей в мире французской генерирующей компанией «Электрисите де Франс» (ЭДФ), 15 лет с украинской энергокомпанией ГП НАЭК «Энергоатом» (НАЭК) и с 2005 года – с испанской компанией «Ибердрола», с Клубом европейских эксплуатирующих организаций (EUR).

Рост интереса «новичков» к использованию энергии атома заставил МАГАТЭ разработать рекомендации для начала и обеспечения устойчивого, эффективного и безопасного становления ЯЭП. Эти документы формируют представления о необходимой структуре управления и регулирования ЯЭП – ядерной инфраструктуре (ЯИ) – как системе элементов, требований и условий, обеспечивающей институциональную, государственную, юридическую, регулируемую,

управленческую, научную, техническую, финансовую, кадровую, промышленную, общественную приемлемость и безопасность ЯЭП.

Российская Федерация, в лице Госкорпорации Росатом, вошла в число лидеров по количеству проектов АЭС, реализуемых в странах-новичках, и активно участвует в формировании их ядерной инфраструктуры. При сооружении АЭС за рубежом Росатом руководствуется тем, что экспортируется не только проект, оборудование и технологии, но и содействие развитию инфраструктуры управления и регулирования национальной ядерной программы на основе уникального отечественного опыта, вполне соответствующего международной практике.

Понимая необходимость использования практических знаний и опыта сооружения АЭС при развитии ядерной инфраструктуры, Росатом передал задачу содействия в развитии ЯИ в АО «Концерн Росэнергоатом» - эксплуатирующую организацию российских АЭС. В Концерне создана организационная структура для оказания содействия в развитии ЯИ. Эта структура, интегрирующая международный и российский опыт развития ЯИ, опирается на весь накопленный опыт сооружения и эксплуатации реакторов ВВЭР.

Перечисленные вопросы и проблемы международного научно-технического сотрудничества будут в фокусе специально посвященной этому части секционного заседания.

Взгляд МАГАТЭ на международное сотрудничество в целях обеспечения безопасности АЭС

*Таррен П.
МАГАТЭ*

В 2016 году Международное агентство по атомной энергии (МАГАТЭ) отмечает свое шестидесятилетие, и его миссия сегодня столь же уместна, как и в дни его учреждения в 1956 году. Устав МАГАТЭ уполномочивает Агентство «устанавливать или принимать ... нормы безопасности для охраны здоровья и сведения к минимуму опасности для жизни и имущества ... и обеспечивать применение этих норм».

МАГАТЭ тесно взаимодействует со своими государствами-членами с целью достижения международного консенсуса в отношении того, что должно пониматься под высоким уровнем защиты и безопасности, и формулирует эти взгляды в согласованных нормах безопасности. Это достигается путем проведения консультативных и технических совещаний с участием персонала Агентства и экспертов, номинированных широким кругом государств-членов. Таким образом, Агентство собирает опыт со всего мира. После своего одобрения Советом управляющих и опубликования эти нормы становятся свободно доступными

для всех государств-членов, которые могут их принимать. В некоторых случаях они используются преимущественно организациями, ответственными за эксплуатацию атомных электростанций (АЭС), в других – как основные ссылочные документы для ядерных норм и правил государства-члена.

МАГАТЭ также оказывает помощь государствам-членам в применении этих норм. Эта помощь принимает форму Услуг по рассмотрению безопасности. Услуги предоставляются в широком спектре направлений деятельности МАГАТЭ и опять-таки основываются на опыте, накопленном мировым ядерным сообществом, а также на навыках персонала Агентства, что позволяет провести независимую и прозрачную оценку того, в какой мере организации в государствах-членах соответствуют этим нормам.

В данной статье дается обзор текущего состояния деятельности МАГАТЭ по рассмотрению безопасности в области эксплуатации АЭС и того, как оно эволюционировало вместе с развитием самой отрасли, а также в ответ на крупные события. В ней также описывается, как Российская Федерация взаимодействует и поддерживает МАГАТЭ в деле повышения состояния безопасности российского парка гражданских ядерно-энергетических реакторов.

Партнерские рассмотрения – эффективный инструмент совершенствования деятельности по безопасной эксплуатации АЭС и обмена лучшими мировыми практиками

*Выборнов С.В.
ВАО АЭС-МЦ*

Миссия ВАО АЭС — максимально повышать безопасность и надежность АЭС во всем мире, прилагая совместные усилия организаций-членов для оценки, сравнения с лучшими достижениями и совершенствования эксплуатации посредством взаимной поддержки, обмена информацией и использования положительного опыта. Для этого ВАО АЭС реализует четыре базовые программы «Партнерские проверки», «Опыт эксплуатации», «Профессиональное и техническое развитие», «Техническая поддержка и обмен», а также 12 постфукусимских проектов.

Партнерские проверки (рассмотрения) (ПП) – эффективный инструмент совершенствования деятельности и обмена лучшими мировыми практиками по повышению безопасности и надежности АЭС.

Программа партнерских проверок базируется на сравнении деятельности АЭС со стандартами, представленными в документе «Производственные Задачи и Критерии их Выполнения для партнер-

ских проверок ВАО АЭС» (ПЗКВ). Этот документ описывает «идеальную» атомную станцию.

В пост-фукусимский период ВАО АЭС реализовала ряд таких мероприятий во время подготовки и проведения партнерских проверок, как новая методология оценки состояния культуры безопасности АЭС, обязательная оценка выполнения атомными станциями рекомендаций сообщений о значительном опыте эксплуатации (SOER), наблюдения за ремонтными работами и за работой персонала БЩУ/БПУ на полномасштабном тренажере при ликвидации аварий (CPO - Crew Performance Observations), учет особенностей проекта АЭС, а также в Московском Центре ВАО АЭС (ВАО АЭС - МЦ) осуществлен переход на 4-х летний цикл проведения ПП. Кроме этого, пост-фукусимской комиссией ВАО АЭС было принято решение о включении в базовые программы ассоциации, в том числе и в программу партнерских проверок, такого направления деятельности, как управление тяжелыми авариями (УТА) на АЭС. В Московском Центре образован региональный кризисный центр (РКЦ) на базе кризисного центра АО «Концерн Росэнергоатом» для организации взаимодействия членов РКЦ в случае аварии на АЭС.

Ежегодно Московский Центр выявляет в ходе партнерских проверок около 30 сильных сторон и более 120 областей для улучшений по различным направлениям деятельности АЭС, выпускает и направляет организациям-членам ВАО АЭС - МЦ аналитические отчеты по результатам ПП, оказывает услуги атомным станциям в виде миссий технической поддержки, рабочих встреч, семинаров, осуществляет оценку эффективности корректирующих мероприятий по выявленным областям для улучшений.

Ядерные проекты компании Ибердрола в России и Украине

Суарес Х., Ибердрола, Испания

Компания Ибердрола начала свою деятельность в Украине в 2004 году, когда получила заказ на реализацию проекта, направленного на помощь в исполнении мер безопасности, требуемых МАГАТЭ, на энергоблоке 2 Хмельницкой АЭС и энергоблоке 4 Ровенской АЭС. Конечная цель проекта заключалась в оказании помощи компании НАЭК «Энергоатом» с целью получения кредитов от Европейской комиссии, Евратома и ЕБРР для модернизации атомной станции.

Затем Ибердрола приступила к реализации Проекта по оказанию помощи на площадке в рамках модернизации Хмельницкой АЭС. Начиная с 2004 года и в течение следующих четырех лет, Ибердрола оказывала помощь при реализации нескольких технических проектов по модернизации (поставка новых компонентов и систем) и проектов,

связанных с развитием профессиональных качеств персонала (так называемых «мягких» проектов — совершенствование управления, методов, процедур, навыков и деловой культуры), — по разработке аварийных процедур, ведению документации по аварийным сигналам, оптимизации простоев и т. д.

В 2005 году Ибердрола получила заказ от Еврокомиссии на реализацию первого заказа в России. С 2005 по 2009 годы в рамках Проекта по оказанию помощи на площадке при модернизации Кольской АЭС компания оказывала помощь в осуществлении следующих технологических проектов: установка системы обращения с жидкими радиоактивными отходами и систем пожарозащиты и обнаружения утечек. Кроме того, было выполнено несколько «мягких» проектов в следующих областях: совершенствование планирования простоев, разработка процедур техобслуживания, культура безопасности, контроль и утилизация отходов, предупреждение попадания посторонних предметов и т. д. Проект завершен в 2011 году.

В 2007-2012 годах Ибердрола вела схожий проект на Нововоронежской АЭС, также в рамках программы ИСЯБ (Инструмент сотрудничества в области ядерной безопасности). Был реализован актуальный проект модернизации: аварийный трубопровод питательной воды подключен к системе парогенераторов и размещен в новом здании повышенной безопасности, построенном силами Нововоронежской АЭС. Деятельность в части «мягких» проектов в рамках увеличения согласованности практик эксплуатации и технологического обслуживания касалась следующих аспектов: человеческий фактор, поддержка миссии OSART (Группа анализа эксплуатационной безопасности), культура безопасности, обращение с радиоактивными отходами, устранение продуктов коррозии и т. д.

Одновременно с этими проектами, в 2005 и 2006 годах было заключено два соглашения о сотрудничестве между компанией Ибердрола и главными операторами атомных станций в России — Концерном «Росэнергоатом» и НАЭК «Энергоатом». Данные соглашения были направлены на взаимообмен передовым техническим и научным опытом в области технического обслуживания, эксплуатации, обращения с радиоактивными отходами, основных динамических параметров, готовности к чрезвычайным ситуациям и оказания поддержки, модернизации атомных станции и т. д.

С 2006 по 2010 годы Ибердрола вела еще один проект ИСЯБ в России — «Воздействие нейтронного облучения на материал внутриреакторных устройств», используя комплекс проверенных экспериментальных данных и научных, технических методов и методов обеспечения безопасности, включая самый современный международный опыт,

для решения вопроса о структурной целостности внутриреакторного оборудования.

В 2007-2010 годы Ибердрола внедрила технологию отслеживания рисков на Балаковской АЭС, обеспечив техническую поддержку в рамках разработки программного средства для отслеживания рисков на российских ядерных реакторах серии ВВЭР-1000 и предоставив необходимые научно-технические знания.

Следующий важный проект — исследование эффективности на энергоблоке 5 Нововоронежской АЭС в 2009-2010 годах с целью найти решение для увеличения производства энергии на станции (МВт эл. энергии). По итогам этого анализа с 2012 до 2014 года осуществлялся проект, в рамках которого предполагалась установка ультразвуковых расходомеров в трубопроводах питательной воды на Нововоронежской и Калининской АЭС, что обеспечило бы увеличение электрической мощности на 2 % с минимальными затратами. Металлургическое и метрологическое сертифицирование было успешно пройдено до того, как проект был остановлен.

На Южно-Украинской АЭС в 2006-2008 годах Ибердрола выполнила замену термоизоляционного материала в секциях трубопроводов и оборудования первого контура внутри гермооболочки реактора.

С 2007 по 2009 годы Ибердрола оказывала техническую поддержку Научно-техническому центру (НТЦ) — обособленному подразделению компании «Энергоатом», которая заключалась в предоставлении передового европейского научно-технического опыта в области контроля качества и управления охраной труда, а также специальных технических знаний для того, чтобы НТЦ мог обеспечить эффективную научно-техническую поддержку НАЭК «Энергоатом».

На Запорожской АЭС (Украина) в 2009-2015 годы реализован проект поставки установки для сжигания радиоактивных отходов «под ключ» в рамках программы сотрудничества Еврокомиссии.

В настоящий момент три проекта ИСЯБ на Украине находятся на стадии завершения: внедрение передовых практик в области культуры безопасности, вероятностной оценки риска при проведении эксплуатационного контроля оборудования в рамках повышения безопасности трубопроводов и вероятностной оценки безопасности в реальных условиях. Все три проекта планируется завершить в 2016 году.

Миссия OSART МАГАТЭ как инструмент повышения эксплуатационной безопасности Нововоронежской АЭС

Поваров В.П., Федоров А.И., Шваров В.А., Колягина И.А.

Нововоронежская АЭС, г. Нововоронеж

В ноябре 2015г. на Нововоронежской АЭС состоялась миссия OSART МАГАТЭ, организованная по приглашению правительства РФ и направленная на рассмотрение вопросов, важных для эксплуатационной безопасности. Деятельность до, во время и после миссии объединила персонал для достижения целей совершенствования эксплуатационной безопасности и надежности своей станции.

Выработка стратегии проведения мероприятий по устранению возможных несоответствий началась с углубленной самопроверки, по результатам которой определены направления деятельности АЭС, требующие улучшения: системы радиационной защиты, документация, интегрированная система менеджмента, оснащение лабораторий, архивы и складское хозяйство, устаревший инструментально-станочный парк механических мастерских, несовершенная практика выполнения работ и пр.

В рамках подготовки были проведены порядка 20 семинаров по методологии OSART, разъяснению требований нормативных документов МАГАТЭ и проверке соответствия процессов на НВ АЭС требованиям этих документов. Всего с 2012 по 2015 годы реализовано 680 мероприятий.

В объем проверки вошел энергоблок №5 со вспомогательными системами (система распределения электроэнергии, электропитание собственных нужд, резервное электропитание, подача пара, система водоочистки, хранилища и комплексы по обращению и хранению радиоактивных веществ и отходов, ремонтные мастерские и складские помещения).

Во время проведения миссии эксперты внимательно изучили ряд станционных программ и процедур, показатели работы станции, наблюдали за выполнением работ и тщательно интервьюировали станционный персонал. Миссия на Нововоронежской АЭС стала 186-ой по счету в программе OSART, запущенной в 1982 году. Суммарный опыт работы членов команды в атомной отрасли составил около 350 лет.

Эксперты МАГАТЭ подтвердили эксплуатационную безопасность и надежность Нововоронежской АЭС, отметили семь положительных практик, которые могут быть использованы на других предприятиях атомной отрасли. Кроме того, представители Международного Агентства и АЭС обменялись техническими знаниями и опытом с целью обсуждения возможностей достижения общей цели - дальнейшего совершенствования состояния эксплуатационной безопасности.

Стандартной практикой МАГАТЭ является проведение повторной миссии после завершения работы по программе OSART на АЭС. Руководство Нововоронежской АЭС выразило стремление предпринять действия в выявленных областях для улучшения и заявило о готовности принять повторный визит через восемнадцать месяцев для оценки уровня исполнения и эффективности корректирующих мероприятий по рекомендациям и предложениям, выработанным международной командой. В настоящий момент специалистами Нововоронежской АЭС ведется системная работа по устранению несоответствий по всем направлениям деятельности в преддверии контрольного среза, ведь основная польза миссий ОСАРТ как раз и заключается в той подготовительной работе, которая им предшествует.

Вопросы подготовки кадров для ядерной инфраструктуры стран-новичков

Артисюк В.В., Селезнев Ю.Н.

АО «Атомэнергопром»

Бусурин Ю.Н., Соколов Ю.А.

АО «Концерн Росэнергоатом»

Внедрение новой ядерно-энергетической программы неизбежно требует, чтобы государства, приступающие к ее реализации, надлежащим образом определяли время и ресурсы, необходимые для развития кадрового потенциала (РКП), для того чтобы обеспечить эффективное развитие ядерно-энергетической программы в соответствии с фундаментальными принципами безопасности. В данной работе рассматривается организация системы РКП в государстве, в котором политиками было принято решение приступить к использованию ядерной энергии. Данная концепция основана на Рубежах развития ядерной инфраструктуры МАГАТЭ, на обобщенном практическом опыте Российской Федерации и других стран-поставщиков в отношении сотрудничества с государствами, только приступающими к развитию национальной ядерно-энергетической программы.

Особое значение имеет первый этап развития ядерно-энергетической программы. На этом этапе ведущую роль играет NEPIO – организация-исполнитель ядерно-энергетической программы. В связи с этим, основными условиями, необходимыми для развития системы РКП, являются наличие в стране NEPIO с четко определенными задачами и обязанностями, а также стратегии РКП, разработанной NEPIO, которая бы принимала во внимание все 19 элементов ядерной инфраструктуры. В свою очередь, для этого требуется наличие в стране резерва руководителей и специалистов, которые способны оценить (1) компетенции, необходимые для развития ядерно-энергетической

программы, и (2) потенциал национальной системы учреждений высшего и средне-специального образования в развитии таких компетенций. Ожидается, что такие руководители и специалисты также смогут разработать стратегию РКП и наладить сотрудничество с МАГАТЭ и странами-поставщиками. С целью оказания помощи государствам, приступающим к реализации ядерно-энергетической программы, на данном этапе развития системы РКП Российская Федерация предлагает услугу специальной подготовки, являющуюся частью комплексного решения по поддержке национальных ядерно-энергетических программ.

Анализ законодательства РФ, ЕС и США, примененного на этапе выбора площадки для строительства АС

Лунева Е.В.

АО «Концерн Росэнергоатом» по реализации капитальных проектов

Солдатов А.И.

АО «Атомпроект», Санкт-Петербург

Правовое регулирование в области мирного использования атомной энергии и надзор за безопасным ее использованием являются одним из важнейших элементов обеспечения безопасности АС и развития атомной энергетики. Существуют различные методы и подходы к регулированию работ по проектированию, выбору площадки, строительству и эксплуатации АС. Сравнительный анализ нормативной базы РФ, ЕС и США позволил сопоставить требования по выбору площадок под размещение АС, определить основные различия в подходах, а также наметить дальнейшие направления деятельности для продвижения российских проектов АС на международных ядерно-энергетических рынках.

В российских нормативных документах и регулирующих документах США содержатся вполне сравнимые и соответствующие по сути требования. Незначительные различия определяются отдельными формулировками требований и используемой в них терминологией. В отличие от стандартов МАГАТЭ, которые имеют концептуальный и декларативный характер, в российских нормативных документах и регулирующих документах США требования более конкретны. По результатам сравнения можно сделать вывод, что, в основном, документы, РФ, США и МАГАТЭ по смысловому назначению совпадают, но в них существуют определенные отличия:

- для оценки воздействий природного и техногенного происхождения стандартами МАГАТЭ предусмотрено несколько документов по каждому виду воздействия. В отличие от документов МАГАТЭ, в нормативных документах РФ и регулирующих документах США

используются аналогичные документы, которые включают в себя все виды внешних воздействий;

- российскими нормами определяются более конкретные объемы и требования к изысканиям и исследованиям при выборе площадки размещения АС;
- Положительная практика США представлена в ряде документов:
- детальная проработка критериев выбора площадки под размещение АС;
- создание рабочих групп с привлечением высококвалифицированных специалистов на постоянной основе по каждой из тематик выбранных критериев;
- оценка критериев по весу и определению соответствующих сервисных функций.
- существует унифицированный критериальный подход пригодности площадки для размещения стандартных проектов АЭС.

В целом, по результатам сравнительного анализа можно сделать вывод, что проекты российских АС отвечают всем современным нормам и требованиям и способствуют повышению привлекательности со стороны зарубежных заказчиков в ходе проведения международных тендеров. Задачей дальнейшей работы является применение положительной практики США и ЕС для реализации российских проектов за рубежом. С этой целью были выработаны определенные рекомендации

Обоснование условий применения концепции «течь перед разрушением» для АЭС Моховце з/блоков 3, 4

*Гетман А.Ф., Кузьмин Д.А., Кузьмичевский А.Ю.
АО «ВНИИАЭС»*

Проведена работа по определению условий обеспечения безопасности главных циркуляционных трубопроводов и дыхательных трубопроводов энергоблоков №3 и №4 с реакторной установкой ВВЭР-440 на основе концепции «течь перед разрушением» (ТПР).

Для обеспечения применимости концепции ТПР необходимо правильно рассчитать напряженно-деформированное состояние (НДС), определить критические длины трещин, раскрытие трещин, стабильность трещин в аварийных режимах (АС) или режиме максимально-расчетного землетрясения (МРЗ), а так же провести расчет расхода теплоносителя и выбрать системы контроля течи. Все эти задачи были выполнены по контракту с АЭС Моховце (Словакия) для блоков 3 и 4: «LBB Activity for МОЗ,4» № 4600005433/820/10 от 16.06.2010.

Результаты проведенных расчетов по определению условий обеспечения безопасной эксплуатации главных циркуляционных трубопро-

водов Ду500 и дыхательного трубопровода Ду200 по концепции «течь перед разрушением» показали возможность применение концепции ТПР в полном объеме для всех расчетных сварных соединений и околошовных зон. Расчетные режимы включали режим НУЭ, ГИ, НУЭ+МРЗ и режим стратификации для дыхательного трубопровода.

Долгосрочное и плодотворное сотрудничество между Росэнергоатомом и ЭдФ

Рише Г., ЭдФ, Франция

ЭдФ и Росэнергоатом – две крупнейшие в мире ядерные эксплуатирующие организации – в течение более двадцати лет развивают плодотворное сотрудничество. Начатое в середине девяностых годов с целью оказания поддержки российскому ядерному сектору в период экономических преобразований и имевшее выраженный акцент на обеспечении безопасности (который и ныне является преобладающим), это сотрудничество теперь базируется на более чем десятилетнем обмене опытом. Благодаря своей ведущей роли в соответствующих национальных ядерных секторах, ЭдФ и РЭА последовательно развивали свое сотрудничество от вопросов эксплуатации к более широкому обмену, в том числе в областях инженерной поддержки, новых проектов и НИОКР.

Иллюстрацией сотрудничества стали недавние примеры обменов по вопросам послефукусимских планов действий (с вовлечением также русского и французского органов ядерного регулирования), концепции долгосрочной эксплуатации и проектных вариантов для нового строительства.

Долгосрочное сотрудничество помогло выработать лучшее взаимопонимание между партнерами на разных уровнях и в различных областях, прежде всего – в области безопасности. Это сотрудничество идет на пользу и ядерному сообществу в целом – посредством ВАО АЭС и МАГАТЭ.

Деятельность МАГАТЭ по развитию ядерной инфраструктуры

Дохи Хан, МАГАТЭ

В 2007 г. МАГАТЭ разработало свой «Этапный подход» с целью оказания помощи странам, которые рассматривают возможность или планируют строительство своей первой атомной электростанции. Задача состоит в том, чтобы помочь государствам-членам понять обязанности и обязательства, ассоциирующиеся с развитием ядерно-энергетической программы.

«Этапный подход» способствует проведению, по запросу государства-члена МАГАТЭ, структурированного рассмотрения ядерно-энергетической инфраструктуры этого государства – это и есть Комплексное рассмотрение ядерной инфраструктуры, или INIR. Программа INIR имеет ряд элементов – поддержка самооценки государства-члена, предварительная миссия INIR, полномасштабная миссия INIR и последующая миссия INIR. После проведения миссии INIR государство-член и МАГАТЭ совместно разрабатывают Комплексный рабочий план, имеющий целью координацию помощи МАГАТЭ, направленной на учет рекомендаций миссии INIR. С 2009 г. МАГАТЭ провело 17 миссий INIR в 13 странах по их запросу. Ретроспективный анализ шестилетнего опыта INIR позволяет высветить те инфраструктурные вопросы, которые требуют особо внимательного отношения на начальных этапах развития ядерно-энергетической программы.

Содействие органам регулирования «стран-новичков»: российский подход

Утенков А.В.

Ростехнадзор

Презентация, представленная в ходе Технического совещания МАГАТЭ по актуальным вопросам в развитии ядерной инфраструктуры, определяет основные направления деятельности Ростехнадзора по оказанию содействия регулирующим органам стран – новичков в создании и развитии собственной системы регулирования ядерной безопасности как необходимой составляющей создания ядерной инфраструктуры.

Ростехнадзор является независимым органом регулирования безопасности в области использовании атомной энергии, подчиняющийся напрямую Правительству Российской Федерации, и уполномочен осуществлять сотрудничество с органами государственной власти государств, являющихся заказчиками сооружения по российским проектам объектов использования атомной энергии, по вопросам развития национальных систем регулирования ядерной и радиационной безопасности при использовании атомной энергии в мирных целях, включая развитие нормативной правовой базы, систем лицензирования и надзора в указанной области, а также по вопросам подготовки персонала органов регулирования ядерной и радиационной безопасности этих государств.

Ростехнадзор, путем организации семинаров, технических визитов, а также предоставления через свои ОНТП консультационных услуг, и опираясь на рекомендации МАГАТЭ (SSG-16, «Создание инфраструк-

туры безопасности для ядерно-энергетической программы», NG-G-3.1) осуществляет сотрудничество в области обмена опытом, развитии компетенций регулирующих органов, создании законодательной базы в области регулирования ядерной и радиационной безопасности, а также в обучении персонала.

В своей деятельности по оказанию содействия Ростехнадзор опирается на межправительственные соглашения о сотрудничестве в области использования атомной энергии в мирных целях и в области сооружения атомных электростанций, а также на межведомственные соглашения и меморандумы о сотрудничестве в области регулирования ядерной и радиационной безопасности.

Основными направлениями сотрудничества являются обмен опытом в развитии законодательной и нормативной правовой базы, процедуры лицензирования и рассмотрения документов на получение лицензии, совместные инспекции, обучение персонала регулирующего органа и оказание консультационных услуг. Для этих целей была разработана Комплексная модульная программа подготовки специалистов органов регулирования ядерной и радиационной безопасности стран, приступающих к развитию атомной энергетики на базе российских ядерных технологий, а также планы сотрудничества для каждого конкретного зарубежного органа регулирования безопасности при использовании атомной энергии.

Секция 5

**КАДРОВЫЙ РЕСУРС АТОМНОЙ
ЭНЕРГЕТИКИ**

Подсекция 5.1

ПОДГОТОВКА МОЛОДЫХ СПЕЦИАЛИСТОВ ДЛЯ АЭС

Подготовка специалистов и повышение квалификации работников атомной отрасли в ИАТЭ НИЯУ МИФИ

Айрапетова Н.Г., Саакян С.П., Ткаченко В.В.

Обнинский институт атомной энергетики- филиал НИЯУ МИФИ

Кутьков В.А.

Научно-исследовательский центр «Курчатовский институт»

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ» – сетевой научно-образовательный холдинг в регионах присутствия Госкорпорации «Росатом». Подготовка кадров для ядерно-энергетического комплекса проводится как в МИФИ, так и в ряде филиалов НИЯУ МИФИ: ИАТЭ (г. Обнинск), ВИТИ (г. Волгодонск), СТИ (г. Северск) и др.

В ИАТЭ НИЯУ МИФИ среди факультетов следует отметить, в первую очередь, физико-энергетический факультет, готовящий специалистов по эксплуатации АЭС, расчету и конструированию реакторов АЭС и т.п., а также факультет повышения квалификации и профессиональной переподготовки, на котором проводится обучение работников ядерно-энергетического комплекса по программам дополнительного профессионального образования, в частности, по программе «Атомные станции: проектирование, эксплуатация и инжиниринг», направление «Эксплуатация АЭС».

Качественная подготовка молодых специалистов, а также повышение квалификации и профессиональная переподготовка работников атомной отрасли обеспечивается высокой квалификацией профессорско - преподавательского коллектива ИАТЭ НИЯУ МИФИ и основательной материально-технической базой, включая тренажеры блоков различных ядерных реакторов АЭС.

В рамках реализации Программы создания и развития федерального государственного бюджетного образовательного учреждения высшего профессионального образования «Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ» на 2009-2017 годы, утвержденной распоряжением Правительства Российской Федерации, в 2013-2015 гг. преподавателями ИАТЭ НИЯУ МИФИ разработано более 20 программ повышения квалификации работников отрасли и соответствующее

учебно-методическое обеспечение для проведения занятий по различным направлениям, в т.ч.: «Безопасность и надежность эксплуатации объектов повышенного риска», «Анализ влияния нарушений на безопасность АЭС», «Обеспечение радиационной безопасности персонала организаций атомной отрасли», «Обеспечение экологической безопасности при работах в области обращения с опасными отходами» и др. Аналогичная работа планируется и в последующие годы.

Система подготовки конструкторских и научных кадров для атомной энергетики

Петрунин В.В., Максянин Д.В.

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

Дмитриев С.М.

ФГБОУ ВПО «НГТУ им. Р.Е. Алексеева», г. Нижний Новгород

В докладе представлены основные этапы и характеристика системы подготовки конструкторских и научных кадров предприятия. Отправной точкой в формировании системы стало открытие в 1961 году по инициативе Африкантова Игоря Ивановича физико-технической школы факультета в Горьковском политехническом институте. Важной вехой в становлении современного облика системы подготовки кадров явилось заключенное в 2007 г. «Соглашение о сотрудничестве (стратегическом партнерстве) между НГТУ и ОКБМ». В соответствии с Соглашением для целевой подготовки специалистов в области проектирования реакторных установок была создана в 2008 году и начала функционировать в АО «ОКБМ Африкантов» базовая кафедра ИЯЭиТФ НГТУ им. Р.Е. Алексеева «Конструирование атомных установок». За период 2008 – 2015гг. на кафедре обучено около 450 человек, прошли преддипломную стажировку в подразделениях организации и выполнили дипломные проекты по тематике ОКБМ более 140 чел. Из них 118 человек защитили дипломные проекты в ГАК организации.

В 2009 году в АО «ОКБМ Африкантов» получена лицензия на осуществление образовательного процесса подготовки научных кадров в рамках аспирантуры по 2 специальностям: 05.04.11 - Атомное реакторостроение, машины, агрегаты и технология материалов атомной промышленности; 05.14.03 - Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации, где в настоящее время обучается 30 специалистов предприятия.

На базе АО «ОКБМ Африкантов» совместно с НГТУ им. Р.Е. Алексеева создан объединенный диссертационный совет по защите кандидатских и докторских диссертаций, в составе совета – 25 докторов наук из ОКБМ, НГТУ, НИИАР, ФЭИ, ННГУ.

Совместные научно-исследовательские работы ведутся по таким направлениям как: исследование активных зон, исследование оборудования и его элементов в обеспечение верификации расчетных кодов и т.д.

Ежегодно в организации проводится конкурс «Лучший молодой инженер». В 2015 году в этом конкурсе приняло участие 60 молодых сотрудников предприятия, из которых 25 работников прошли во второй – заключительный тур конкурса. 10 победителей конкурса были награждены грамотами и денежными призами.

Утверждена и введена в действие Молодежная политика до 2020 года, поставлены новые цели и задачи – профессиональный рост молодых специалистов, связь поколений и передача опыта. Полученный опыт рекомендован к распространению на других предприятиях Госкорпорации «Росатом».

За работу по подготовке инженерных и научных кадров специалисты АО «ОКБМ Африкантов» и ФГБОУ ВПО «НГТУ им. Р.Е. Алексеева» в 2012 году удостоены премии города Нижнего Новгорода в номинации «Образование».

Система подготовки конструкторских и научных кадров для атомной энергетики впитала в себя многолетний опыт работ по созданию, развитию и совершенствованию методов подготовки специалистов в АО «ОКБМ Африкантов».

Реализация возможностей ФГОС-3+ для улучшения практической подготовки выпускников на примере разработки программы прикладного бакалавриата «Ядерная энергетика и теплофизика»

Аксиненко С.П.

АО «Концерн Росэнергоатом»

Карманов Ф.И., Латынова Н.Е.

НОУ ДПО «ЦИПК Росатома», Обнинск

На основе компетентностного подхода в НОУ ДПО «ЦИПК Росатома» разработана концепция учебного плана ООП прикладного бакалавриата по направлению подготовки «Ядерная энергетика и теплофизика» (14.03.01). Основная цель разработки и инсталляции ООП прикладного бакалавриата – сокращение сроков подготовки кадров (при сохранении качества обучения), способных приступить к самостоятельной работе в качестве инженерного - оперативного персонала на российских и зарубежных АС.

Сокращение сроков обучения предполагается достичь за счет ухода от излишней академичности, значительного увеличения доли практи-

ческих и лабораторных работ, часть из которых будет проводиться во время практики на АС, на базе ресурсов УТП.

В учебный план включены модули и дисциплины, уделяющие особое внимание инженерной подготовке, использованию аналитических тренажеров, освещающие вопросы межкультурной коммуникации в процессе строительства и периода гарантийной эксплуатации АС, а также юридические и правовые основы взаимодействия с субподрядными организациями в стране локализации АС.

Составление расписания по модульному принципу позволит увеличить время пребывания студентов на АС. Программы учебных дисциплин и программы практики составляются так, чтобы ко времени окончания вуза студент имел бы ясное представление о своей профессиональной деятельности, подкрепленное практическим опытом, а также сдал значительную часть экзаменов, необходимых для допуска к самостоятельной работе на АС.

Сопоставление времени обучения с традиционным учебным планом подготовки инженера позволяет говорить об «экономии» порядка 1,5 лет и более четкой нацеленности выпускника на решение конкретных задач реализации ядерной энергетической программы в стране.

Применение технологий виртуальной реальности для поддержки процесса обучения и повышения квалификации эксплуатационного и ремонтного персонала

Калмыков Н.А., Лященко С.А.**, Сальников Н.В.***,
Клейменов П.Г.**, Духанин В.С.*, Тихоновский В.Л.***

** Нововоронежская АЭС,*

*** АО «Русатом Сервис»,*

**** ЗАО «НЕОЛАНТ»*

Важным процессом работы эксплуатационного персонала на промышленном объекте является обучение и регулярное повышение квалификации. Для целей обучения и контроля знаний создаются и используются различные тренажёрные комплексы, компьютерные обучающие системы (КОС), технические обучающие системы (ТОС), имитационные комплексы и аналитические тренажёры.

Компьютерные системы позволяют отрабатывать технологические процессы, например, ремонта, действий в нестандартных ситуациях, диагностики оборудования, и в том числе, поиска расположения оборудования на площадке объекта. Что позволяет существенно снизить ошибки персонала при выполнении технологических операций на реальных объектах.

Настоящий доклад посвящён АО «НЕОЛАНТ», следующим ТОС:

1. Комплекс моделирования распространения выбросов при радиационных авариях и отработке действий в случае возникновения пожара.

2. Комплекс комната виртуальной реальности блоков 6,7 НвоАЭС.

Комплекс моделирования распространения выбросов при радиационных авариях и отработке действий в случае возникновения пожара (ТОС ДП ПЗПРА)

Основной целью создания и применения ТОС ДП ПЗПРА является повышение качества подготовки ремонтного персонала за счёт использования современных технологий обучения, включающих применение трёхмерной визуализации и интерактивного контроля знаний. И предназначен для решения следующих основных задач:

1. Демонстрации качественных и количественных характеристик выброса радиоактивных веществ в окружающую среду в случае ЗПА (направление и скорость распространения, активность выброса, мощность дозы) в формате 3D и в зависимости от состояния атмосферы.
2. Представления последствий выброса для населения (дозы облучения, населенные пункты, подвергшиеся радиационному загрязнению).
3. Выдачи рекомендаций для выработки мер по защите населения (сопоставление полученных дозовых характеристик с предельными и нормальными уровнями, сравнение с критериями для принятия неотложных решений в начальный период радиационной аварии).
4. Представления информации о работе аварийно-спасательных служб (оптимизация путей эвакуации, доставки оборудования и размещения сил и средств и пр.).
5. Демонстрации уполномоченным органам и общественности ситуации вокруг ЯРОО в целом и в случае возникновения запроектной аварии.
6. Отображении механизмов, путей и порядка информирования всех служб - участников аварийного реагирования, в том числе местных и федеральных органов власти, в процессе распространения выброса РВ при аварии на ЯРОО.
7. Демонстрации работы системы АСКРО при распространении газо-аэрозольных выбросов с РВ в СЗЗ и ЗН при аварии на ЯРОО.
8. Обучение действиям персонала АЭС при запроектной аварии в соответствии с «Планом мероприятий защиты персонала».

Комплекс комната виртуальной реальности блоков 6,7 НвоАЭС

Основной целью создания и применения комнаты виртуальной реальности (КВР) является повышение качества подготовки ремонтного

персонала реакторного цеха за счёт использования инновационных технологий обучения с применением трёхмерной визуализации и интерактивного контроля знаний.

КВР предназначена для демонстрации и проверке знаний по расположению оборудования и помещений зоны контролируемого доступа и герметичной оболочке блоков 6,7 НвоАЭС.

Для достижения указанной цели КВР обеспечивает решение следующих задач:

- Отображение на трёхмерной модели Помещений и оборудования зоны контролируемого доступа 6,7 НвоАЭС.
- Отображение информации об оборудовании, расположенном в зоне контролируемого доступа и герметичной оболочке 6,7 НвоАЭС, и его характеристиках.
- Возможность свободной навигации по модели в режиме имитации ходьбы пешехода.
- Возможность задания маршрутов, по которым должен пройти обучаемый специалист с указанием оборудования, которое должно быть осмотрено в определённом порядке.
- Возможность редактировать данные по оборудованию.
- Возможность инструктору с другого компьютера следить за действиями обучаемого и получать отчёты о результатах прохождения маршрутов.

Подсекция 5.2
**ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ОПЫТА И ЭКСПЕРТНОГО
ПОТЕНЦИАЛА ВЕТЕРАНОВ. НАСТАВНИЧЕСТВО**

**Методические рекомендации по привлечению пенсионеров
к участию в производственной деятельности АЭС**

Терехин Ю.К.

Калининское РО МООВК, г. Удомля

1. Создание института Советника главного инженера АЭС по производственным связям РО ОЭСВ с атомной станцией
2. Разработка и оформление нормативных документов на совместную производственную деятельность
3. Формирование Постоянно действующей рабочей группы с целью разработки «Программы совместных действий» в процессе реализации согласованного годового «Тематического плана работ РО ОЭСВ АЭС»
4. Организация хозяйственной деятельности АЭС с РО ОЭСВ на основе договоров:
 - а. Формы договоров
 - б. Порядок оформления
 - с. Процедура платежей и отчетность по ним
5. Решение вопросов по формированию порядка прохода на АЭС экспертов-ветеранов в случае производственной необходимости.

Опыт ветеранов – имиджу и прогрессу атомной отрасли

Терехов Ю.Л.

Совет ветеранов Балаковской АЭС, г. Балаково

1. Участие ветеранов в работе по профориентации школьников
 - 1.1. Атом классы – эффективный инструмент углубленного изучения основ ядерной физики
 - 1.2. Дискуссионный клуб старшеклассников, дебаты по атомной тематике
 - 1.3. Олимпиады и конкурсы – как средство привлечения в отрасль наиболее талантливой молодежи
2. Ветераны – профессиональному становлению молодых специалистов и студенчества
 - 2.1. Сотрудничество с кафедрами ВУЗов профильных специальностей

2.2. Участие в жюри профессиональных конкурсов, экспертиза научно – технических докладов молодых специалистов

3. Общественная активность ветеранов - укреплению доверия населения к атомной энергетике

3.1. Участие в общественных слушаниях и акциях своих предприятий в качестве экспертов и консультантов

3.2. Работа в СМИ, интернете по пропаганде истории и достижений атомной отрасли

Духовно-нравственное, трудовое, экологическое и патриотическое воспитание молодежи, профориентация и пропаганда достижений атомной энергетике

Смирнов С.Е.

Ростовский филиал МООВК, г. Волгодонск

Работа по духовно-нравственному, трудовому, экологическому и патриотическому воспитанию молодежи, профориентация и пропаганда достижений атомной энергетике ведется нашей ветеранской организацией совместно со специалистами основных подразделений, управления информации и общественных связей и организацией молодых атомщиков Ростовской АЭС.

Трудовое и экологическое воспитание

Это, прежде всего, воспитание личным примером.

Стартовали проекты по возрождению Волгодонского дендрария и «Золотая осень». Прошли экологические фестивали «Воспетая степь», «Экомир» и два экологических субботника на базе отдыха и микрорайонах города.

Заключены 64 договора с ветеранами на их участие в ППР-2015 - таким образом осуществляется повторная интеграция в профессию неработающих пенсионеров Концерна. Главный капитал Росатома, это человек труда, его компетенция и профессионализм. Знания и опыт ветеранов востребованы, и они с огромным удовольствием делятся ими с молодежью, выступая в роли наставников.

Профориентация и пропаганда достижений атомной энергетике

Работу с подрастающим поколением ведем в Информационном центре Ростовской АЭС («круглые столы», тематические лекции, экскурсии) и в учебных заведениях города.

При финансовой поддержке концерна «Росэнергоатом» открыто четыре «атомных» класса, где также организована работа по профориентации.

В 2015 году лучшим учащимся школ вручены целевые договора на обучение в вузе с правом трудоустройства на АЭС после его окончания.

Проведено мероприятие «Встреча трех поколений» с участием ветеранов, молодых работников АЭС, студентов ВИТИ НИЯУ МИФИ.

Духовно-нравственное и патриотическое воспитание

Это, пожалуй, самый большой и важный пласт работы с молодежью. Считая, что без прошлого нет будущего, мы стараемся воспитывать подрастающее поколение на примерах героического прошлого нашего народа. Проводим мероприятия («круглые столы», уроки памяти, уроки мужества «Прошедшие сквозь атом», митинги и возложения цветов), приуроченные к праздникам и памятным датам.

Уже стало традицией совместно с молодежью проводить акцию «Бессмертный полк».

Совместно с Ростовской АЭС ветераны и молодые атомщики приступили к реализации проекта «Солдатская могила». К 70-летию Победы было восстановлено 6 солдатских захоронений в регионе расположения Ростовской АЭС, которые находились в плачевном состоянии.

В мае состоялся 3-х дневный молодежный велопробег по местам боев в Ростовской области, посвященный 70-летию Победы.

Наши ветераны с удовольствием делятся своими знаниями, опытом через СМИ, принимают участие в подготовке материалов для корпоративной газеты «Энергия атома», сайта МООВК, региональной прессы (74 публикации).

Эффективность радиационной защиты населения и окружающей среды при эксплуатации АЭС России

Сафонов И.С.

ФГУ НТЦ ЯРБ Ростехнадзора

Теплицкий В.А.

МОО ветеранов концерна «Росэнергоатом»

Радиационная защита персонала и населения при эксплуатации АЭС в соответствии с Общими положениями обеспечения безопасности атомных станций НП-001-15 обеспечивается соблюдением законодательства Российской Федерации в области радиационной безопасности, а также требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии и иных нормативных правовых актов.

В статье на основе анализа результатов радиационного контроля рассматривается состояние радиационной защиты населения и окружающей среды от газоаэрозольных выбросов, жидких радиоактивных сбросов, а также обращения с радиоактивными отходами на АЭС в 2011-2015 годах. Результаты радиационного контроля сравниваются с нормативами, регламентированными Федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии.

Практическая реализация концепции “Культуры безопасности” эксплуатирующей организацией – гарантия исключения повторения событий, приведших к авариям на ЧАЭС и АЭС «Фукусима»

Полтараков Г.И.

Ленинградское отделение МОО ветеранов концерна РЭА.

В докладе представлен краткий анализ причин крупнейших аварий на АЭС ТМ1-2, ЧАЭС-4 и Fukushima-I и их связь с проблемами культуры безопасности на перечисленных АЭС. Культура безопасности начинается с создания и соблюдения ядерного законодательства, с общей организации обеспечения безопасности АЭС на уровне правительства. Отмечена важность обеспечения реальной независимости регулирующего органа, наделения его полномочиями и необходимыми средствами для исполнения заданных функций.

На уровне эксплуатирующей организации должен быть обеспечен приоритет целей безопасности АЭС над экономической выгодой. Сиюминутная экономия может обернуться аварийными последствиями с затратами, многократно превосходящими полученный экономический эффект. Внимательного анализа требует, например, расширение практики использования аутсорсинга в обслуживании систем АЭС.

На уровне руководителей энергоблока особое внимание должно уделяться подготовке персонала, поддержанию его квалификации на должном уровне. Персонал должен быть снабжен ясными и четкими аварийными руководствами по действиям в случае даже маловероятной аварии даже в случае потери оперативной связи.

И, наконец, на индивидуальном уровне особое внимание должно быть уделено критическому подходу к оценке безопасности систем энергоблока, к аварийной готовности персонала. Причем под «индивидуумом» следует понимать каждого работника эксплуатирующей организации, включая ее высших руководителей. Особое внимание должно быть обращено на мотивацию персонала в отношении обеспечения безопасности доверенного ему оборудования.

Проблемы человеческого фактора отмечены в организации привлечения ликвидаторов и их безопасности. Отмечены основные человеческие ошибки, возможные причины отказов дизель-генераторов. Оценено влияние аварий на экономику АЭС. На примере Ленинградской АЭС показано влияние внедрения мер, компенсирующих недостатки проекта, на укрепление культуры безопасности.

Уровень радиационной безопасности на современном этапе

Юрков М.В.

Смоленское РО МООВК

В докладе отражена система радиационной безопасности и модернизация средств радиационного контроля и мониторинга окружающей среды на Смоленской АЭС, проведенная после аварии на Чернобыльской АЭС и АЭС «Фукусима».

Подробно рассмотрены:

1. Система радиационного технологического контроля (РТК).
2. Автоматизированная система обнаружения течей теплоносителя (АСОТТ).
3. Система радиационного дозиметрического контроля (РДК)
4. Система радиационного контроля окружающей среды (РКОС).

Обеспечение безопасности АЭС в соответствии с требованиями федеральных норм и правил

Патраков А.И.

Смоленское региональное отделение МООВК

В докладе рассмотрены проблемы обеспечения безопасности атомной станции (АС):

- принципы обеспечения безопасности;
- критерии безопасности;
- функции безопасности.

В настоящее время имеется достаточно совершенная концепция обеспечения безопасности атомной станции и реальная нормативная база, охватывающая весь жизненный цикл АС.

В докладе представлены требования к обеспечению безопасности АС и выполнение этих требований на Смоленской АЭС.

Российские федеральные нормы и правила в области радиационной безопасности. Сравнение с рекомендациями международных документов по радиационной безопасности

Сафонов И.С.

Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору. ФБУ НТЦ ЯРБ

В.А. Теплицкий, В.Г. Черкасов

Межрегиональная общественная организация ветеранов концерна «Росэнергоатом», г. Москва

В докладе рассматриваются положения Санитарных норм и правил НРБ-99/2009 – основного документа, интерпретирующего и детализи-

рующего требования федеральных законов Российской Федерации для защиты здоровья работников и населения от опасностей, являющихся результатом воздействия ионизирующего излучения:

- Об использовании атомной энергии;
- О радиационной безопасности населения;
- О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения.

Подобно МОНБ (Международным основным нормам безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения) НРБ-99/2009 являются документом верхнего уровня в иерархии нормативно-методических документов, на которые опирается национальная (Российская) инфраструктура регулирования и обеспечения радиационной безопасности.

В НРБ-99/2009 установлены фундаментальные принципы, лежащие в основе современной системы радиационной защиты (принцип нормирования, принцип обоснования и принцип оптимизации) и критерии обеспечения радиационной безопасности населения и предупреждения риска возникновения отдаленных последствий облучения организма человека и отдельных его органов с учетом их радиочувствительности — дозы (величины) воздействия ионизирующего излучения при нормальных условиях эксплуатации источника ионизирующего излучения, планируемом повышении облучения персонала выше установленных пределов доз и в условиях радиационной аварии.

Порядок выполнения операций по обращению с ядерным топливом на Смоленской АЭС

Антоненко В.М.

Смоленское РО МООВК

В докладе изложен общий порядок обращения с ядерным топливом на Смоленской АЭС, отображённый в Регламенте по обращению с ядерным топливом. Изложены операции по обращению с ядерным топливом с момента его поставки на склад свежего топлива Смоленской АЭС и дальнейшие операции с ним на энергоблоках и в хранилище отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ) вплоть до его разделки и складирования перед отправкой упаковочного комплекта хранения УКХ-109 в региональное хранилище на хранение и переработку. В докладе представлено, что все технологические операции по обращению с ядерным топливом на Смоленской АЭС выполняются с полным учётом требований проекта и нормативных документов, действующих в настоящее время.

Применение шинопроводов

Комаров В.И.

*Межрегиональная общественная организация ветеранов концерна
«Росэнергоатом»*

Сегодня заказчики комплексно подходят к оценке всего проекта, обязательно учитывая не только стоимость оборудования, но и стоимость его монтажа, обслуживания и владения. С этой точки зрения шинопровод вне конкуренции: в эксплуатации он не требует какого-либо внимания, при этом срок службы шинопровода сравним со сроком службы всего объекта.

В укреплении позиции шинопровода также сыграло роль ужесточение правил противопожарной безопасности. Стоимость мероприятий по обработке кабеля специальными негорючими составами высока. Обработку необходимо обновлять, а специальные негорючие кабели типа ВВГнг и ВВВнг1_Б уже нельзя назвать дешевыми. А с сечениями 240 мм² и более их еще и очень трудно найти!

Все эти годы происходит постоянный рост энергопотребления: сечения кабелей увеличиваются и уже даже медные кабели далеко не везде способны передать необходимую мощность на нужное расстояние. Проблемой являются и минимальные радиусы изгиба кабелей: кабель занимает все больше места в крайне недешевых метрах нашего времени. Магистральные шинопроводы даже с алюминиевыми шинами не имеют таких проблем, так как элементы шинопроводов можно соединять под любым углом друг к другу. Окончательно изменил ситуацию рост цен на медь. Ведь для разводки внутри зданий в подавляющем большинстве применяют кабель именно с медными жилами. Шинопроводы с алюминиевыми шинами не сильно отличаются по габаритам от медных, выигрывая в цене до 40%.

В настоящее время широкое распространение получили системы распределения электроэнергии с применением высококачественных шинопроводных систем позволяющие в значительной степени снизить возникающие проблемы качества электроэнергии при эксплуатации на объектах строительства. Шинопроводные системы позволяют не только экономить финансовые средства на проектных и монтажных работах, но и являются единственным на данный момент энергосберегающим оборудованием удобными в эксплуатации и способным заменить кабельные системы.

Шинопроводные системы способны передавать значительные мощности на большие расстояния с гораздо меньшим падением напряжения на линии. Благодаря прямоугольному сечению проводников, шинопроводные системы имеют наименьшее индуктивное сопротивление цепи, тем самым уменьшая полную мощность потребляемую цепью, а,

следовательно, электрические потери. Применение распределительных шинопроводных систем в здании при прямоугольном сечении проводников снижает электромагнитное поле вокруг проводника с большим током. Электромагнитное поле, благодаря металлическому защитному кожуху практически полностью локализуется внутри шинопровода, и уже на расстоянии 5 см от корпуса шинопровода не будет давать никаких помех в информационных сетях. Кроме того, известно, что гармонические составляющие тока являются затухающими, а прямоугольное сечение проводника «гасит» наводимые нелинейной нагрузкой токи высших гармоник, гораздо быстрее и эффективнее, чем кабельные системы, тем самым снижая потери на нагрев при передаче электроэнергии и также позволяя «выравнивать» синусоиду тока без применения специализированного дорогостоящего электронного оборудования.

Паротурбинные установки. Повышение эффективности

Пирогов А.А.

Ленинградская АЭС-2

1. Для быстроходных турбин длина рабочей лопатки последней ступени 1150-1250 мм с точки зрения экономичности последней ступени является предельной.

2. Для Кольской АЭС с турбиной К-220-44 оптимальная длина рабочей лопатки последней ступени равняется 1150 мм. Изначальный переход с рабочей лопатки длиной 860 мм на рабочую лопатку длиной 1150 мм является оптимальным с точки зрения эффективности, нежели переход с 860 мм на 1030 мм, как это было сделано в рамках Федеральной программы.

3. Для Ленинградской АЭС с турбиной К-500-65/3000 оптимальная длина рабочей лопатки будет находиться в диапазоне 1150-1250 мм.

Программное средство формирования картограмм загрузки и визуализации активной зоны, систем ее контроля Visual Reactor Core Control (VRCC)

Легких Р.Ю.

Ленинградская АЭС, Ленинградское РО МООВК, Сосновый Бор

Во время этапов ввода в эксплуатацию и дальнейшей промышленной эксплуатации блоков ВВЭР-1200 проекта В-491 Ленинградской АЭС персоналу отдела ядерной безопасности и надежности Ленинградской АЭС-2 необходима представление информации в форме картограммы активной зоны. Для дополнения функций штатных программных средств, с возможностью отображения картограмм (программный

комплекс КАСКАД, программа «Имитатор реактора» (ИР) входящая в состав системы комплексного анализа), разработано программное средство (ПС) VRCC – Visual Reactor Core Control (Визуализация Активная зона реактора Контроль).

ПС VRCC включает в себя четыре независимых программных модуля:

1. Модули Имитационная зона и Ядерное топливо:

- позволяют моделировать последовательность загрузки/выгрузки ядерного топлива (имитаторов ТВС) с учетом их типов, как в автоматизированном (с шагом по времени 1 с) так и ручном режиме (после каждого шага загрузки выдается сообщение с запросом продолжить или завершить загрузку);
- позволяют формировать картограммы загрузки/выгрузки ядерного топлива (имитаторов ТВС), с заводским номером ТВС и ПС СУЗ оперативно изменять их в случае необходимости;
- позволяет отображать различные типы ТВС (ИТВС) на картограмме, расположение твэлов в ТВС, распределения групп органов регулирования системы управления и защиты (ОРСУЗ).

Модули «Имитационная зона» и «Ядерное топливо» могут быть использованы для формирования различных картограмм активной зоны, а также дополнительного контроля загрузки имитационной зоны и ядерного топлива во время проведения процесса перегрузки на рабочем месте контролирующего физика.

2. Модуль АКНП-СВРК консолидирует информацию по расположении датчиков СВРК и АКНП и отображает в удобном для восприятия виде.

3. Модуль «Параметр» представляет собой картограмму реактора ВВЭР-1200 на которой можно отобразить любой параметр, сопровождающийся выделением цветом графического изображения ТВС (или ИТВС) с учетом его значения (цвет меняется от меньшего значения к большему), а также визуализация любого из 6 секторов симметрии, так как равномерность распределения параметров активной зоны в реакторах ВВЭР часто рассматривается в пределах сектора симметрии.

Во время сооружения блоков Ленинградской АЭС ПС VRCC уже является незаменимым помощником при рассмотрении и согласовании программ загрузки имитационной зоны реактора, первой загрузки штатной активной зоны реактора, программ и методик испытаний СВРК и АКНП, разработке эксплуатационных документов требующих наличие картограмм, а также может решать задачу оперативного обучения персонала с учетом специфики проекта АЭС-2006 В-491. В среднесрочной перспективе разработанное программное средство

может быть дополнено рядом функций и модулей по мере поступления необходимых задач.

Использование ПС VRCC дополняет штатные программные средства и позволяет свести к минимуму вероятность ошибки персонала при выполнении работ, связанных с загрузкой активной зоны и проведением обработки измеренных и расчетных параметров активной зоны.

Исследование динамики накопления дефектов кристаллической структуры графита реактора АДЭ

Скляр А.А.

Ленинградская АЭС

Применение графита, в качестве замедлителя в реакторах АДЭ, обуславливается его свойствами, а именно малым сечением поглощения нейтронов и высокой замедляющей способностью.

Под действием нейтронного излучения в кристаллической структуре графита образуются точечные дефекты (пары Френкеля), которые под действием сопутствующего гамма-излучения и температуры облучения могут либо рекомбинировать, либо группироваться в более сложные дефекты. Общее количество накопленных в графите дефектов определяет величину запасенной энергии Вигнера. Накопленная энергия - это упругая энергия кристаллической решетки, связанная с ее искажением за счет образующихся в ней радиационных дефектов.

Количество запасенной графитом энергии прямопропорционально количеству точечных дефектов, что позволяет определить зависимость постоянной рекомбинации точечных дефектов от температуры облучения

В ходе работы были получены зависимости накопленной энергии от времени эксплуатации графита при заданной температуре, от времени остановки реактора, от времени работы реактора на мощности, а так же зависимость выделения запасенной энергии при отжиге графита.

Анализ расчетных результатов позволяет сделать вывод о том, что выбранная расчетная модель, полученные в ходе работы многогрупповые параметры и аппроксимационные зависимости постоянной рекомбинации точечных дефектов от температуры графита удовлетворительно описывают процесс дефектообразования в кристаллической структуре графита при облучении.

Полученные результаты могут найти применение в ядерной промышленности, а в частности в проектировании защиты перспективных проектов реакторов, в продлении срока эксплуатации графита.

Разработка технологии переработки донного ила для экологического восстановления Цимлянского водохранилища

Гуляев М.В.

Ростовская АЭС

Экологическая безопасность и рациональное использование водных объектов как источников чистой воды в прямой степени зависит от степени их загрязненности и заиленности донными отложениями. Заиление водохранилищ является результатом отложения наносов, приносимых притоками и образующихся от разрушения берегов.

Цимлянское водохранилище (ЦВ) является единственным источником питьевого водоснабжения города Волгодонска и технического водоснабжения предприятий города. В районе водохранилища проживает 458 тыс. человек, находится более 70 санаториев и баз отдыха.

В настоящее время происходит заиление водохранилища, что приводит к нарушению его экологической безопасности. Фактический объем донных отложений на 2003 год составил 822 млн. м³. Наибольший объем донных отложений наблюдается в Приплотинном участке водохранилища, в зоне которого находится город Волгодонск и располагается крупнейший энергетический объект – Ростовская АЭС. Водохранилище является единственным источником питьевого водоснабжения г. Волгодонска и технического водоснабжения предприятий города. В районе водохранилища проживает 458 тысяч человек, находится более 70 санаториев и баз отдыха. Для поддержания устойчивости эксплуатации ЦВ необходимо осуществлять локальную очистку его дна. При решении данной проблемы необходимо вырабатывать и применять новые подходы и методы.

Донные отложения являются природным продуктом, обладающим рядом ценных свойств, то предлагается извлекать донные отложения из водохранилища и перерабатывать в удобрения. Тот факт, что в Ростовской области нет предприятий, осуществляющих очистку водных объектов от донного ила и его переработку, дает широкие возможности развития данного сегмента рынка.

Для переработки донного ила, являющегося высоко влажным материалом органического происхождения, предложена комплексная технология, состоящая из комплекса добычи донного ила из водохранилища и комплекса производства высокоэффективных удобрений.

Комплекс добычи донного ила из водохранилища включает такие узлы как сбор и транспортировка ила из водохранилища, а так же узел обезвоживания. Комплекс производства высокоэффективных удобрений на основе донного ила состоит из таких узлов как подготовка донных отложений к переработке, переработке донного ила в готовый продукт, пылеулавливания, упаковки готовой продукции.

Таким образом, донный ил, переработанный по предложенной схеме можно использовать при производстве экологически чистых удобрений, кормовых добавок, добавок для рекультивации почв. Реализация предложенной технологии позволяет решить проблему заилиения ЦВ, а так же извлекать материальные выгоды из добываемого ила.

Автоматизированная система безударного плавного пуска главного циркуляционного насоса ЦВН-8 реакторной установки РБМК-1000

Чернов И.С., Смоленская АЭС

Кузиков С.В., ФГУП ВЭИ, г.Москва

Вступление, постановка задачи

В настоящее время на блоках РБМК-1000 осуществляется прямой пуск электродвигателей ГЦН, без применения систем плавного пуска, что имеет определенные недостатки:

1. 6-8 кратный бросок пускового тока, сопровождаемый нагревом и износом элек-трической части ВДА
2. Вероятность возникновения дуги в БРНО
3. Значительный провал напряжения секции собственных нужд
4. Ограничение на количество пусков в промежуток времени
5. Знакопеременные моментные нагрузки на механическую часть насосного агрегата в целом.

Цель и задачи работы

Предложение обеспечить в автоматическом режиме плавный безударный пуск ГЦН типа ЦВН-8, комплексно применяя УПП на энергоемком агрегате ЦВН-8, с сохранением эксплуатационных параметров для увеличения энергоэффективности и ресурсных характеристик насосного агрегата в целом.

1. Провести анализ, сравнение и выбор топологии существующих устройств плавного пуска;
2. На основании экспериментальных данных, полученных путем испытаний вы-бранного УПП, построить осциллограммы работы двигателя от УПП и сделать выводы о его работе;
3. Указать недостатки выбранного устройства плавного пуска;
4. Предложить техническое решение для избавления от недостатков УПП;

Технология решения проблемы

Для решения данной проблемы выбрана технология плавного пуска за счет применения фазно-частотного преобразователя тока и напряжения.

Новизна применяемой технологии

Технология фазно-частотного управления асинхронным двигателем в настоящее время является самым эффективным и прогрессивно развивающимся направлением.

Особенности выбранного устройства плавного пуска

Дополнение тиристорного конвертора тока вспомогательным транзисторным коммутатором. Отсутствие датчика скорости, за счет применения блока подстраиваемой модели.

Исследования, подтверждающие работоспособность системы

Было проведено моделирование процесса запуска электропривода в среде MATLAB, полученные осциллограммы более 10 кратное уменьшение знакопеременных бросков момента, уменьшение пусковых токов до номинальных значений.

Решение для устранения недостатка устройства плавного пуска ВПЧС-6-660

Существенным недостатком УПП ВПЧС-6-660 является генерация гармоник в питающую сеть. Для решения проблемы предлагается использовать активный фильтр высших гармоник.

Вывод

В результате проделанной работы были достигнуты поставленные цели в режиме моделирования, проведены все необходимые расчеты и испытания. Результаты которых говорят о положительных эффектах применения системы безударного плавного пуска для электропривода главного циркуляционного насоса типа ЦВН-8.

Моделирование вибрационных процессов реакторов ВВЭР

Аксенов К.В.

Ленинградская АЭС

Важная роль в обеспечении надежной и безопасной работы реакторной установки принадлежит защите оборудования реактора от усталостных повреждений, которые могут возникнуть вследствие аномального вибрационного состояния. Оборудование реакторной установки при работе энергоблока постоянно подвергается динамическим нагрузкам вследствие воздействия вынуждающих сил вибрации, главными источниками которых являются пульсации давления теплоносителя, вызванные работой главных циркуляционных насосов. В реакторных установках типа ВВЭР основным узлом фиксации и дистанционирования внутрикорпусных устройств (ВКУ) является шахта внутрикорпусная, обеспечивающая распределение потока теплоносителя внутри корпуса реактора и являющаяся основным конструктивным элементом, характеризующим вибрационное состояние внутрикорпусных устройств. Контроль за вибрационным состоянием

шахты внутрикорпусной должен на ранней стадии выявить и охарактеризовать изменение условий закрепления оборудования РУ, что позволит предупредить аномальные вибрационные состояния, повысит надежность и качество эксплуатации энергоблока.

В условиях ограниченности детекторного оснащения, что связано как с проектными ограничениями, так и с жесткими эксплуатационными условиями, наиболее важным является получение точных данных о вибрационном состоянии оборудования с помощью имеющихся детекторов. Поставленной задачей является реконструкция колебаний реактора и ВКУ для получения более детальных характеристик колебательного процесса, чем получаемые при спектральном анализе усредненные характеристики условно стационарного детерминированного вибрационного процесса. Помимо усредненных спектральных и статистических оценок сигналов (амплитуда, частота, когерентность, фаза), стандартно используемых в системах вибрационного контроля, более глубокий анализ данных на основе реконструкции колебаний корпуса реактора в пространстве и реконструкции траектории колебаний шахты в горизонтальной плоскости, позволяет дополнительно контролировать не только форму, направление, амплитуду, симметрию колебаний, но и получать более информативные характеристики о состоянии объекта контроля, например наглядно интерпретировать изменения спектральных характеристик, определять жесткость фиксации шахты в различных узлах крепления по высоте и по азимуту, исследовать вынуждающие силы и силы демпфирования колебаний и их изменения, проводить на основе полученных характеристик вибрации математическое моделирование колебаний шахты и анализ устойчивости ее движения на основе старшего показателя функции Ляпунова.

Таким образом, предложенный в работе практический подход позволяет на основе анализа траектории виброперемещений оборудования с использованием современной вычислительной техники и специальных программных средств выполнять дополнительное наблюдение и контроль за вибрационным состоянием оборудования реактора, что повысит качество и надежность эксплуатации энергоблока. Полученные при помощи математического моделирования данные о вибрационном состоянии РУ позволяют оценить влияние жесткости фиксации шахты внутрикорпусной и изменение характеристик вынуждающих вибрации сил на вибрационное состояние системы, а также оценить устойчивость системы и определить параметры, при которых устойчивость системы будет нарушена.

Определение возможности самозапуска электроприводов ГЦН при кратковременном сбое питания

Тугов А.С.

Ленинградская АЭС

Электродвигатели имеют возможность самозапуска и электроприводы ГЦН не исключение.

В данный момент даже кратковременные - десятые доли секунд - перерывы питания на ГЦН ведут к переключению на резервную секцию собственных нужд, при отсутствии питания и от резервной секции происходит срабатывание системы заглушения реактора БСМ (быстрое снижение мощности). Данная ситуация приводит к огромным убыткам. При использовании магнитного пускателя, в случае кратковременного резкого понижения или исчезновения напряжения, это устройство дает возможность сохранить в работе электродвигатель и обеспечить его самозапуск при восстановлении напряжения.

Подготовка оригинал-макета осуществлена в Акционерном обществе
«Электрогорский научно-исследовательский центр
по безопасности атомных электростанций»
(АО «ЭНИЦ»)

142530, г. Электрогорск Московской обл., ул. Св. Константина, 6