

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

**Девятая международная
научно-техническая конференция**

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

ТЕЗИСЫ ДОКЛАДОВ

Москва, 21–23 мая 2014 года

СОДЕРЖАНИЕ

Пленарное заседание	3
Секция 1. Безопасная и эффективная эксплуатация АЭС	33
1.1. Эксплуатация, техническое обслуживание и ремонт АЭС с ВВЭР, РБМК, БН и ЭГП-6	34
Эксплуатация АЭС с реакторами ВВЭР	34
Эксплуатация АЭС с реакторами РБМК, БН, ЭГП-6	38
Техническое обслуживание, ремонт и монтаж оборудования АЭС	48
1.2. Инженерная поддержка эксплуатации АЭС	62
Диагностика, повышение надёжности тепломеханического оборудования, модернизация и продление срока эксплуатации энергоблоков АЭС	62
Повышение надёжности электротехнического оборудования, систем контроля и управления	78
Материаловедение и контроль металла	98
Обращение с РАО и ОЯТ, вывод из эксплуатации энергоблоков АЭС	111
<i>Совещание по тематике «Обращение с РАО, вывод из эксплуатации энергоблоков АЭС»</i>	111
<i>Совещание по тематике «Обращение с ОЯТ»</i>	137
Пожарная безопасность	149
1.3. Радиационная безопасность, экология АЭС, противоаварийная готовность	163
Секция 2. Экономика атомной энергетики	181
Секция 3. Развитие атомной энергетики	199
3.1. Создание новых энергоблоков АЭС	200
3.2. Перспективные проекты энергоблоков АЭС	228
Секция 4. Международное сотрудничество в целях обеспечения безопасности АЭС	235
Секция 5. Кадровый ресурс атомной энергетики	249
5.1. Подготовка молодых специалистов для АЭС	250
5.2. Традиции и опыт ветеранов — молодым	271

*Материалы сборника тезисов конференции представлены
в авторской редакции*

ПЛЕНАРНОЕ ЗАСЕДАНИЕ

Обеспечение безопасности и повышение эффективности атомной энергетики России

Асмолов В.Г.

ОАО «Концерн Росэнергоатом»

В докладе представлена информация об опыте безопасной эксплуатации блоков АЭС Российской Федерации и основных итогах за 2013 год. По состоянию на 01.01.2014 в эксплуатации находились 33 энергоблока общей мощностью 25,2 ГВт. (эл.). Суммарное производство электроэнергии атомными станциями России в 2013 году составило 172,2 млрд кВт·ч (около 16,5% общего объема производства электроэнергии в России). Коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) составил 77,9%.

Достижение таких показателей обеспечено работами, направленными на повышение уровня безопасности и надежности эксплуатации энергоблоков АЭС, повышение эффективности производства электроэнергии, на совершенствование технического обслуживания и ремонта, на модернизацию, продление срока службы энергоблоков действующих АЭС, совершенствование структуры управления.

В докладе рассмотрены мероприятия, способствовавшие повышению эффективности работы АЭС, приведена динамика нарушений в работе АЭС и состояния радиационной безопасности на АЭС России, а также сформулированы задачи и технико-экономические цели для атомной генерации Концерна на 2014 год.

В 2014 году основные параметры производственной программы ОАО «Концерн Росэнергоатом» следующие:

- целевой показатель выработки – 172,6 млрд кВт·ч;
- планируемое значение КИУМ – 75,9 %.

Особое место в докладе занимают мероприятия, проводимые ОАО «Концерн Росэнергоатом» и направленные на продление срока службы энергоблоков действующих АЭС. По состоянию на 01.01.2014 выполнены работы по продлению сроков эксплуатации 19 энергоблоков АЭС. Ведутся работы по продлению сроков эксплуатации на 10 энергоблоках АЭС.

Представлены сведения по графику перевода энергоблоков ВВЭР-100 на работу с повышенной мощностью 104% Nном.

Приводятся основные направления работ по целевой модернизации энергоблоков АЭС с целью повышения их безопасности и надежности и результаты этих работ.

Приведена информация по работам, связанным с восстановлением ресурсных характеристик РБМК.

Приведены этапы и основные результаты работ по реализации концепции вывода из эксплуатации энергоблоков АЭС.

В докладе также приведена информация о текущем состоянии сооружаемых АЭС и планах по сооружению АЭС в горизонте до 2030 года.

В докладе сформулированы выводы из уроков аварии на АЭС «Фукусима» и отмечены некоторые меры, принятые на российских АЭС с целью недопущения развития подобных аварий.

Приводится информация по сотрудничеству с ВАО АЭС, в том числе по созданию Регионального кризисного центра Московского центра ВАО, по партнерским проверкам ОАО «Концерн Росэнергоатом» и атомных станций.

В докладе приведена информация по миссиям OSART на АЭС, в частности, приведены результаты контрольного визита OSART на Смоленской АЭС.

Основные выводы доклада следующие:

- руководством и коллективом ОАО «Концерн Росэнергоатом» обеспечена безопасная эксплуатация энергоблоков АЭС России;
- ОАО «Концерн Росэнергоатом» доказана способность адекватно, быстро и эффективно реагировать на новые вызовы в области безопасной эксплуатации АЭС;
- система обеспечения безопасности российских АЭС, основанная на концепции глубокоэшелонированной защиты, не нуждается в пересмотре и является основой технической политики эксплуатирующей организации ОАО «Концерн Росэнергоатом»;
- ОАО «Концерн Росэнергоатом» в полной мере обеспечивает выполнение полномочий и ответственности эксплуатирующей организации, определенных законодательством Российской Федерации в области использования атомной энергии.

Полувековой опыт работы Нововоронежской АЭС

Федоров А.И., Щукин А.П., Витковский С.Л., Витковский И.Л.

Нововоронежская АЭС

Сидоренко В.А., Журбенко А.В.

ФГБУ НИЦ «Курчатовский институт»

Топчиян Р.М.

АЭП

Никитенко М.П.

ОАО ОКБ «Гидропресс»

В докладе представлена информация об опыте безопасной эксплуатации Нововоронежской АЭС с момента пуска первого блока мощностью 210 МВт в конце сентября 1964 г., который уже в декабре 1964 г. достиг проектной мощности. Реактор первого блока Нововоронежской АЭС был водо-водяной, где замедлителем нейтронов и теплоносителем

являлась обычная вода. Опыт эксплуатации первого блока позволил доработать проектные и конструкторские решения, которые привели к улучшению распределения энерговыделения по активной зоне с использованием борного регулирования.

В 1969 г. введён в эксплуатацию второй блок Нововоронежской АЭС проектной мощностью 365 МВт с использованием борного регулирования на основе новых исследований и инженерных разработок. В декабре 1971 г. введён в эксплуатацию третий блок мощностью 440 МВт и Нововоронежская АЭС стала самой крупной не только в Советском Союзе, но и в Европе: её мощность составила 1015 МВт. Четвёртый блок, также мощностью 440 МВт, введён в эксплуатацию в 1972 г. В конце первого квартала 1973 г. он достиг полной проектной мощности. В 1980 г. введён в эксплуатацию пятый энергоблок, как первый головной образец с реактором ВВЭР-1000 с двумя турбинами по 500 МВт.

Особое место в докладе занимают изменения и конструктивные решения по совершенствованию оборудования и систем энергоблоков Нововоронежской АЭС, внесённые в процессе эксплуатации:

- развитие твэла и конструкции ТВС (от твэла первого блока к твэлам и твэгу пятого блока);
- развитие ОР СУЗ (особенности ОР СУЗ 1, 2, 3-4 и 5 блоков, изменение комплектации групп ОР СУЗ на третьем и пятом блоках для оптимизации распределения энерговыделения);
- развитие проектирования топливных загрузок (от out-in-in к in-in-out);
- исследования в «горячей камере» Нововоронежской АЭС (сопровождение внедрения новых видов топлива);
- развитие систем обращения с ядерным топливом и внедрение систем обращения с негерметичными ОТВС ВВЭР-440;
- совершенствование охлаждения активных зон реакторов 3 и 4 блоков;
- совершенствование методов диагностики и контроля металла при выявлении различных типов дефектов и опыт использования нового оборудования.

В докладе приводятся материалы по модернизации и продлению эксплуатации 3, 4 и 5 блоков Нововоронежской АЭС сверх 30-летнего срока с обоснованием остаточного ресурса элементов энергоблоков, важных для безопасности.

Решение научно-технических задач эксплуатации быстрых реакторов — от БН-600 к БН-800

Баканов М.В.

Белоярская АЭС

Длительная эксплуатация энергоблока БН-600 и результаты научно-исследовательских работ, проведенных в условиях эксплуатации, имеют первостепенное значение как для повышения безопасности и совершенствования эксплуатации действующей АЭС, так и для выбора и обоснования конструктивных и схемных решений при проектировании энергоблоков следующих поколений. В условиях эксплуатации проверяется не только соответствие реальных и проектных характеристик, режимов работы оборудования, но также могут быть обнаружены новые эффекты натурального объекта, которые не выявляются при испытаниях на стендах и установках меньшего масштаба, и возможности использования резервов оборудования.

Энергоблок с реактором БН-600 успешно эксплуатируется с 1980 года. За период эксплуатации были решены поставленные при его создании задачи:

- Длительные ресурсные испытания крупногабаритного оборудования, работающего в натрии, освоение натриевой технологии;
- Отработка и совершенствование режимов эксплуатации, систем контроля и управления энергоблока.

Основные цели проекта БН-800:

- Восстановление опыта разработки и изготовления крупногабаритного оборудования (реактор, парогенератор);
- Отработка технологий замкнутого топливного цикла, в первую очередь — освоение смешанного уран-плутониевого топлива.

За 34 года эксплуатации БН-600 выполнена главная задача — освоена эксплуатация мощного энергоблока с быстрым натриевым реактором и натриевыми парогенераторами. Достигнутый уровень эксплуатационной надежности характеризуется средним годовым КИУМ, который за последние годы работы был на уровне ~ 80 %. За годы эксплуатации успешно решены и другие важные задачи:

- Проведены испытания 421 экспериментальных ТВС для исследований конструкционных материалов и конструкций различного типа;
- Выгорание топлива увеличено с 7 % до 12 % т.а.;
- Внедрен дополнительный способ регулирования распределения тепловой мощности реактора между петлями;
- Была реализована секторная система КГО (ССКГО), предназначенная для идентификации ТВС с негерметичными твэлами по обнаружению продуктов деления (источников запаздывающих нейтронов) в теплоносителе первого контура;

- Исследованы особенности теплогидравлики натриевых контуров, натриевой технологии, совершенствования и оптимизации теплогидравлических процессов и режимов.

Результаты проведенных научно-исследовательских работ направлены как на повышение безопасности действующего энергоблока, так и на выбор и обоснование конструктивных и схемных решений при проектировании и эксплуатации быстрых натриевых реакторов следующих поколений.

Освоены технологии ремонта и замены крупногабаритного реакторного и парогенераторного оборудования (72 модуля ПГ, 3 ЦНД, 6 ПЭН, 1 АПЭН).

Проведены длительные ресурсные испытания крупногабаритного оборудования, работающего в натрии.

Важнейший итог эксплуатации – обоснование сооружения новых энергоблоков с реакторами на быстрых нейтронах (БН-800, БН-К).

Восстановление ресурсных характеристик графитовой кладки реактора энергоблока № 1 Ленинградской АЭС

Перегуда В.И., Кудрявцев К.Г.

Ленинградская АЭС

В 2011–2012 годах 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. При этом фрагментации и потери несущей способности графитовых блоков не наблюдалось.

Механизм изменения формы и целостности графитовых блоков и кладки связан с появлением и развитием радиационных дефектов в кристаллической решетке графита и изменением напряженно-деформированного состояния графитовых блоков в процессе эксплуатации реактора.

Основными задачами работ по восстановлению ресурсных характеристик ГК были определены следующие:

- Достижение значений стрел прогиба топливных каналов (ТК) и рабочих каналов системы управления и защиты (РК СУЗ) менее 50 мм;
- Снижение скорости нарастания стрелы прогиба при эксплуатации до 15 мм/год.

Для решения этих задач была разработана и реализована технология восстановления работоспособности (ресурсных характеристик) графитовой кладки методом продольной резки ограниченного количества графитовых колонн. Для наибольшей эффективности уменьшения

стрелы прогиба после резки графитовых колонн, предполагалось использовать устройства-натяжители, позволяющие перемещать наиболее деформированные участки графитовых колонн в направлении от периферии к центру. При этом рассматривались варианты разрезки графитовых блоков на 2 и на 4 части. Выполнение резов на 4 части в диагональных рядах позволяет уменьшить стрелу прогиба сразу в двух направлениях.

С целью реализации данной технологии были выполнены следующие мероприятия:

- Разработан технологический процесс «Восстановления ресурсных характеристик элементов РУ энергоблока №1 Ленинградской АЭС» ТР 12.157.00.00;
- Создана организационная структура управления проектом на уровне ГК Росатом и Ленинградской АЭС;
- Разработано и поставлено на Ленинградскую АЭС оборудование для выполнения работ по ВРХ;
- Обоснована ядерная, радиационная безопасность и охрана труда при производстве работ по ВРХ.

Технология ремонтно-восстановительных работ включает в себя следующие основные операции (без учёта подготовительных операций и процедур восстановления технологической схемы РУ):

1. В каждой зоне восстановительных работ определяются следующие группы ячеек в рядах:

- ячейки, в которых осуществляется текущий контроль кривизны;
- ячейки, в которых производится резка графитовых колонн;
- ячейки для силового воздействия.

2. На ячейках производится измерение стрел прогибов.

3. В ячейках для выполнения резки графитовых блоков производится демонтаж обойм, калачей, сильфонов и ТК, компенсаторов сегментных (при необходимости).

4. Производится осмотр графитовой колонны с помощью ТВ-системы для определения состояния стыков графитовых блоков, размеров и азимутального положения трещин.

5. При необходимости производится закрытие зазоров в вертикальных стыках графитовых блоков.

6. Выполняется продольная резка графитовых блоков с удалением продуктов резки.

7. После продольной резки выполняется контроль правильности выполнения резов, «дорезанности» графитовых блоков, наличия фрагментов графита в ячейке (клиньев), смыкания резов. В случае наличия в ячейке фрагментов графита выполняется очистка ячейки и удаление

фрагментов. Допускается удаление фрагментов графита из ячейки путем продольной резки фрагментов фрезами различных диаметров.

8. В ячейках для силового воздействия производится осушение технологических каналов, устанавливаются устройства—натяжители и производится силовое воздействие на ячейки.

9. На ячейках для контроля производится измерение стрел прогибов.

10. Выполняется калибровка фрагментированной ГК под монтаж ТК, осмотр и очистка ячейки.

11. Производится монтаж ТК, сильфонов, калачей и обойм.

12. После завершения работ на ячейках зоны производится их загрузка ТВС.

Основные результаты работ по восстановлению ресурсных характеристик на энергоблоке № 1 Ленинградской АЭС:

1. Реализация комплекса мероприятий по восстановлению ресурсных характеристик реакторной установки позволяет продолжить эксплуатацию энергоблока №1 Ленинградской АЭС на приемлемом уровне безопасности.

2. Достигнуты целевые значения стрел прогиба топливных каналов (ТК) и рабочих каналов системы управления и защиты (РК СУЗ) установленные «Регламентом (типовой программой) эксплуатационного контроля технологических каналов, каналов СУЗ и графитовой кладки реакторов РБМК-1000 4.064 ПМ.

3. Создан комплекс уникальных технических средств для выполнения работ по обработке графитовой кладки и восстановлению стрелы прогиба топливных каналов и каналов СУЗ.

4. Созданная на ЛАЭС технологическая концепция с успехом применена на энергоблоке №2 Курской АЭС и может применяться впоследствии для всех энергоблоков с реакторами типа РБМК-1000.

Эксплуатация энергоблоков Балаковской АЭС с использованием 18-месячного топливного цикла

Бессонов В.Н.

Балаковская АЭС

В докладе представлены результаты опытно-промышленной эксплуатации Балаковской АЭС при переходе на 18-месячный цикл, приведен объем выпущенных обосновывающих материалов, результаты расчетов вероятностного анализа безопасности (ВАБ), а также перечень выполненных мероприятий, модернизаций и проблемные вопросы при переходе на 18-месячный топливный цикл.

В табличном и графическом виде приведены технико-экономические показатели Балаковской АЭС, достигнутые в 2013 году, а также прогнозируемые по окончании перехода на стационарный 18-месячный топливный цикл.

Сравнение технико-экономических показателей 12-месячного и 18-месячного топливных циклов подтверждает экономическую целесообразность перехода на 18-месячный топливный цикл, при этом показано, что топливная составляющая себестоимости электроэнергии возрастает, но, тем не менее, за счет снижения составляющей постоянных издержек, полная себестоимость электроэнергии снижается, а среднегодовая прибыль увеличивается.

Из представленных в докладе результатов вероятностного анализа безопасности (ВАБ) делается вывод о том, что переход на 18-месячный топливный цикл является обоснованным и приводит к повышению уровня безопасности. Подтверждением этого является уменьшение значения частоты повреждения активной зоны для 18-месячного цикла по сравнению с 12-месячным топливным циклом.

В докладе отмечена целесообразность работы Балаковской АЭС в 18-месячном топливном цикле, особенно в условиях проведения глобальных модернизаций, требующих равномерного распределения больших финансовых затрат и в условиях дефицита людских ресурсов. В данных условиях появляется возможность варьировать длительности топливных кампаний в пределах от 260 до 510 эффективных суток и тем самым исключать совмещение проведения ППР различных энергоблоков внутри отдельной АЭС.

В докладе представлены показатели надежности оборудования Балаковской АЭС, сведения о дефектах, зарегистрированные при переходе на 18-месячный топливный цикл. Эксплуатационные статистические данные свидетельствуют о том, что в начальный период кампании при приработке оборудования после пуска блока наблюдается относительно большее количество отказов оборудования, чем в оставшийся период, но в целом кривая интенсивности отказов не имеет тенденции к увеличению на интервале длительности кампании свыше 12 месяцев.

В докладе представлены данные характеризующие безопасную, надежную и эффективную эксплуатацию ядерного топлива. Приведенные величины активности теплоносителя первого контура по реперным радионуклидам, данные по геометрической стабильности ТВС на энергоблоках Бал АЭС свидетельствуют, что снижения надежности ядерного топлива при работе в топливных кампаниях свыше 12 месяцев не отмечается.

В заключении рассмотрены показатели безопасности, достигнутые на энергоблоках Бал АЭС в 2013 году при использовании 18-месячного топливного цикла, и сделан вывод о том, что полученный к настоящему моменту положительный опыт эксплуатации в увеличенных топливных циклах может быть использован для корректировки и внесения соответствующих изменений в федеральные нормы и правила.

Разработка и усовершенствование ядерного топлива для активных зон энергетических установок

Лавренко П.И., Долгов А.Б.

ОАО «ТВЭЛ»

ОАО «ТВЭЛ» является поставщиком российского ядерного топлива, обеспечивая потребности 17% мирового рынка и 45% мирового рынка обогащения урана. Среди потребителей ядерного топлива ОАО «ТВЭЛ» – исследовательские, транспортные и промышленные реакторы, зарубежные АЭС с реакторами ВВЭР, PWR и BWR. В рамках Топливной компании Росатома ОАО «ТВЭЛ» объединяет в себе научно-технический блок (ВНИИНМ, ННКЦ, Центротех-СПб, ОКБ-Нижегород), блок изготовления ГЦ (КПЗ, Точмаш, УЗГЦ, Уралприбор), Конверсию и обогащение (АЭХК, УЭХК, СХК, ЭХК) и блок фабрикации ядерного топлива (МСЗ, НЗХК, ЧМЗ и МЗП).

Основными задачами корпорации «ТВЭЛ» при выпуске продукции являются:

- удовлетворение требований Потребителей по эксплуатационным характеристикам и улучшению технико-экономических показателей ядерного топлива;
- обеспечение необходимого уровня безопасности при использовании и изготовлении ядерного топлива;
- повышение конкурентоспособности и расширение рынка сбыта продукции.

Достижение указанных целей достигается путем решения следующих задач:

1. Разработка конструкции ТВС, отвечающей требованиям надежной, безопасной и экономически эффективной эксплуатации;
2. Разработка новых и совершенствование имеющихся топливных композиций и конструкционных материалов;
3. Совершенствование технологии изготовления топлива, конструкционных материалов и топливных кассет;
4. Снижение консерватизма обоснования активных зон, развитие расчетных кодов и методик.

В течение последних лет в результате выполненного с привлечением ведущих предприятий отрасли большого объема НИР, ОКР и ТР разработаны, внедрены и успешно эксплуатируются на АЭС новые виды ядерного топлива для основных типов энергетических реакторов:

- для ВВЭР-1000 – ТВСА-PLUS и ТВС-2М и их модификации;
- для ВВЭР-440 – РК и ТВС 2-го поколения с повышенным обогащением топлива и РК-3,

Технико-экономические характеристики (выгорание топлива, длительность эксплуатации и топливные циклы, и т.д.) находятся на уровне мировых производителей ядерного топлива для энергетических реакторов.

Проводится дальнейшая работа по развитию и совершенствованию конструкций твэлов и ТВС, по конструкционным и топливным материалам, которая позволит обеспечить Потребителей эффективным топливом.

Проблемы безопасности атомной энергетики

Большов Л.А.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН

Для предотвращения катастрофы необходимо понимать, в чем она состоит. Большое землетрясение, цунами уносят многие жизни: сто, тысячу, десятки тысяч. Тайфун ограничивается десятками жизней. Десятки жизней за раз уносят взрывы в шахтах. Ежегодно это число – десятки тысяч. На химических заводах потери могут исчисляться тысячами, как в Бхопале.

Крупнейшие аварии на атомных станциях считаны на пальцах одной руки и не приводили к потерям жизни населения (Три Майл Айленд, Чернобыль). Последняя авария на Фукусиме обошлась вообще без жертв, а Великое Восточное землетрясение 2011 г. вместе с цунами унесло 20 000 человек. Число упоминаний данного землетрясения в печати намного меньше числа упоминаний аварии на Фукусиме. Следовательно, для атомных аварий дело явно не в числе потерь: потери жизней нулевые, а бедствие воспринимается как на порядки масштабнее крупнейшего цунами.

Напрашивается вывод: представление о последствиях атомных аварий на порядки, превышающее реальный ущерб, неразрывно связано с неадекватным восприятием опасности радиации подавляющим большинством общества.

Прежде всего, пора сформулировать более точно основную цель обеспечения безопасности атомной энергетики – предотвращение ударов по обществу, которые могут и не сопровождаться потерями жизней или здоровья.

Для достижения поставленной цели необходимо решить две взаимодополняющие задачи. Первая задача, снижение вероятности тяжелой аварии до приемлемого уровня, одновременно обеспечивая национальные и международные системы аварийного реагирования. Важнейший элемент системы национальные центры научно-технической поддержки, осуществляющую поддержку принятия решений и информирования СМИ на государственном уровне. В России система аварийного реагирования находится на высоком уровне. Пример ее реагирования на Фукусимскую аварию будет представлен.

Вместе с тем, существует и вторая задача, которая на наш взгляд осознана еще далеко не достаточно. А именно, образование населения, приведение его в данном вопросе в цивилизованное состояние. На наш взгляд образованием населения должно заниматься государство. Реально не в одиночку, а согласованно с другими государствами. Если некая страна решила пойти по пути создания и развития атомной энергетики, и правительство дало на это добро, правительство должно принимать на себя ответственность за защиту населения в данном вопросе. Международная конвенция по ядерной безопасности должна быть дополнена положением об образовании в области реальной опасности радиации.

Если вопрос образования населения решен, единственный ущерб от аварии ограничен стоимостью самой станции и стоимостью реабилитационных работ. Легко сделать расчеты, что этот ущерб покрывается полностью, если в общество взаимного страхования ядерных рисков войдут все атомные станции мира.

Перспективы развития и внедрения замкнутого топливного цикла

Пономарев-Степной Н.Н.

ОАО «Концерн Росэнергоатом»

Стратегическими целями развития российской атомной энергетики и ядерного топливного цикла является улучшение топливного баланса страны, повышение доли высокотехнологичных и наукоемких продуктов в ВВП, радикальное решение проблемы выбросов парниковых газов. Достижение этих целей предполагает активное наращивание атомной генерации в сфере электроэнергетики, а впоследствии и в сфере энергоемких промышленных технологий. Атомная энергетика будет воспринята обществом при гарантированном обеспечении требований по безопасности, физической защите и экономической конкурентоспособности.

При масштабном развитии нынешней ядерной энергетики проявляются ее системные проблемы. Уже на ближайшем этапе, это непрерывно возрастающее количество отработанного ядерного топлива;

в долгосрочной перспективе, это ограничение ресурса топлива из-за низкой эффективности использования природного урана. Системное решение этих проблем заключается в формировании двухкомпонентной ядерной энергетической системы с реакторами ВВЭР и БН, работающими в замкнутом ядерном топливном цикле. Наряду с наращиванием мощностей АЭС с реакторами ВВЭР в соответствие с действующей инвестиционной программой для формирования такой ядерной энергетической системы уже в ближайшие десятилетия должны быть разработаны и задействованы новые ключевые элементы. Это. Головной энергоблок и малая серия АЭС с реакторами БН-1200, которые должны быть ориентированы на работу в составе промышленного энергокомплекса совместно с предприятиями замыкания топливного цикла. Реактор БН-1200 обеспечивает в этой системе расширенное воспроизводство топлива и будет использовать регенерат от переработки ОЯТ ВВЭР и БН. Централизованный промышленный комплекс замыкания ядерного топливного цикла, включающий хранение и переработку ОЯТ ВВЭР, переработку ОЯТ БН, рецикл топлива в БН и ВВЭР, кондиционирование и изоляцию РАО. Функцию опытно-промышленной отработки технологии замыкания топливного цикла должен выполнить энергоблок с РУ БН-800 в сочетании с соответствующими компонентами инфраструктуры ЗТЦ.

Натриевая технология для реакторов на быстрых нейтронах и МОКС топливо для БН и частичной загрузки ВВЭР рассматриваются как приоритетные технологии, так как могут обеспечить достижение необходимых технико-экономических характеристик, референтны и имеют опыт эксплуатации. На горизонте середины двадцатых годов решение о замещении в инвестиционной программе энергоблоков с ВВЭР энергоблоками с БН-1200 будет возможным при условии превышения затрат на сооружение и эксплуатационных затрат по сравнению с технологией ВВЭР не более, чем на 15%.

Работа энергоблоков АЭС на повышенном уровне мощности. Перспективы дальнейшего повышения мощности до 107-110%

Шутиков А.В.

ОАО «Концерн Росэнергоатом»

Одной из возможностей увеличения выработки электроэнергии на блоках АЭС с реакторами ВВЭР-1000 является повышение тепловой мощности РУ за счёт инженерных запасов оборудования с учётом фактических характеристик, полученных в результате его изготовления и зафиксированных в процессе эксплуатации.

В соответствии с Решением от 27.11.2003 НТС «Концерн Росэнергоатом» и секции №4 НТС Минатома России Эксплуатирующей

организацией совместно с генеральным проектантом, генеральным конструктором и научным руководителем проекта АЭС была организована работа по повышению тепловой мощности РУ действующих энергоблоков АЭС.

Начиная с 2004 г. ОАО «Концерн Росэнергоатом» ведет работы по повышению мощности действующих энергоблоков с ВВЭР сверх номинальной.

Госкорпорацией «Росатом» утверждена ПРОГРАММА по увеличению выработки электроэнергии на действующих энергоблоках АЭС ОАО «Концерн Росэнергоатом» на 2011–2015 годы, в которой определены шаги реализации задач повышения безопасности и увеличения производства электроэнергии на действующих блоках АС.

Одним из основных этапов повышения выработки электроэнергии является повышение тепловой мощности энергоблоков ВВЭР-1000 до 104% Нном.

Из десяти энергоблоков ВВЭР-1000 уже девять переведены на повышенный уровень мощности 104% Нном. Из них 7 находятся в опытно – промышленной и 2 в промышленной эксплуатации. На оставшемся блоке №4 КЛНАЭС испытания на 104% Нном запланированы в 2014 году.

В докладе отражены основные результаты повышения мощности ВВЭР-1000 до 104% Нном, показан объем обоснований и модернизации основного технологического оборудования, отмечено использование новых модернизированных ТВС.

Также в докладе рассмотрена тема повышения мощности до 107–110% Нном. Выполнен «Анализ технических возможностей и экономической целесообразности увеличения мощности на блоке №4 Балаковской АЭС». Результаты данного анализа свидетельствуют о принципиальной возможности работы блока на мощности 107–110% от номинального уровня. На основании выполненного анализа в соответствии с программой повышения эффективности деятельности ОАО «Концерн Росэнергоатом» разработан «План организационно-технических мероприятий по увеличению выработки электроэнергии за счет повышения тепловой мощности пилотного блока № 4 БАЛАЭС до 107-110% Нном и 18-месячной кампании реактора». В соответствии с планом выполнены НИОКР с целью обоснования и определения объема модернизаций и испытаний РУ В-320, также определена конструкция ТВС-2М с перемешивающими решетками с целью повышения запаса до кризиса теплоотдачи.

Следующие этапы реализации данного плана:

- Проведение сепарационных испытаний ПГ на $N = 80\%$ Нном при трех работающих петлях и определение уровня повышения мощности.

- Обоснование ТВС-2М с перемешивающими решетками для работы на $N = 110\% N_{ном}$.
- Обоснование модернизации ТА, ТГ и вспомогательного оборудования энергоблока.
- Получение одобрения Ростехнадзора на проведение работ по повышению мощности и модернизации.
- Выполнение модернизации РУ, ТА, ТГ и оборудования.
- Проведение испытаний на мощности $107-110\% N_{ном}$.
- Опытно-промышленная эксплуатация с последующим переводом в промышленную эксплуатацию энергоблока №4 БАЛАЭС.

По результатам опытно-промышленной эксплуатации на уровне мощности $107-110\% N_{ном}$ будет принято решение о дальнейшем распространении данного опыта на другие энергоблоки АЭС с реакторами ВВЭР-1000.

Реакторные установки ВВЭР средней мощности

Беркович В.Я., Никитенко М.П., Щекин И.Г., Петров В.В., Шмелев С.В., Веселов Д.О.
 ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»

Проект энергоблока с реакторной установкой средней мощности ВВЭР-600 разрабатывается на базе проектов АЭС-2006 и АЭС с ВВЭР-ТОИ.

В РУ ВВЭР-600 использованы схемные и конструкторские решения РУ «АЭС 2006» и «ВВЭР-ТОИ», базирующиеся на традиционной технологии ВВЭР подтвержденные многолетней эксплуатацией (более 1830 реакторо-лет) действующих энергоблоков АЭС с ВВЭР.

Проект разрабатывается, в качестве первоочередной меры по замещению мощностей действующих АЭС. Очевидно, что для сохранения и расширения рынков, занятых российскими проектами и предприятиями за рубежом необходимо обеспечить строительство головного энергоблока АЭС с ВВЭР-600 в России, поскольку к проекту АЭС средней мощности проявляли интерес зарубежные заказчики, имеющие ограничения по мощности энергосистем.

Реакторная установка (РУ) — двухпетлевая, тепловая мощность 1600 МВт.

Переход от шести- и четырехпетлевых к двухпетлевой РУ с ВВЭР позволяет:

- существенно уменьшить размеры здания реакторного отделения за счет уменьшения гермообъема (далее ГО):

АЭС с РУ ВВЭР-600	АЭС-2006	АР-600
36 м	44 м	39,6 м

- сократить количество единиц оборудования РУ (ПГ, ГЦНА, опорные конструкции, закладные) и как следствие — сократить количество обеспечивающих систем;
- уменьшить общую металлоемкость РУ;
- сократить сроки строительства и монтажа оборудования;
- сокращения физических объемов за счет применения новых технологий и модульных компонентов заводской готовности;
- сократить эксплуатационные затраты на контроль, обслуживание и ремонт оборудования;
- существенно снизить дозовую нагрузку на обслуживающий персонал.

Проект РУ ВВЭР-600 базируется на:

- максимальном заимствовании основного оборудования из проекта ВВЭР-1200;
- готовности российской промышленности к изготовлению оборудования;
- обеспечении безопасности на уровне поколения 3+;
- сроке службы РУ — 60 лет.

В Москве на совместном заседании НТС №1 Госкорпорации «Росатом» и НТС ОАО «Концерн Росэнергоатом» в 2013 году по вопросу «Сравнительного анализа технико-экономических характеристик двухблочных АЭС и АТЭЦ средней мощности» было отмечено:

«Одной из задач развития современной атомной энергетики является разработка эффективного энергоблока средней мощности.

Областями применения АЭС с такими энергоблоками являются районы, где использование традиционных органических источников энергии невозможно или затруднено, а линии электропередач отсутствуют или накладывают ограничения на мощность генерирующих установок».

ВВЭР со спектральным регулированием — путь к эффективному использованию U^{238}

Семченков Ю.М.

НИЦ «Курчатовский институт»

Мохов В.А.

ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»

Несмотря на большую сложность организации ядерного топливного цикла по сравнению с топливным циклом углеводородной энергетики существуют веские доводы в пользу развития ядерной энергетики (ЯЭ). Сопоставительные оценки динамики изменения основных составных частей источников энергии показывают, что максимальная

доля, которую сможет занять в конце XXI века ядерная энергетика, может составить около 30 % в энергопотреблении. Хотя такое развитие ядерной энергетики требует значительных инвестиций, в долгосрочной перспективе эффективность этих инвестиций будет постоянно возрастать. Полный потенциал ЯЭ деления может быть реализован только в системе, способной к эффективному использованию энергетического ресурса урана-238 и тория-232.

В ближайшее время необходимо решить вопрос о темпах воспроизводства ядерного горючего (а точнее об эффективном использовании энергоресурсов урана-238 и тория-232) в тепловых и быстрых реакторах: сколько должно быть бридеров в общем парке ядерных энергоисточников, каковы должны быть их характеристики воспроизводства на разных этапах развития. Срок службы новых энергоблоков АС составляет 60 лет, поэтому в этом веке ЯЭС будет содержать определенные доли тепловых (ТР) и быстрых (БР) реакторов.

Существенным и в определенной мере критическим фактором для принятия взвешенной технической политики на несколько десятилетий в России являются время и масштаб дальнейшего присутствия и доминирования в структуре ядерной энергетики технологии водяных корпусных реакторов на тепловых нейтронах с гибким (открытым, частично замкнутым, замкнутым) топливным циклом (U, Pu, Th). Это необходимо, так как объекты ядерной энергетики имеют большое время жизни (60 и более лет). Анализ обоснованности выбранных направлений развития технологии водяных корпусных реакторов, в частности обеспеченность их ресурсами топлива, должен рассматриваться на весь период времени жизни объектов. Необходимо продолжить поиск путей модернизации проектируемых и строящихся в настоящее время реакторов ВВЭР для конкурентоспособной работы в структуре атомной энергетике будущего в условиях исчерпания запасов дешевого природного урана и перехода к замкнутому ядерному топливному циклу с использованием смешанного таблеточного МОКС- и МИКС-топлива, а затем торий-уранового топлива для работы в замкнутом топливном цикле. Использование продуктов переработки ОЯТ в замкнутом топливном цикле ведет к экономии природного урана, доступные ресурсы которого ограничены.

Дальнейшее развитие направления тепловых реакторов связано с созданием мощностного ряда энергоблоков, улучшением топливоиспользования при работе в открытом ядерном топливном цикле (расход природного урана не более 130 т на ГВт(э)*год), повышением коэффициента воспроизводства топлива при работе в замкнутом ядерном топливном цикле (до КВ~0,8), сокращением времени строительства и запуска новых энергоблоков, повышением эффективно-

сти преобразования энергии и инвестиционной привлекательности, переход на закритические параметры теплоносителя, использование перспективных композитных конструкционных материалов, развитие новой элементной базы топлива с развитой поверхностью теплоотвода (тонкие твэлы, кольцевые твэлы, микротвэлы и т.п.), расширение сферы использования.

Таким образом, поставлена задача: помимо модернизации легководных реакторов в открытом топливном цикле посмотреть, как их усовершенствовать для работы в замкнутом топливном цикле.

Одним из шагов в этом направлении является ВВЭР со спектральным регулированием изменения реактивности активной зоны в процессе выгорания топлива (ВВЭР-С). Известны различные способы спектрального регулирования, например, за счет изменения водо-топливного отношения, изменения соотношения тяжелой и легкой воды в активной зоне, изменения паросодержания в воде и т.п.

Принципиальное отличие ВВЭР-С заключается в спектральном регулировании изменения реактивности активной зоны в процессе выгорания топлива за счет изменения водно-уранового соотношения с использованием подвижных вытеснителей воды и/или тяжелой воды и полном отказе от жидкостного борного регулирования. В ВВЭР-С избыточные нейтроны вместо поглощения в борной кислоте, поглощаются на уране-238. Таким образом, компенсируется избыток топлива, который нужен на топливную кампанию, и при этом производится плутоний, то есть новое делящееся топливо. Конечно, для теплового реактора трудно обеспечить расширенное воспроизводство топлива, как на быстром реакторе, но можно существенно снизить потребление природного урана в открытом топливном цикле и увеличить в два раза коэффициент воспроизводства топлива в ЗЯТЦ. Активную зону реактора ВВЭР-С можно полностью загрузить МОКС-топливом. Таких тепловых реакторов ранее не было.

Таким образом, реактор ВВЭР-С может работать ~30 лет на урановом топливе, а потом еще ~30 лет на своем же плутонии. В результате он экономит ~50% природного урана. Годовой выигрыш на сегодняшний день - не такая уж существенная экономия, а если в перспективе на весь жизненный цикл - существенная экономия. Рассматривая дорогие запасы природного урана ~ (130-260) долларов за кг, то экономия за весь жизненный цикл будет эквивалентна капитальным затратам на энергоблок.

Цели разработки проекта ВВЭР-С можно сформулировать следующим образом:

- минимизация потребления природного урана при работе в открытом топливном цикле;

- работа в замкнутом топливном цикле с полной загрузкой активной зоны МОХ- топливом с максимально возможным использованием сырьевого потенциала урана-238 и решением проблемы накопления ОЯТ;
- привлекательность для Заказчика и конкурентоспособность на мировом рынке АЭС.

В настоящее время НИЦ «Курчатовский институт» совместно с ОКБ «Гидропресс» и ОАО «Атомэнергопроект» завершил разработку технических требований к реактору ВВЭР-С.

Развитие ядерной энергетики в Китае

Чэнь Чжаобо

*Государственная корпорация ядерно-энергетических технологий,
Китай*

В презентации дается обзор развития ядерной энергетики в Китае, в том числе – политики развития, текущей ситуации и плана развития ядерной энергетики. Уделено внимание ситуации со строительством четырех блоков AP1000, а также ходу работ по самостоятельной разработке проекта CAP1400. В презентации также отмечены достижения китайско-российского сотрудничества в сфере ядерной энергии, превосходное функционирование двух блоков с усовершенствованными ВВЭР первой очереди Тяньваньской АЭС и ход работ по сооружению двух реакторов аналогичного типа – второй очереди Тяньваньской АЭС.

Решение научно-технических проблем заключительного этапа эксплуатации реакторов РБМК

Драгунов Ю.Г., Петров А.А.

ОАО «НИКИЭТ»

1 Краткая история эксплуатации РБМК.

1.1 Усадка отверстий в графитовых блоках и радиальное распухание. Замена каналов (одноразовая и поэтапная).

1.2 Осевая и радиальная ползучесть второго комплекта ТК, исчерпание хода сильфонов ТК, рост внутреннего диаметра ТК.

1.3 Вертикальная усадка графитовых колонн (проблема ТСТ).

1.4 Вторичное распухание графитовых блоков, их деформация и растрескивание, искривление кладки и каналов.

2 Ремонтно-восстановительные работы по снижению искривления и скорости нарастания искривления кладки (технология, эффективность, пути оптимизации, основные итоги и задачи).

3 Обоснование безопасности и новых критериев работоспособности внутренних узлов реактора.

3.1 Прочностное обоснование и динамические процессы.

3.2 Теплотехническая надёжность ТВС.

3.3 Работоспособность (механическая, перегрузка) ТВС и органов СУЗ.

3.4 Анализ нейтронно-физических характеристик и температурного режима кладки.

3.5 Анализ проектных и запроектных аварий.

3.6 Дополнительные НИОКР и верификация разработанных расчётных кодов.

4 Работы по совершенствованию ТВС и органов регулирования СУЗ (КРО, АЗ).

5 Задачи, вытекающие из результатов анализа запроектных аварий на энергоблоках с РБМК.

МАГАТЭ о Фукусимской аварии и реализация Плана действий МАГАТЭ по ядерной безопасности

Г. Карузо

МАГАТЭ

После аварии на АЭС Фукусима-Дайичи компании ТЕРСО в марте 2011 г. Генеральный директор Международного агентства по атомной энергии (МАГАТЭ) созвал Конференцию высокого уровня по ядерной безопасности в июне 2011 г. Конференция приняла Министерскую декларацию, в которой, среди прочего, запросила Генерального директора подготовить проект «плана действий по ядерной безопасности». Этот План действий охватывает релевантные аспекты, относящиеся к ядерной безопасности, противоаварийной готовности и радиационной защиты людей и окружающей среды, а также соответствующие международно-правовые механизмы. План действий, конечной целью которого является укрепление ядерной безопасности во всем мире, был одобрен Советом управляющих МАГАТЭ и единогласно принят Генеральной конференцией МАГАТЭ в 2011 г. В настоящем докладе дается обзор хода реализации Плана действий с основным вниманием к следующим ключевым областям: оценка уязвимых мест АЭС в свете уроков, извлеченных из Фукусимской аварии; укрепление партнерских рассмотрений МАГАТЭ с целью обеспечения максимальной выгоды для государств-членов; укрепление противоаварийной готовности и реагирования; повышение эффективности национальных регулирующих органов; повышение эффективности эксплуатирующих организаций в плане обеспечения ядерной безопасности; пересмотр и усиление

стандартов безопасности МАГАТЭ и улучшение их применения; повышение эффективности международно-правовой системы; помощь в развитии инфраструктуры, необходимой для государств-членов, приступающих к реализации своих ядерных программ; укрепление и поддержание развития компетенций – включая образование, подготовку персонала и проведение учений на национальном, региональном и международном уровнях, постоянное обеспечение защиты людей и окружающей среды от воздействия ионизирующих излучений после ядерной аварии; повышение прозрачности и эффективности коммуникации; и эффективное использование результатов НИОКР.

В рамках Плана действий Секретариат МАГАТЭ в настоящее время осуществляет подготовку Фукусимского доклада МАГАТЭ, который будет завершен к концу 2014 г. и представлен ядерному сообществу в 2015 г. Это будет авторитетный, основанный на фактах и сбалансированный доклад, достаточно глубокий в техническом отношении. В нем будут отражены знания из уместных источников, накопленные вплоть до момента завершения работы над ним. Доклад будет основываться на имеющихся и доступных документах по данной теме. В то же время он не будет представлять собой обзор или сводку имеющихся публикаций, а будет иметь самостоятельную ценность, заполняя имеющиеся информационные пробелы и предоставляя извлеченные уроки. Свой вклад в подготовку Доклада вносят примерно 180 международных экспертов из более 40 государств-членов и международных организаций, которые были отобраны МАГАТЭ, исходя из их знаний и экспертных навыков и принимая во внимание географическое распределение. Эксперты разделены на пять Рабочих групп, и каждой из РГ отведена одна из взаимосвязанных научно-технических областей, охватываемых Докладом:

1. Описание и контекст аварии
2. Оценка безопасности
3. Противоаварийное реагирование и готовность
4. Радиологические последствия
5. Послеаварийное восстановление

Управление затратами АЭС ОАО «Концерн Росэнергоатом» в условиях ограничения роста тарифов

Архангельская А.И.

ОАО «Концерн Росэнергоатом»

1. Необходимость повышения внутренней эффективности деятельности Концерна обусловлена требованием со стороны государства, которое выступает в качестве соинвестора в реализации Программы

деятельности Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» на долгосрочный период (2009–2015 годы), утвержденной постановлением Правительства Российской Федерации от 20.09.2008 № 705, а также другими решениями Правительства РФ.

2. Кроме внешних вызовов, Госкорпорация «Росатом» в рамках сценарных условий формирования стратегии развития, среднесрочного планирования и бюджетирования задает предприятиям отрасли еще более амбициозные планы, что является внутренним вызовом, также направленным на оптимизацию операционной деятельности и работает на увеличение инвестиционного ресурса Концерна.

3. С целью достижения амбициозных планов в Госкорпорации «Росатом» разработана и действует система мотивации, которая путем установления трудновыполнимых целевых значений ключевых показателей в картах КПЭ руководителей позволяет добиться выполнения заданных целей.

Площадка оптимизации в первую очередь находится на АЭС, поэтому для достижения целевых значений недостаточно инициативы только «сверху-вниз», также должна возникнуть инициатива «снизу-вверх» — от атомных станций.

4. Кроме давления на эксплуатационные затраты Концерна, важным рычагом увеличения инвестиционного ресурса является возможность привлечения кредитных средств, которая ограничивается соотношением (долг+обязательства)/ЕВITDA \leq 2,7.

5. В целом, все вышеуказанные меры работают на повышение внутренней эффективности Концерна, увеличение объема инвестиционного ресурса, но параллельно необходимо реализовать программу повышения эффективности инвестиционной деятельности, позволяющую обеспечить строительство оптимальных по стоимости и будущей операционной эффективности энергоблоков при безусловном соблюдении требований безопасности.

Проблемы при продвижении российских проектов на зарубежные рынки

Юкка Лааксонен

«Русатом Оверсиз»

Корпорация Росатом обладает целым рядом преимуществ для получения значительной доли на рынке строительства новых ядерных блоков в Европе, за исключением Франции, которая имеет собственную атомную промышленность. Самым важным обстоятельством является безопасность и экономическая выгода АЭС с реакторами ВВЭР, предлагаемыми корпорацией Росатом. Они основаны на длительной

эволюции, которая двигалась вперед небольшими шагами, а также на достаточном опыте эксплуатации в части надежности производства и безопасности. В истории ВВЭР-1000, которая насчитывает почти 1500 лет эксплуатации, не было серьезных аномальных событий. В новых станциях ВВЭР реализован ряд технических нововведений, отсутствующих в конструкциях других реакторов PWR, и они уникальны в том смысле, что безопасность в случае нарушения нормальной эксплуатации, обеспечивается полным комплектом активных и пассивных систем безопасности. Важным фактором безопасности новых АЭС с реактором ВВЭР является то, что российские правила по ядерной безопасности, известные как ОПБ 88/12, соответствуют последним стандартам безопасности МАГАТЭ в области проектирования АЭС, SSR 2/1, а также целям безопасности, совместно согласованным европейскими регуляторами ядерной безопасности в рамках WENRA. Кроме того, предлагая безопасные и надежные АЭС, Росатом может подбирать схему финансирования экспортируемой АЭС с учетом пожеланий конкретного заказчика. Привлекательной является открыто декларируемая политика передачи на субподряд производства компонентов и выполнения строительных работ местным компаниям в каждой стране. Еще одной уникальной особенностью Росатома является то, что корпорация имеет большой внутренний рынок для реализации программы новых АЭС. Оператором всех российских АЭС является ОАО «Концерн Росэнергоатом» (РЭА), которое осуществляет систематический сбор и анализ опыта эксплуатации всего парка АЭС и проводит общую политику, направленную на повышение безопасности и надежности своих станций. В этом отношении его позиция, направленная на непрерывное совершенствование, совпадает с политикой, проводимой энергокомпаниями в Западной Европе. Что касается внедрения новых решений в проект АЭС с реакторами ВВЭР, для российских конструкторов РЭА является интеллектуальным и критическим заказчиком, который предъявляет жесткие требования к проверке положительного влияния изменений на проект. Новые проектные средства также тщательно изучаются российскими научно-исследовательскими организациями, которые имеют возможность исследовать их в рамках крупномасштабного тестирования. В дополнение к новым современным АЭС Росатом может предложить ядерное топливо, которое подтвердило свое высокое качество в эксплуатации и вполне удовлетворяет покупателей.

Помимо ряда вышеупомянутых положительных аспектов, перед Росатомом стоят сложные задачи, решение которых позволит корпорации улучшить исполнение экспортных проектов и сделать этот процесс экономически более привлекательным как для корпорации

Росатома, так и для ее заказчиков. В структуру Росатома входят дочерние компании и партнеры, хорошо знающие европейские рынки, но в вопросах маркетинга и построения доверия в странах-заказчиках их можно использовать более эффективно. Также следует обратить большее внимание на слаженность взаимодействия между подразделениями Росатома во время подготовки и реализации проекта. Заслуживает внимания расширение внутреннего сотрудничества в области лицензирования и регулирования, что требует почти 100 млн евро сборов за осуществление регулирующих функций и, возможно, в еще большую сумму будет оцениваться производство работ поставщиками в течение всего периода строительства, если не будет выполнена оптимизация с точки зрения стоимости. Оптимизация должна предполагать стандартизацию основных пакетов документов по безопасности, так чтобы одни и те же документы с небольшими изменениями могли быть использованы во всех странах. Практика регулирования в период строительства в различных странах разная, и необходимо хорошее знание этой практики, чтобы избежать ненужного расходования ресурсов. Помимо понимания регулятивного подхода, Росатом должен изучить условия окружающей среды и специфические факторы риска на площадках АЭС. Также следует уделить внимание развитию в основных организациях Росатома интегрированной системы управления, потому что это требование будет строго контролироваться заказчиками и национальными органами регулирования. Политика и практика в отношении технических стандартов, применимых к проектированию, изготовлению, аттестации и тестированию КСЭ, должны быть четкими и хорошо документированными, так чтобы их можно было аргументировано защитить перед заказчиками и регулирующими органами. Общая политика должна быть направлена на использование российских нормативов на изготовление тепломеханического оборудования и соответствующие материалы, применение международных стандартов МЭК для электрического оборудования и оборудования КИП, и применение национальных стандартов страны-заказчика или Еврокодов для строительных конструкций. Традиционно, в России существуют строгие правила защиты технической информации, но для продолжения подобной политики нет достаточных оснований. Следует подвергнуть оценке всю документацию по безопасности, необходимую для экспортных проектов, и принять общее решение о снятии грифа секретности с информации, которая не является коммерческой тайной и не имеет отношения к физической безопасности.

Не менее важным, и я хотел бы это подчеркнуть, является укрепление доверия во всех странах-заказчиках к безопасности и качеству рос-

сийских технологий и к возможности Росатома строить АЭС в рамках бюджета и в отведенные сроки. Для этого требуются лица, знающие культуру обращения информации в стране-заказчике и способные обеспечить предоставление достоверной информации на хорошем английском языке.

Расчетный прогноз прогибов каналов РБМК-1000 на стадии растрескивания графита

Тутнов А.А., Киселев А.С., Крутько Е.С., Бурлаков Е.В., Ткачев В.В., Федосов А.М.

НИЦ «Курчатовский институт»

Рассматриваются вопросы разработки и применения программного обеспечения для проведения расчетных оценок кинетики прогибов колонн кладки РБМК-1000, для прогнозирования гарантированного времени работы блоков до достижения прогибами колонн критических значений и, следовательно, их безопасной эксплуатации. Основной механизм накопления прогибов обусловлен тем, что при увеличении накопленного флюенса нейтронов графит переходит от стадии усадки к распуханию, что с вследствие неравномерности распределения температуры и флюенса по объему кладки в целом и локальной неравномерности по объему графитовых блоков приводит к появлению в них продольных трещин. При последующем облучении треснувшие графитовые блоки «раскрываются», что приводит к существенному росту их габаритов, из-за которого соседние графитовые колонны получают дополнительный прогиб, который накапливается по мере удаления от центра активной зоны к периферии.

Приводится описание детальной трехмерной модели графитовой кладки РБМК-1000, включающей 3 уровня, а также двух вариантов инженерных моделей – детерминированной и стохастической. Первым уровнем детальной модели кладки является объемная конечноэлементная модель графитового блока, позволяющая проводить расчеты напряженно-деформированное состояние (НДС) с учетом реальной геометрии и размеров графитовых блоков, воздействия неравномерно распределенных по объему графитовых блоков полей потока нейтронов и температуры, анизотропии физико-механических свойств графита, изменения физико-механических свойств графита в результате воздействия эксплуатационных факторов: температуры, облучения, радиационной ползучести, растрескивания..

Второй уровень – модель графитовой колонны, состоящая из графитовых блоков различной высоты, позволяющая моделировать контактное взаимодействие торцевых поверхностей графитовых

блоков, графитовых блоков и труб технологических каналов (ТК), возникающее при значительных прогибах колонн, а также условия закрепления труб ТК.

Третий уровень – модель кладки активной зоны РБМК, состоящая из графитовых колонн, позволяющая моделировать контактное взаимодействие между графитовыми колоннами при значительных прогибах колонн, превышающих исходные конструктивные зазоры между ними.

Обсуждаются вопросы повышения эффективности конечно-элементного и суперэлементного алгоритмов, реализованных в программном комплексе UZOR 1.0 для расчетов с применением разработанных моделей, количество степеней свободы которых превышает 10^8 .

Приводятся результаты расчетных оценок максимальные прогибы графитовых колонн 1-ого энергоблока Ленинградской АЭС и 2-го энергоблока КуАЭС на момент остановки на ремонт и через 1, 2 и 3 года после ремонта.

Безопасность и эффективность обращения с ОЯТ на ФГУП ГХК

Гаврилов П.М., Меркулов И.А., Кравченко В.А., Мацеля В.И., Сеелев И.Н.

ФГУП «Горно-химический комбинат»

Концепция развития ядерного топливно-энергетического комплекса России направлена на замыкание ЯТЦ и реализуется по пяти основным направлениям:

1. Строительство энергоблоков с реакторными установками ВВЭР нового поколения.
2. Централизованное хранение ОЯТ до момента его переработки.
3. Создание парка реакторов на быстрых нейтронах, способного обеспечить развитие энергетики на быстрых нейтронах.
4. Создание крупномасштабного завода по переработке ОЯТ и фабрики МОКС-топлива.
5. Создание пункта окончательной изоляции отвержденных ВАО.

Два из вышеуказанных направлений реализуются на ФГУП «ГХК» и направлены на обращение с ОЯТ: комплекс централизованного хранения ОЯТ реакторных установок ВВЭР-1000 и РБМК-1000 и вновь создаваемый опытно-демонстрационный центр по переработке ОЯТ, производительность которого составит 250 т/год по ОЯТ.

Также на ФГУП «ГХК» проводятся работы по созданию производства МОКС-топлива, предназначенного для обеспечения топливом энергоблока №4 Белоярской АЭС с реактором БН-800.

Комплекс долгосрочного централизованного хранения ОЯТ состоит из трех хранилищ:

- «мокрое» хранилище ОЯТ реакторных установок ВВЭР-1000;
- «сухое» хранилище камерного типа ОЯТ реакторных установок ВВЭР-1000;
- «сухое» хранилище камерного типа ОЯТ реакторных установок РБМК-1000.

На «мокром» хранилище ФГУП «ГХК» проведены работы по его реконструкции. Основной целью реконструкции хранилища было качественное увеличение уровня безопасности: повышена сейсмостойчивость; произведена замена кранов; увеличена производительность и надежность системы охлаждения.

Одной из приоритетных задач является увеличение ёмкости хранилища ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 для обеспечения ритмичного вывоза отработавшего топлива с АЭС. Для решения этой задачи в настоящее время реализуется концепция уплотненного хранения ОТВС. В рамках реконструкции ХОТ-1 также введены в эксплуатацию дополнительные отсеки для хранения ОЯТ, что позволило существенно увеличить вместимость хранилища для ОЯТ ВВЭР-1000 по сравнению с проектной мощностью.

Выполнен детерминистский и вероятностный анализ безопасности «мокрого» и «сухого» хранилищ ОЯТ. Полученные результаты свидетельствуют о соответствии уровня безопасности «мокрого» хранилища отработавшего ядерного топлива (ХОТ-1) и «сухого» хранилища отработавшего ядерного топлива (ХОТ-2) на ФГУП «ГХК» нормативному критерию «Общих положений обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла»- вероятность запроектных аварий на объекте ядерного топливного цикла, не должна превышать $1 \cdot 10^{-6}$ в год.

В 2012 году введен в эксплуатацию пусковой комплекс «сухого» хранилища ОЯТ. Проект «сухого» хранилища прошел международную экспертизу в компании SGN (Франция). В апреле 2012 года был принят первый эшелон с ОЯТ с Ленинградской АЭС. В настоящее время «сухое» хранилище работает в штатном режиме.

В технологическом процессе используется уникальное оборудование российской разработки, не имеющего аналогов в мире. Все технологические операции, связанные с перемещением ОЯТ, выполняются в автоматизированном режиме, что позволяет значительно снизить радиационную нагрузку на персонал. Отвод тепла осуществляется пассивным методом – конвекцией. ОТВС хранятся в ампулах, помещенных в пенал и гнездо хранения, тем самым, с учетом оболочки твэла, обеспечиваются четыре барьера безопасности.

Проведен расчет на предельную сейсмическую устойчивость строительных конструкций и оборудования «мокрого» и «сухого» хранилищ

ОЯТ. Максимальное сейсмическое воздействие для площадки размещения хранилищ 7 баллов по шкале MSK-64.

В результате проведенных расчетов определено:

- строительные конструкции «мокрого» хранилища сохраняют целостность при 8,0 баллах по шкале MSK-64.
- строительные конструкции «сухого» хранилища сохраняют целостность при 9,6 баллах по шкале MSK-64.

Создаваемый на ФГУП «ГХК» опытно-демонстрационный центр по переработке отработавшего ядерного топлива предназначен для отработки инновационных технологий переработки ОЯТ ВВЭР-1000 и методов по обращению с образующимися РАО, отвечающих требованиям экономической эффективности, а также получения исходных данных для проектирования, строительства и пуска крупномасштабного завода по переработке ОЯТ.

В основе технологии переработки ОЯТ лежит усовершенствованный PUREX-процесс. Использование инновационных технологий, не имеющих аналогов в мире, позволяет позиционировать ОДЦ, как радиохимический завод поколения 3+ (УР-2, 3 – поколение 2+).

В основе технологической схемы ОДЦ лежат инновационные процессы, разработанные и опробованные в лабораторном масштабе ведущими отраслевыми институтами страны.

Ввод в эксплуатацию пускового комплекса ОДЦ запланирован на 2015 год (до 10 тонн/год). Ввод в эксплуатацию ОДЦ в объеме полного развития – 2018 год (250 тонн/год).

Можно определить четыре основных постулата по всеобъемлющему повышению безопасности по обращению с ОЯТ:

1. Вывоз ОЯТ с площадок АЭС и размещение на объектах централизованного хранения.
2. Использование пассивных систем отвода тепла («сухие» хранилища).
3. Применение многобарьерных систем изоляции ОТВС в герметичных пеналах и узлах хранения.
4. Создание систем для управления запроектными авариями и локализации их последствий.

Для дальнейшего повышения безопасности при обращении с ОЯТ целесообразна переработка ОЯТ и замыкание ЯТЦ.

Научно-методические основы расчетно-экспериментальной оценки остаточного ресурса с использованием средств технической диагностики

Махутов Н.А.

Институт машиноведения им. А.А. Благонравова РАН

Новая постановка проблем расчетно-экспериментальной оценки остаточного ресурса безопасной эксплуатации осуществляется в связи с выработкой назначенного срока службы АЭС с ВВЭР, РБМК, БН. При этом в состав основных решаемых задач входят:

- категорирование АЭС и оборудования по критериям риска и безопасности;
- анализ конструкторско-технологических и эксплуатационных факторов, влияющих на текущее состояние и риски элементов этого оборудования и материалов;
- выбор типов предельных состояний и критериев для оценки долговечности, живучести и безопасности;
- обоснование методов диагностики с целью определения технического состояния оборудования и получения соответствующих исходных расчетных характеристик;
- выбор расчетно-экспериментальных методов определения и обоснования остаточного ресурса безопасной эксплуатации;
- выбор расчетных уравнений и их параметров для количественного определения ресурса и рисков анализируемого оборудования и АЭС в целом.

При оценках остаточного ресурса безопасной эксплуатации учитываются технические требования к оборудованию, а также соответствующая нормативно-техническая документация по проектированию, изготовлению и эксплуатации соответствующих агрегатов. Оценка остаточного ресурса производится для критических элементов оборудования, испытывающих при эксплуатации действие механических, гидродинамических и тепловых нагрузок в широких диапазонах чисел циклов, уровней напряжений и деформаций, размеров дефектов, воздействий окружающей среды.

Оценка технического состояния оборудования проводится методами и средствами разрушающего и неразрушающего контроля по действующим нормам (диагностики, дефектоскопии) с установлением следующих основных параметров, используемых при расчете остаточного ресурса: характеристик нагруженности (напряжения, деформации, температуры); характеристик дефектов, в первую очередь трещин (их размеры, зоны расположения и ориентация); характеристик свойств конструкционных материалов (основного металла, металла сварных соединений и наплавов).

К таким параметрам относятся напряжения σ (деформации e), температуры t , размеры, формы и места расположения дефектов (трещин) l , изменяющиеся во времени τ и зависящие от условий эксплуатационного нагружения (давления p , механических, тепловых и электромагнитных усилий, скорости, ускорения), геометрических форм и размеров конструктивных элементов, механических свойств материалов. Обязательному определению подлежат также максимальные ($\sigma_{\max}, e_{\max}, t_{\max}$) и амплитудные значения (σ_a, e_a, t_a) базовых эксплуатационных параметров.

При расчетно-экспериментальных оценках остаточного ресурса безопасной эксплуатации учитываются накопленные циклические, временные, коррозионные и др. повреждения, а также основные конструктивные, технологические и эксплуатационные факторы, изменяющие характеристики предельных состояний.

По полученным данным с введением соответствующих запасов (по напряжениям, деформациям, долговечности, критическим температурам, размерам трещин) устанавливается срок службы до исчерпания рассчитанного остаточного ресурса или до очередного освидетельствования и оценки состояния анализируемого оборудования АЭС.

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

**Основные результаты эксплуатации и перспективы применения
топлива нового поколения**

Адеев В.А., Панов А.Е., Меленчук И.С.
Кольская АЭС

На Кольской АЭС на блоке 4 продолжается опытно-промышленная эксплуатация топлива 3-го поколения, имеющего ряд конструктивных особенностей, обеспечивающих лучшие эксплуатационные характеристики. Повышение экономической эффективности достигается за счет снижения паразитного захвата тепловых нейтронов в конструкционных материалах (уменьшена масса циркония), оптимизации водоуранового отношения (увеличение шага твэл), увеличения загрузки урана (таблетки увеличенного диаметра без центрального отверстия).

В настоящем докладе приведены новые результаты эксплуатации и выполнен краткий анализ полученных данных. Описаны цели опытно-промышленной эксплуатации и особенности внедрения топлива повышенного до 4,87% обогащения. Получены экспериментальные характеристики активной зоны реактора ВВЭР-440 с топливом 2-го и 3-го поколения с повышенным до 4,87% обогащением. Обсуждены некоторые вопросы эксплуатации РК-2 и РК-3: оценка влияния отсутствия чехла кассеты на показания термопар при совместной эксплуатации кассет 2-го и 3-го поколений, особенности и методы формирования топливных загрузок, перспективы применения новых видов топлива.

**Анализ аварийных процессов в реакторах ВВЭР,
связанных с нарушениями реактивности**

Коцарев А.В.
НИЦ «Курчатовский институт»

В докладе будет кратко представлена методология анализа аварийных процессов, связанных с нарушениями реактивности в реакторах ВВЭР, как эта методология видится и используется на современном этапе в НИЦ КИ.

Будут показаны примеры анализа процессов в обоснование нового топлива и в обоснование алгоритмов действий оператора.

Конструкторские решения по активной зоне в обеспечение безопасности эксплуатации РУ с ВВЭР-1000

*Васильченко И.Н., Кушманов С.А., Вялицын В.В., Медведев В.С.
ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»*

Новые сценарии эксплуатации блоков В-320, реализованные для повышения КИУМ, а также сценарии, планируемые для действующих и строящихся блоков, требуют дополнительных решений по обеспечению надежной и безопасной эксплуатации.

Для обеспечения работы блоков в 18-месячном цикле на мощности 104% Нном потребовалось изменить и переобосновать лимитную кривую по линейной мощности твэл. Дополнительным мероприятием для ослабления эксплуатационных ограничений является внедрение профилированных твэгов. Решение о широком внедрении таких твэгов может быть принято в 2017 году по результатам опытной эксплуатации.

Для обеспечения испытания 4-го блока БаАЭС на мощности 107–110% разработана конструкция ТВС-2М с перемешивающими решетками. К моменту проведения испытаний активной зона будет заполнена полностью такими кассетами. Первый этап — обоснование таких кассет на мощности 104% выполнен. Проведенные испытания решеток показывают, что теплотехническая надежность активной зоны на мощности 107–110% будет обеспечена. Предстоит реализовать большую программу экспериментов для обоснования безопасности РУ в широком диапазоне параметров и режимов по верифицированным для этого диапазона расчетным программам.

Продолжается опытная эксплуатация сплавов Э-110М, Э-635М, Э-125 на 2-м блоке БаАЭС. Результаты этой эксплуатации позволят дать прямую заключительную оценку целесообразности широкого внедрения этих сплавов, а также оценить их относительные качества.

Появление отдельных негерметичных ТВС актуализирует вопрос расширения внедрения АДФ. Имеющиеся результаты опытной эксплуатации ТВС-2М с АДФ позволяют сделать это в широком масштабе.

Полученные результаты эксплуатации КНИТов также представляют собой доказательную базу для их широкого внедрения как в действующие блоки, так и в строящиеся. Использование КНИТов позволяет получить более достоверное представление о состоянии тепловых параметров в активной зоне.

Конкретные задачи определены и в вопросе совершенствования поглощающих стержней. Первым шагом этой работы должна быть

унификация их конструкции на основе планируемых расчетов. Целесообразно также увеличение ресурса ПЭЛ для уменьшения количества захороняемых ТРО.

В докладе приводятся результаты эксплуатации ТВС-2М на 6 блоках БаАЭС и РостАЭС. Показано, что и в новых более продолжительных циклах результаты эксплуатации успешны, включая результаты выполнения транспортно-технологических операций при перегрузке активных зон.

Несмотря на успешные результаты эксплуатации, исходя из зарубежного опыта эксплуатации кассет, задача обеспечения ремонта ТВС на АЭС является актуальной. Для решения этой задачи созданы значительные заделы, которые могут быть использованы по запросу Заказчиков.

Уровень надежности ТВС-2М, достигнутый на 6-ти действующих энергоблоках ВВЭР-1000, позволяет использовать данную конструкцию на энергоблоках ВВЭР-1000 в России и за рубежом. Такое использование уже начато на ТАЭС в Китае, планируется на АЭС Бушер.

Водно-химический режим второго контура на энергоблоках без медьсодержащих сплавов

*Тяпков В.Ф., Ерылева С.Ф., Быкова В.В., Кафарова Е.В.
ОАО «ВНИИАЭС»*

В настоящее время ведется строительство энергоблоков АЭС с ВВЭР нового поколения по проектам АЭС – 2006 и ВВЭР-ТОИ. Основной особенностью второго контура, которых является отсутствие в конденсатно-питательном тракте оборудования из медьсодержащих сплавов, а также сниженная величина предельно допустимого присоса охлаждающей воды до $1 \cdot 10^{-5}$ от расхода пара в конденсатор. В соответствии с проектами нормируемый уровень солевых примесей в продувочной воде парогенераторов в 3–7 раз ниже по сравнению нормами для действующих АЭС с ВВЭР-1000 и сопоставим с нормами зарубежных АЭС с PWR.

Для снижения коррозионной повреждаемости трубопроводов и теплообменного оборудования и роста отложений на теплообменных поверхностях ПГ в проектах АЭС-2006 и ВВЭР-ТОИ принят водно-химический режим второго контура с коррекционной обработкой этаноламином, аммиаком и гидразин-гидратом.

По опыту ведения этаноламинового ВХР на действующих АЭС с ВВЭР-1000 концентрация железа в питательной воде ПГ составляет порядка 2–2,5 мкг/дм³. По сравнению с гидразинно-аммиачным ВХР скорость заноса теплообменной поверхности ПГ снизилась в 4–5 раз

и, соответственно, межпромывочный интервал ПГ увеличился до 1 раза в 8–10 лет.

Однако, как показывает опыт работы зарубежных АЭС с PWR, применение ВХР со смешанными аминами, позволяет достичь концентрации железа в питательной воде менее 1 мкг/дм³, не перегружая при этом установки очистки турбинного конденсата и продувочной воды ПГ.

В данном докладе представлены преимущества ведения водно-химического режима второго контура с применением смеси аминов (этанолamina и диметиламина) по сравнению с принятыми ВХР с дозированием этаноламина, а также возможность оптимизации водно-химических режимов как на АЭС с ВВЭР нового поколения, так и на действующих АЭС с ВВЭР -1000,

Использование обработки рабочей среды второго контура смешанными аминами позволит:

- снизить вынос продуктов коррозии с питательной водой в ПГ до менее 1,0 мкг/дм³;
- продлить срок службы ионитов;
- увеличить срок эксплуатации оборудования АЭС с ВВЭР;
- продлить межпромывочный период теплообменных поверхностей ПГ до 1 раза в 18–20 лет.

Также в докладе, для проектов нового поколения (АЭС-2006 и ВВЭР-ТОИ), представлены возможные схемы очистки турбинного конденсата при различном качестве охлаждающей воды конденсаторов турбин, определена оптимальная схема установки очистки продувочной воды парогенераторов (СВО-5) и показаны их преимущества.

Комплексный подход к системам поддержания ВХР второго контура позволит обосновать и заложить в проект необходимый набор технологических систем, обеспечивающих поддержание выбранного ВХР.

Разработка и внедрение руководств по управлению тяжелыми авариями в свете аварии на АЭС Фукусима

Сулов А.И.

НИЦ «Курчатовский Институт»

В настоящее время в рамках Актуализированных мероприятий для снижения последствий запроектных аварий на АЭС разрабатываются Руководства по управлению тяжелыми авариями (РУТА) для АЭС с ВВЭР.

Рассмотрено состояние разработки РУТА для АЭС с ВВЭР. Дано краткое описание принципов разработки, структуры и состава РУТА.

Представлены выводы по аварии на АЭС Фукусима, относящиеся к разработке противоаварийной документации, которые нашли отражение в трудах семинара МАГАТЭ по управлению тяжелыми авариями, состоявшегося 17–20 марта 2014 г. С учетом сделанных на семинаре выводов обсуждаются следующие аспекты дальнейшего усовершенствования РУТА для АЭС с ВВЭР:

- расширение области охвата РУТА за счет бассейна выдержки;
- расширение области действия РУТА на состояние остановленного реактора;
- учет дополнительных технических средств, имеющихся на АЭС с ВВЭР в инструкциях РУТА;
- возможности расширения РУТА на случай тяжелых аварий, происходящих на нескольких энергоблоках одновременно, и аварий, приводящих к значительным разрушениям на площадке АЭС;
- обучение персонала АЭС применению РУТА и содержание тренировок персонала.

В настоящее время начаты либо планируются работы по первым трем аспектам усовершенствования РУТА, указанным выше.

В отношении тяжелых аварий, происходящих на нескольких энергоблоках одновременно, и обучения персонала АЭС применению РУТА представлены предложения по дальнейшим работам с учетом уроков аварии на АЭС Фукусима.

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

Расчетный прогноз прогибов каналов РБМК-1000 на стадии растрескивания графита

Тутнов А.А., Киселев А.С., Крутько Е.С., Бураков Е.В., Ткачев В.В., Федосов А.М.

НИЦ «Курчатовский институт»

Рассматриваются вопросы разработки и применения программного обеспечения для проведения расчетных оценок кинетики прогибов колонн кладки РБМК-1000, для прогнозирования гарантированного времени работы блоков до достижения прогибами колонн критических значений и, следовательно, их безопасной эксплуатации. Основной механизм накопления прогибов обусловлен тем, что при увеличении

накопленного флюенса нейтронов графит переходит от стадии усадки к набуханию, что в следствие неравномерности распределения температуры и флюенса по объему кладки в целом и локальной неравномерности по объему графитовых блоков приводит к появлению в них продольных трещин. При последующем облучении треснувшие графитовые блоки «раскрываются», что приводит к существенному росту их габаритов, из-за которого соседние графитовые колонны получают дополнительный прогиб, который накапливается по мере удаления от центра активной зоны к периферии.

Приводится описание детальной трехмерной модели графитовой кладки РБМК-1000, включающей 3 уровня, а также двух вариантов инженерных моделей — детерминированной и стохастической. Первым уровнем детальной модели кладки является объемная конечноэлементная модель графитового блока, позволяющая проводить расчеты напряженно-деформированное состояние (НДС) с учетом реальной геометрии и размеров графитовых блоков, воздействия неравномерно распределенных по объему графитовых блоков полей потока нейтронов и температуры, анизотропии физико-механических свойств графита, изменения физико-механических свойств графита в результате воздействия эксплуатационных факторов: температуры, облучения, радиационной ползучести, растрескивания..

Второй уровень — модель графитовой колонны, состоящая из графитовых блоков различной высоты, позволяющая моделировать контактное взаимодействие торцевых поверхностей графитовых блоков, графитовых блоков и труб технологических каналов (ТК), возникающее при значительных прогибах колонн, а также условия закрепления труб ТК.

Третий уровень — модель кладки активной зоны РБМК, состоящая из графитовых колонн, позволяющая моделировать контактное взаимодействие между графитовыми колоннами при значительных прогибах колонн, превышающих исходные конструктивные зазоры между ними.

Обсуждаются вопросы повышения эффективности конечноэлементного и суперэлементного алгоритмов, реализованных в программном комплексе UZOR 1.0 для расчетов с применением разработанных моделей, количество степеней свободы которых превышает 10^8 .

Приводятся результаты расчетных оценок максимальные прогибов графитовых колонн 1-го энергоблока Ленинградской АЭС и 2-го энергоблока КуАЭС на момент остановки на ремонт и через 1, 2 и 3 года после ремонта.

Влияние динамических воздействий на целостность труб каналов и устойчивость графитовой кладки энергоблоков РБМК после ремонта

Ткачев В.В., Желтухин К.К.

НИЦ «Курчатовский институт»

Представлен компьютерный код FEMGR, использованный для моделирования деформирования графитовых колонн активной зоны РБМК в условиях динамических воздействий, а также результаты верификации кода.

Математическая модель кода учитывает особенности конструкций колонн топливных каналов и каналов системы управления и защиты, влияние закреплений в трактах труб каналов, а также послеремонтное состояние графитовых блоков.

Учитывается влияние массы конструктивных элементов колонн и каналов на динамику деформирования, давление внутри труб каналов и вес нижних водяных коммуникаций, приводящие к продольно-поперечному изгибу каналов. Моделируется влияние трения на деформирование колонн, контактное взаимодействие труб каналов с графитовыми элементами колонн и графитовых блоков соседних колонн между собой.

Верификация кода была выполнена по экспериментальным данным, полученных на полномасштабных механических испытаниях сборок колонн РБМК с трубами каналов на стенде ТКР в ЭНИЦ и на вибростенде ЦНИИмаш.

Приводятся результаты обоснования устойчивости отремонтированной кладки 1-го энергоблока ЛЕН АЭС и прочности труб каналов при сейсмическом воздействии интенсивностью 7 баллов по шкале MSK-64 на кладку, а также при динамическом воздействии в результате разрыва одиночного канала.

Расчётный анализ выполнялся с учётом старения кладки и её изменений, связанных с ремонтом.

Показано, что в рассмотренных условиях динамических воздействий устойчивость графитовой кладки обеспечивается. Условие прочности труб ТК и СУЗ удовлетворяется.

Анализ формоизменения графитовой кладки по стохастической модели

Федосов А.М.

НИЦ «Курчатовский институт»

Ресурс работы графитовой кладки реакторов РБМК ограничен эффектами, связанными с изменением характеристик графита при

облучении быстрыми нейтронами. По мере роста флюенса нейтронов с энергией выше 0,18 МэВ происходит вначале уплотнение графита, а затем его распухание, вызванное накоплением дефектов и образованием микротрещин. Из-за неравномерности распределения флюенса по радиусу графитовых блоков в них растут напряжения, которые, в конечном счете, приводят к образованию сквозных продольных трещин и постепенному увеличению габаритов блоков в направлениях, перпендикулярных трещинам. Данные процессы наиболее интенсивно происходят в области максимальных по высоте флюенсов, что приводит к деформации графитовой кладки, которая приобретает бочкообразную форму. Искривления каналов могут препятствовать нормальному ходу стержней регулирования и перегрузкам топлива.

В настоящее время наиболее критичным параметром для дальнейшей работы реактора является максимальная стрела прогиба каналов. Для поддержания данного параметра в допустимых пределах на энергоблоках Ленинградской и Курской были проведены работы по восстановлению ресурсных характеристик РБМК.

Для оценки искривлений каналов в процессе дальнейшей эксплуатации деформированной кладки, а также эффективности проводимого ремонта была разработана инженерная методика, основанная на вероятностном подходе к определению момента образования трещин и их ориентации по граням графитовых блоков (стохастическая модель).

В докладе приводится краткое описание стохастической модели, реализованной в виде компьютерной программы и некоторые результаты расчетов. Приводится сравнение с результатами измерений прогибов каналов, оцениваются составляющие погрешностей прогнозных расчетов, рассматривается эффективность различных схем ремонта кладки.

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

*Селезнев Е.Ф., Асатрян Д.С., Белов А.А., Белоусов В.И., Панова И.С.
ИБРАЭ РАН*

*Мантуров Г.Н., Перегудов А.А., Раскач К.Ф., Семенов М.Ю., Цибуля А.М.
ФГУП ГНЦ РФ-«ФЭИ»*

*Жукавин А.П., Фёдоров И.В.
ЗАО «ИТЦ «ДЖЭТ»»*

Разрабатываемое программное средство ГЕФЕСТ800 предназначено для проведения эксплуатационных нейтронно-физических расчетов быстрого реактора 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).

Планируется проведение 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 планируется использование системы подготовки констант CONSYST с библиотекой БНАБ-93.

Настоящий вариант комплекса ГЕФЕСТ800 является развитием его предыдущих версий для РУ БН-600. Программное средство имеет модульную структуру. Основными модулями ПС являются: модули подготовки нейтронных констант; модули нейтронно-физического расчета реактора в трехмерной геометрии в многогрупповом диффузионном приближении как с точкой на ТВС, так и с точкой на твэл; модуль на основе метода Монте-Карло для оценки ядерной безопасности; модуль расчета энерговыделения; модуль расчета выгорания топлива и поглотителя; модуль расчета флюенса нейтронов и радиационной нагрузки на конструкционные материалы; модуль теплогидравлического расчета для учета обратных связей в нейтронно-физическом расчете; модуль расчета температур конструкционных материалов в ОТВС в среде теплоносителя или газовой среде; модуль расчета остаточного тепловыделения; модуль расчета функции ценности и оценок параметров реактора по теории возмущения; модуль расчета эффективных функционалов кинетики реактора; модуль нестационарного расчета (прямая и обратная задача) в квазистатическом приближении; модуль оценки расчетных погрешностей и блок модулей для работы с топливным архивом.

Планируется, что работа комплекса будет осуществляться в программной оболочке, обеспечивающей пользовательские сервисы (контроль параметров, графика, подготовка данных, анализ результатов расчета) при работе с ним в интерактивном режиме.

Моделирование аварии типа Black Out для РБМК-1000 и использование мобильной техники для предотвращения тяжелых последствий

*Краюшкин А.В., Михайлов Д.А., Ткачев В.В.
НИЦ «Курчатовский институт»*

Авария на АЭС «Фукусима» поставила задачу определения технических и организационных мер, реализация которых позволит снизить выбросы продуктов деления в окружающую среду при экстремальных воздействиях природного и техногенного происхождения. В рамках решения этой задачи было принято решение об оснащении энергоблоков Российских АЭС мобильными насосными установками и дизельгенераторами, которые позволяют обеспечить охлаждение топлива при длительной потере электропитания собственных нужд.

В докладе рассмотрены стадии развития аварии типа Black Out для реакторов РБМК-1000. Выделены три основные стадии развития аварии:

1. Стадия выкипания запасов теплоносителя в реакторе и последующего разогрева до температур ~ 650 °С. На этой стадии развития аварии дополнительного повреждения топлива и канальных труб не ожидается

2. Стадия начала деградации активной зоны при разогреве осушенной активной зоны в интервале температур от 700 до 1450 °С. На этой стадии развиваются повреждения оболочек ТВЭЛ и труб ТК, возможен обрыв стержней каркаса ТВС. При достижении температур стержней СУЗ 1450 °С плавятся оболочки ПЭЛ КРО и поглотитель может выпадать из активной зоны.

3. Развитие деградации активной зоны вплоть до плавления топлива: разогрев до температур плавления циркония, образование расплава и перемещение его в нижнюю часть активной зоны и, далее, в нижний отражатель и нижнюю плиту реактора. Расчеты показывают, что такое состояние подкритично, но восстановление охлаждения активной зоны в этом состоянии ядерноопасно.

В докладе представлены расчетные исследования восстановления охлаждения реактора за счет мобильных насосных установок, пути использования «внутренних» резервов энергоблока: запасов воды в деаэраторах, запасов воды в ГБ САОР. Показана необходимость снижения давления в реакторе при опасности повышения температуры канальных труб до 650 °С. Даются оценки времени развития аварии на каждой стадии. Исходя из оценки времени длительности первой стадии аварии приводятся рекомендации по времени развертывания мобильных систем и выполнения действий по открытию редуцирующих устройств блока для снижения давления в реакторе.

Рассмотрены пути управления аварией на второй стадии аварии и дается обзор опасностей при восстановлении охлаждения на второй стадии аварии.

Для стадии с плавлением топлива формулируется задача удержания топлива в пределах металлоконструкций реактора и приводятся оценки требуемых технических мер для реализации этой задачи.

Прогнозные оценки нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик блоков РБМК-1000 после проведения работ по восстановлению ресурсных характеристик графитовой кладки

Даничева И.А., Хренников Н.Н.

ФБУ Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности

Малофеев В.М.

НИЦ «Курчатовский институт»

Проводящиеся на блоках РБМК-1000 первой очереди работы по восстановлению ресурсных характеристик (ВРХ) графитовой кладки, нарушенных в результате длительной эксплуатации, вызывают необходимость независимой расчетной оценки параметров реактора. При проведении ремонтно-восстановительных работ часть массы графитовой кладки теряется при резке графитовых блоков, что приводит к изменению уран-графитового отношения, что, в свою очередь, влияет на нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики реактора. Реакторы первой очереди Ленинградской АЭС уже эксплуатируются после проведения работ по ВРХ, поэтому прогноз изменения параметров реактора, полученный на базе расчетных кодов улучшенной оценки, представляется актуальным.

Прогнозные оценки изменения нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик РБМК-1000 при эксплуатации энергоблоков РБМК-1000 первой очереди после проведения работ по восстановлению ресурсных характеристик графитовой кладки, приведенные в прошедших экспертизу обосновывающих материалах ОАО «Концерн «Росэнергоатом», получены с помощью крупно-сеточных диффузионных программ SADCO и ТРОЙКА. Как показывает опыт, диффузионные модели в ряде случаев, особенно при возможных перекосах мощности при меняющемся по активной зоне уран-графитовом отношении из-за выборочной резки графитовых колонн, не позволяют описать с достаточной точностью распределение энерговыделения в реакторе. Поэтому представляется важным получение оценок пара-

метров РБМК-1000 на основе кодов улучшенной оценки, свободных от указанных недостатков.

Целью работы является независимый прогнозный анализ нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик реакторов с восстановленной графитовой кладкой. Для достижения поставленных целей выполнены независимые расчетные исследования на базе программного комплекса улучшенной оценки BARS. Выявлены проблемы, требующие принятия корректирующих мер.

Исследования в обоснование теплотехнической надежности (запаса до кризиса теплообмена) эксплуатации ТВС в ТК РБМК-1000 увеличенного диаметра с учетом возможных искривлений

*Брус Н.А., Сергеева С.С., Соколов К.В.
ОАО «ЭНИЦ»*

Формоизменения графитовой кладки, наблюдаемые на АЭС с РБМК, и соответствующие изменения геометрических характеристик топливных каналов (ТК) поставили вопрос о теплотехнической надежности работы топлива в заключительный период эксплуатации РБМК. Основным параметром, характеризующим безопасность отвода тепла от твэлов, является запас до кризиса теплообмена, показывающий отношение критической мощности теплового потока (т.е. мощности, при которой возможно достижение критического теплового потока) к его текущей мощности.

Исходя из сложившейся ситуации, ОАО «НИКИЭТ», НИЦ КИ и ОАО «ЭНИЦ» была разработана программа обоснования теплотехнической надежности (запаса до кризиса теплообмена) эксплуатации тепловыделяющих сборок (ТВС) в ТК увеличенного диаметра с учетом искривления в дополнительный срок эксплуатации (ДСЭ). Программа была утверждена руководством ОАО «Концерн Росэнергоатом» и принята к исполнению.

Необходимость экспериментального исследования кризиса теплоотдачи в условиях измененной геометрии каналов РБМК вызвана тем, что в настоящее время соотношения для критического теплового потока могут быть получены только на основе обобщения экспериментальных данных, а экспериментальные данные, по кризису теплоотдачи в условиях измененной геометрии каналов РБМК отсутствовали.

Экспериментальные исследования было решено проводить на расположенном в ОАО «ЭНИЦ» крупномасштабном теплогидравлическом стенде безопасности реактора РБМК-1000 — ПСБ РБМК. Стенд ПСБ РБМК моделирует одну петлю контура многократной

принудительной циркуляции РБМК (КМПЦ) и включает модели всех основных элементов контура реактора. Стенд ПСБ РБМК предназначен как для прямого моделирования аварийных режимов РБМК-1000, так и проведения экспериментов по исследованию отдельных, характерных для реактора РБМК-1000 процессов и явлений, в том числе по определению условий возникновения кризиса теплообмена. Для исследования условий возникновения кризиса теплообмена в ТК РБМК-1000 был задействован один из шести каналов стенда (полномасштабных моделей ТК РБМК-1000), специально переоборудованный для данного типа экспериментов.

Были проведены экспериментальные исследования условий возникновения кризиса теплообмена в полномасштабной модели ТК РБМК-1000 с номинальным (80 мм) и увеличенным (84 мм) внутренними диаметрами, при соосном и эксцентричном расположении ТВС, равномерном и ступенчатом обогреве имитаторов твэл, с имитацией и без имитации прогиба канала. Испытания проводились в следующем диапазоне изменения режимных параметров: давление около 7 МПа, температура воды на входе от 230 до 265 °С, расход от 10 до 30 т/ч.

Полученные экспериментальные данные были включены в Библиотеку теплофизических баз данных ОАО «НИКИЭТ» и использованы для верификации расчетного кода ПУЧОК БМ ДФ, по которому проводится обоснование теплотехнической надежности ТВС (запаса до кризиса теплообмена) при увеличенном диаметре ТК с учетом искривления в ДСЭ.

Решение научно-технических проблем заключительного этапа эксплуатации реакторов РБМК

Драгунов Ю.Г., Петров А.А.
ОАО «НИКИЭТ»

1 Краткая история эксплуатации РБМК.

1.1 Усадка отверстий в графитовых блоках и радиальное распухание. Замена каналов (одноразовая и поэтапная).

1.2 Осевая и радиальная ползучесть второго комплекта ТК, исчерпание хода сильфонов ТК, рост внутреннего диаметра ТК.

1.3 Вертикальная усадка графитовых колонн (проблема ТСТ).

1.4 Вторичное распухание графитовых блоков, их деформация и растрескивание, искривление кладки и каналов.

2 Ремонтно-восстановительные работы по снижению искривления и скорости нарастания искривления кладки (технология, эффективность, пути оптимизации, основные итоги и задачи).

3 Обоснование безопасности и новых критериев работоспособности внутренних узлов реактора.

3.1 Прочностное обоснование и динамические процессы.

3.2 Теплотехническая надёжность ТВС.

3.3 Работоспособность (механическая, перегрузка) ТВС и органов СУЗ.

3.4 Анализ нейтронно-физических характеристик и температурного режима кладки.

3.5 Анализ проектных и запроектных аварий.

3.6 Дополнительные НИОКР и верификация разработанных расчётных кодов.

4 Работы по совершенствованию ТВС и органов регулирования СУЗ (КРО, АЗ).

5 Задачи, вытекающие из результатов анализа запроектных аварий на энергоблоках с РБМК.

Обеспечение работоспособности ТВС РБМК-1000 на завершающем этапе эксплуатации энергоблоков

*Петров А.А., Черепнин Ю.С., Иванов А.В., Рослов Г.И.,
Дмитриева И.А., Лопатин И.П.*
ОАО «НИКИЭТ»

На настоящий момент, уже на четырех энергоблоках РБМК-1000 1-го поколения (энергоблоки № 1 и 2 Ленинградской и Курской АЭС) зафиксированы деформационные процессы, связанные с началом вторичного распухания графита и, как следствие, растрескиванием блоков графитовых кладок. Отмеченный эффект проявился в виде искривления топливных (технологических) каналов (ТК) и каналов системы управления и защиты (СУЗ), обнаруженного в процессе выполнения регламентного контроля их геометрических характеристик в периоды плановых ремонтов энергоблоков.

В перспективе, по мере набора графитовыми кладками повреждающего флюенса быстрых нейтронов, деформационные процессы, аналогичные зафиксированным на энергоблоках первых очередей Ленинградской и Курской АЭС, в частности, искривление ТК и каналов СУЗ, будут проявляться и на других энергоблоках с реакторами РБМК-1000.

Сложившаяся ситуация потребовала проведения комплекса расчетно-экспериментальных исследований, имевших своей целью определение границ работоспособности ТВС в новых, с точки зрения геометрических характеристик ТК, условиях эксплуатации в части:

- возможности и условий (усилий) выполнения операций загрузки и выгрузки ТВС в ТК;

- изменения условий эксплуатации ТВС в ТК на мощности вследствие перераспределения зазора между оболочками твэлов наружного ряда и внутренней поверхностью канальной трубы.

В результате выполненных работ была продемонстрирована работоспособность ТВС РБМК-1000 штатной и перспективной (с центральным закреплением твэлов) конструкций в условиях формоизменения графитовых кладок.

В 2013 г., впервые за период с 2000 г. на энергоблоках РБМК-1000 было зафиксировано снижение энерговыработки топлива.

Остаются актуальными вопросы, связанные с:

- возможностью отказов ТВС с разгерметизацией твэла типа «отрыва заглушки», с большой долей вероятности, приводящей к просыпям топлива в теплоноситель КМПЦ;
- удлинением твэлов в процессе эксплуатации, обуславливающим уменьшение зазора между верхним и нижним пучками, что затрудняет разделку ОТВС для постановки на сухое хранение.

В сложившихся условиях целесообразно возобновить работы по внедрению в эксплуатацию ТВС перспективной конструкции (с центральным закреплением твэлов) с профилированным по высоте обогащением топлива, обеспечивающей:

- дальнейшее увеличение энерговыработки топлива;
- исключение просыпей топлива в теплоноситель при разгерметизации твэлов
- беспрепятственную разделку для постановки на сухое хранение.

Направление

ТЕХНИЧЕСКОЕ ОБСЛУЖИВАНИЕ, РЕМОНТ И МОНТАЖ ОБОРУДОВАНИЯ АЭС

Оптимизация технологических операций с применением ПСР при ремонте энергоблоков на Смоленской АЭС

Апугин В.М.

Смоленская АЭС

- Целевые ориентиры по сокращению и оптимизации продолжительности работ.
- Анализ критического пути графика ремонта.
- Расчет графика в ПО Primavera.
- Совмещение работ.

- Поиск возможных путей для сокращения работ на критике.
- Рациональная последовательность работ на критическом пути.
- Выработка корректирующих мероприятий.
- Ликвидации задержки между не полностью загруженными участками времени.
- Координирование работ на уровне сменного задания.
- Автоматизированная система управления технологическим процессом.
- Создание комплексных бригад для оперативного устранения дефектов, выявленных в период испытаний оборудования.
- Устранение потерь, связанных с ожиданием.
- Устранение потенциальных потерь и уменьшение количества дополнительных операций.
- Дополнительная выручка от реализации электроэнергии при сокращении.
- Дополнительное сокращение сроков ремонта.
- Оптимизация технологических операций.

Оборудование и технология сварки трубопроводов Ду 850 ГЦТ АЭС ВВЭР-1200 в узкие разделки

*Ходаков В.Д., Данилов А.И., Ходаков Д.В., Пралиев Д.А., Абросин А.А.
ОАО НПО «ЦНИИТМАШ»*

До настоящего времени основным способом соединения стыков биметаллических трубопроводов Ду850 мм ГЦТ является ручная электродуговая сварка.

С учетом постоянного роста количества монтируемых атомных энергоблоков недостаток квалифицированных ручников-сварщиков становится острой проблемой. Радикальным решением этой проблемы при монтаже ГЦТ ВВЭР является переход с ручной сварки на автоматическую.

Исследована и разработана технология автоматической аргонодуговой сварки трубопроводов Главного циркуляционного трубопровода Ду850 ВВЭР в узкую разделку, а также традиционную разделку. Сварка выполнялась с использованием орбитальных сварочных автоматов фирм Polysoude (Франция) и Arcmachines (США). Для аргонодуговой сварки стали 10ГН2МФА использовалась специально разработанная сварочная проволока Св-10Г1СН1МА.

Выполнены сравнительные исследования технологических возможностей сварочного оборудования. Произведена сварка натуральных макетов, изготовленных из биметаллических труб Ду850. Выполнен неразрушающий контроль и определение механических свойств в

объеме аттестационных испытаний. Проведены металлографические исследования зоны сплавления перлитного металла шва и аустенитной наплавки в зависимости от технологических вариантов сварки.

Разработка и аттестация технологии ремонта сварных соединений биметаллических трубопроводов Ду800 КМПЦ РБМК-1000 с использованием односторонней сварки

*Ходаков В.Д., Дурьнин В.А., Ходаков Д.В., Базанов М.А., Лукичева С.В.
ОАО НПО «ЦНИИТМАШ»*

При выполнении сварных соединений биметаллических труб Ду 800 КМПЦ (основной металл перлитная сталь типа 22К и нержавеющая плакировка (сталь типа 04Х20Н10Г2Б) атомных энергоблоков РБМК-1000 на заводе-изготовителе и при монтаже сначала выполнялась сварка с наружной стороны основного слоя трубопровода из перлитной стали, а затем проводилась сварка (восстановление) защитной наплавки (плакирующего слоя) изнутри трубопровода.

Сварка (наплавка) плакирующего слоя внутри трубопровода даже в условиях монтажа представляет собой сложную технологическую операцию. Проведение такой операции при ремонтах после эксплуатации, исходя из требований РБ, делает такую операцию не только исключительно сложной, но и с учётом дозовых нагрузок — небезопасной.

ОАО НПО «ЦНИИТМАШ» разработал и выполнил аттестационные испытания новой технологии ремонта биметаллических трубопроводов Ду 800 КМПЦ энергоблоков РБМК-1000 с наружной стороны («односторонняя сварка») с сохранением защитной наплавки корневых участков швов.

Принципиальные положения этой технологии следующие:

- подготовка разделки под сварку производится без удаления наплавки, при этом «усы» разделки (притупление) изготавливаются непосредственно в аустенитной плакировке;
- сварка корневого участка (восстановление защитной наплавки) производится аргонодуговой сваркой с присадкой типа 04Х20Н10Г2Б, что обеспечивает возможность проведения последующего отпуска;
- выполнение переходного слоя от аустенита к перлиту с использованием низкоуглеродистых перлитных сварочных материалов и специальной техники раскладки валиков;
- заварка полного сечения шва по стандартной технологии с использованием перлитных сварочных материалов.

Приспособление для ремонта граничной арматуры первого контура, расположенной ниже главного разъема ГЦН без выгрузки активной зоны на энергоблоке ВВЭР-1000 с РУ В-320

Маркелов Д.А.

Балаковская АЭС

Опыт проведения капитальных ремонтов на энергоблоках Балаковской АЭС показал, что время начала загрузки топлива в активную зону зависит от сроков и качества ремонта арматуры, расположенной ниже главного разъема ГЦН и ремонт которой невозможен без выгрузки активной зоны, так как данная арматура расположена на объединенном участке каналов системы аварийного и планового расхолаживания по линии планового и ремонтного расхолаживания. При этом ключевой арматурой является TQ40S05, так как именно она разделяет самую нижнюю точку ГЦТ и последующую линию всаса насосов аварийного и планового расхолаживания. То есть если активная зона загружена и соответственно первый контур заполнен как минимум до отм. 24 метра, арматура TQ40S05 должна быть исправна и вся арматура, расположенная ниже нее на объединенном участке линии планового и ремонтного расхолаживания, должна быть исправна. Из вышесказанного следует что в случае каких-либо задержек, связанных с ремонтом любой из указанных арматур, откладывается загрузка активной зоны, или могут возникнуть проблемы с качеством ремонта самой арматуры.

Также не исключено обнаружение дефекта в указанной арматуре после начала загрузки активной зоны в период ППР, во время гидротестов или во время работы на мощности. По самым скромным подсчетам появление дефекта в любой из арматур может привести к незапланированному простоя энергоблока свыше двух недель.

Предлагаемым приспособлением предлагается исключить из контура циркуляции в режиме ремонтного расхолаживания вышеуказанного участка, что позволит сократить подобный ремонт до нескольких часов, а также проводить ремонт данных арматур в любой ППР без выгрузки активной зоны. При этом срок подобного ремонта в зависимости от сложности ремонта дефектной арматуры вместе с разборкой и сборкой ГЦН-4 может составлять от 15 до 30 часов.

Промышленные технологии восстановления ресурсных характеристик (ВРХ) графитовых кладок РБМК-1000

Батарев Е.С., Желонкин Д.В., Кучин С.А., Мальхин С.А., Михальцов А.В., Шевцов И.А.

ООО «Пролог»

На 1-м блоке ЛАЭС в январе—августе 2013 году был выполнен масштабный ОКР по выпрямлению колонн графитовой кладки РУ РБМК-1000.

На 2-м блоке КуАЭС осенью 2013 года была поставлена задача перевести технологию выпрямления ГК на промышленный уровень: ускорить темпы ремонта не менее чем в 2 раза, снизить стоимость ремонта с ВРХ в 3—4 раза.

Задача была решена путем создания комплекса простого и надежного ремонтного оборудования и организации комплексной бригады из персонала АЭС с участием персонала предприятия-разработчика. В полном объеме использовался опыт, полученный на ЛАЭС.

Сравнительный анализ показал отсутствие значимых изменений нейтронно-физических характеристик, температурного режима графитовой кладки и других параметров реактора до и после выполнения работ по ВРХ. В настоящее время энергоблок эксплуатируется на номинальной мощности.

В настоящем докладе решение задачи кардинального ускорения и удешевления ремонта графитовой кладки РБМК-1000 рассматривается с точки зрения инструмента, которым выполнялся ремонт графитовой кладки.

Был разработан комплекс специального ремонтного оборудования:

- устройство для резки графита;
- устройство для калибровки отверстия в графитовой колонне;
- система удаления продуктов резки графита,
- устройство для силового выпрямления графитовых колонн.

Главным принципом разработки было решение проблемы максимально простым и целесообразным способом. Помимо минимальных сроков выполнения работы такой подход позволяет минимизировать и затраты.

Обучение ремонтного персонала проводилось на специальном стенде, созданном для этой цели на КуАЭС. Все работы по резке графита и прочим технологическим операциям выполнялись персоналом КуАЭС. Специалисты-разработчики ООО «Пролог» постоянно присутствовали на площадке для оперативного решения вопросов, возникающих в процессе ремонта графитовой кладки.

В ходе работ оборудование дорабатывалось для повышения его эффективности и надежности, а также для упрощения работы с ним.

В перспективе мы видим возможность дальнейшего совершенствования технологии ремонта и ремонтного оборудования для уменьшения сроков проведения ремонта с ВРХ до сроков обычного ППР и оптимизации затрат.

Разработка норм производственного запаса товарно-материальных ценностей на ремонтно-эксплуатационные нужды

*Янченко Ю.А., Ткачук С.А., Гуринович В.Д.
ОАО «ВНИИАЭС»*

Нормы производственного запаса товарно-материальных ценностей (ТМЦ) являются неотъемлемой составляющей эффективного управления эксплуатацией атомных станций как важной части производственно-хозяйственной деятельности. От их правильного расчета зависит как безопасность эксплуатации, так и надежность функционирования АС.

Для обоснованного нормирования ТМЦ разработан и введен в действие документ МТ 1.2.6.2.0112-2012 «Нормирование производственного запаса материально-технических ресурсов для обеспечения ремонтно-эксплуатационных нужд атомных станций. Типовая методика».

Согласно методике норма производственного запаса – это плановая величина (мера) необходимого уровня запаса материальных ресурсов для обеспечения ритмичного процесса производства на АС, естественно, с соблюдением всех требований по безопасности эксплуатации. Для этих целей весь производственный запас подразделяется на следующие виды:

- основной (оперативный) запас, охватывающий отдельными группами материальные ресурсы на эксплуатацию и на ТО и ремонт;
- неснижаемый запас, включающий отдельно ТМЦ на ТО и ремонт, эксплуатационные нужды, запас ТМЦ на мероприятия ГО и ЧС;
- ремонтный фонд ТМЦ АС;
- централизованный запас ОАО, включающий отдельно страховой запас (СЗ) и централизованный ремонтный обменный фонд (ЦРОФ).

Основу нормирования составили данные опыта эксплуатации, включая статистику нарушений и отклонений в работе АС, экспертные оценки атомных станций и ЦА ОАО «Концерн Росэнергоатом», а также сведения о расходовании ТМЦ за период 2002–2013 гг.

После разработки норм по всем перечисленным видам производственного запаса ТМЦ выполнен дифференцированный расчет их

стоимости, а также подготовлены рекомендации по совершенствованию управления запасами.

Предотвращение образования и развития межкристаллитного коррозионного растрескивания под напряжением в сварных соединениях аустенитных трубопроводов Ду300 на АЭС с РУ РБМК 1000

Бабкин Л.Б., Бабенко Т.С., Осипова Т.А., Тарасов А.В.
ОАО «ВНИИАЭС»

Карась В.А.
ОАО «Концерн Росэнергоатом»

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 с акцентом на результаты и перспективы применения технологии механического перераспределения остаточных сварочных напряжений (технология MSIP).

Учитывая, что к настоящему времени количество СС Ду300 типа «труба—труба» на всех энергоблоках АЭС с РУ РБМК-1000, к которым была применена технология MSIP, составляет 9090 единиц (ориентировочно 50% от всех СС Ду300), представляется, по мнению авторов, целесообразным существенно приблизить завершение искусственно поддерживаемой проблемы МКРПН для СС Ду300 путем распространения технологии MSIP на СС Ду300 типа «труба—патрубок оборудования/арматура», «труба—конусный переход», «труба—патрубок тройник», для которых в течение всего периода эксплуатации применяются только мероприятия организационного характера.

Авторами в докладе представлены результаты расчетно-экспериментального обоснования применения технологии MSIP для указанных типов СС Ду300, подтверждающие эффективность применения технологии MSIP в качестве контрмеры по предотвращению образования и развития трещин МКРПН.

На основании анализа результатов десятилетнего опыта применения технологии MSIP для СС Ду300 на АЭС с РУ РБМК-1000 в докладе приведены рекомендации по повышению эффективности использования результатов технологии MSIP, направленных на бездефектную эксплуатацию аустенитных трубопроводов Ду300, по технологическому, эксплуатационному и организационному направлениям.

Опыт решения задачи разработки и поставки оборудования для новых энергоблоков АЭС с комплектом ремонтной документации

Требунский Е.Н.

ВФ ОАО «ВНИИАЭС»

Знания, требующиеся для своевременного и качественного выполнения ТОиР оборудования:

- Стратегия проведения ТОиР (ЗАДАЧА);
 - Технология выполнения работ ТОиР (ПРОЦЕСС);
 - Требования к техническому состоянию оборудования (РЕЗУЛЬТАТ);
- История разработки ремонтной документации для оборудования АЭС.

Современные требования к комплектности и содержанию документации на ТОиР.

Появление приказа ОАО «Концерн Росэнергоатом» о решении задачи разработки и поставки оборудования для новых энергоблоков АЭС с комплектом ремонтной документации.

Разработка ОАО «ВНИИАЭС» комплекта ремонтной документации на парогенератор ПГВ-1000МКП для инжиниринговой компании «ЗИОМАР» (г.Подольск), выполняющей изготовление и поставку оборудования на новые энергоблоки АЭС с реакторами ВВЭР-1200.

Краткая характеристика разработанных документов — Программы ТОиР, ТУ на ремонт, комплект технологической документации.

Внедрение пневмогидроимпульсного способа очистки маслопроводов турбоагрегатов АЭС

Лукин В.А., Новиков А.В.

ОАО «ВНИИАЭС»

Предпосылками внедрения пневмогидроимпульсного способа очистки маслопроводов турбоагрегатов АЭС являются результаты анализа нарушений в работе систем автоматического регулирования и защиты (САРЗ) турбин.

Основные причины нарушений и корректирующие мероприятия указывают на недостатки существующих методов очистки маслопроводов турбоагрегатов АЭС. С целью повышения эффективности существующих методов очистки маслопроводов турбоагрегатов, ОАО «ВНИИАЭС» предложил использовать пневмогидроимпульсный способ.

При пневмогидроимпульсном способе очистки осуществляется подача сжатого воздуха в промываемые контуры, что способствует

вспениваю масла, увеличению его объема в точке подвода воздуха и позволяет более качественно отмыть напорные маслопроводы и бóльшую поверхность сливных коллекторов в отличие от гидродинамического способа. Увеличению омываемой поверхности сливных маслопроводов способствует, также, подача гидравлических и пневматических импульсов в период проведения очистки.

Оценка эффективности пневмогидроимпульсного способа по результатам опытных промывок на АЭС позволила сделать вывод о положительном влиянии внедряемого способа очистки на качество и надежность работы гидравлических систем регулирования и снижения числа отказов САРЗ по причине неудовлетворительного качества очистки маслопроводов турбоагрегатов.

Основные пути совершенствования эффективности и снижения трудоемкости пневмогидроимпульсного способа очистки направлены на автоматизацию промывочных устройств. ОАО «ВНИИАЭС» выполнил разработку конструкторской документации автоматизированных промывочных устройств с учетом выявленных недостатков в период опытных промывок.

Методика пневмогидроимпульсного способа очистки маслопроводов турбоагрегатов предусматривает только очистку маслопроводов и не связана с очисткой «промывочного» масла. Данная работа содержит рекомендации по постпромывочной очистке эксплуатационного («промывочного») масла и требования, предъявляемые к качеству турбинного масла.

Разработка и внедрение комплекса специального оснащения для ремонта оборудования и трубопроводов АЭС

Лебедев Н.В.

ЗАО «ГМЗ «ХИММАШ»

Комплекс специального оснащения (КСО) предназначен для механизированного восстановительного ремонта узла приварки коллектора теплоносителя к патрубку Ду1200 парогенератора ПГВ-1000 на АЭС с реакторными установками ВВЭР-1000.

Целью создания КСО является обеспечение высокого качества ремонта, снижение трудоемкости ремонтных работ и уменьшение времени пребывания персонала в зоне радиационного воздействия.

В техническом предложении, подготовленном ЗАО «ГМЗ «ХИММАШ» в 2012 году были разработаны следующие аспекты:

- анализ качественной картины повреждений ремонтируемого узла в зоне сварного соединения №111 и описание размерных характеристик местных повреждений;

- статистический анализ размерных характеристик повреждений, позволивший выявить ряд закономерностей расположения центров местных повреждений в узле;
- количественное обоснование выбора проектируемой разделки ремонтного шва с использованием результатов статистического анализа размерных характеристик повреждений и сравнение с традиционной разделкой, применяемой при ремонте в зоне сварного соединения №111;
- проектный технологический процесс механизированного ремонта узла;
- компоновочные решения основных элементов КСО, включая оснащение для механообработки, автоматической сварки, опорно-установочное устройство и специальную оснастку для раскрепления коллектора теплоносителя.

Оригинальными элементами разработанного комплекса являются опорно-установочное устройство для монтажа исполнительного оборудования на ремонтируемом узле, труборез с модернизированным приводом, который может быть оснащен специальной фрезерной головкой.

Комплекс позволяет производить кольцевое вырезание полосы повреждений и формирование кромок ремонтной разделки токарной обработкой, вырезать местные повреждения путем фрезерования. Заполнение ремонтной разделки производится автоматической аргонодуговой сваркой неплавящимся электродом с подогревом присадочной проволоки. Сварочный автомат снабжен видеосистемой для удаленного наблюдения за процессом сварки. Управление сварочным автоматом и процессом сварки производится от программируемого источника сварочного тока.

Управляющее оборудование КСО устанавливается в чистой зоне, на удалении от ремонтируемого узла и соединено с исполнительным через компактный кабельный жгут. Стойка управления имеет блок регистрации сварочных параметров в реальном времени с выводом их графиков на дисплей, а также видеомониторы для отображения зоны сварки до и после электрода.

В 2013 году все компоненты КСО были изготовлены и поставлены на Нововоронежскую АЭС, где на базе снятого с эксплуатации парогенератора ПГВ-1000 подготовлено лабораторно-стендовое сооружение для испытаний КСО и экспериментальной отработки технологии ремонта данного узла.

В настоящее время совместно со специалистами ЦЦР Нововоронежской АЭС проводится экспериментальная отработка техноло-

гии ремонта. В работе принимают участие ОАО НПО «ЦНИИТМАШ» и ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС».

Ранее аналогичный сварочный комплекс был разработан и поставлен на Кольскую АЭС для ремонта сварного соединения №23 на парогенераторах ПГВ-440.

Информационная система «Портал поддержки пусконаладочных работ»

Плешакова Н.В.

Смоленский учебно-тренировочный центр «Атомтехэнерго» ОАО «Атомтехэнерго»

ОАО «Атомтехэнерго» является бизнес-единицей электроэнергетического дивизиона ОАО «Атомэнергопром» и выполняет все виды пусконаладочных работ (ПНР) по всей номенклатуре оборудования и систем АЭС. ПНР включают разработку координационного плана и пусконаладочной документации, разработку и ведение сметно-финансовой документации, контроль за проведением испытаний и предоставлением отчетно-сдаточной документации и другие виды деятельности. Для автоматизации части функций основной деятельности предприятия, повышения эффективности контроля и управления ПНР, повышения активности и мотивирования персонала в области инновационной деятельности организации, а также сокращения сроков исполнения проектов внутри ОАО «Атомтехэнерго» была инициирована разработка информационной системы «Портал поддержки пусконаладочных работ».

Портал представляет собой комплекс программно-технических средств, обеспечивающих единую точку доступа (портальное решение) пользователям для использования заложенных функций согласно назначенным правам доступа.

Портал обеспечивает решение следующих задач:

- создание единой системы управления проектами;
- обеспечение информационной поддержки основной деятельности предприятия;
- контроль сроков выполнения работ;
- организация единого информационного пространства для территориально распределенных подразделений предприятия;
- автоматизация части рутинных процессов с целью сокращения сроков выполнения работ;
- повышение активности и эффективности инновационной деятельности;
- обеспечение возможности оперативного получения пользователями информации об интересующем объекте;

- предоставление единого инструмента для общения пользователей.

Программно-аппаратный комплекс Портала состоит из центрального сервера, включающего кластер из двух серверов-обработчиков, центральное файловое хранилище и хранилище резервных копий, а также дочерних серверов подразделений предприятия и клиентских рабочих станций. Весь программно-аппаратный комплекс Портала будет проходить сертификацию на соответствие классу 1Г защищенности системы от несанкционированного доступа.

Портал включает 12 подсистем, семь из которых непосредственно связаны с выполнением ПНР (например, подсистемы поддержки ПНР, хранения документации, планирования и управления и т.д.), а остальные пять — реализуют обеспечивающие и дополнительные функции (администрирование, коммуникации, информирования и пр.).

В период с марта по июль 2014 г. в одном из филиалов ОАО «Атомтехэнерго» в рамках проекта производственной системы «Росатом» «Оптимизация процесса выпуска пусконаладочной документации для энергоблока №1 НВАЭС-2» прошел опытно-промышленную эксплуатацию (ОПЭ) один из модулей Портала — «Управление пусконаладочной документацией». Результаты ОПЭ модуля показали значительное улучшение и повышение эффективности процесса выпуска пусконаладочной документации. В настоящее время ведется активная разработка функционала других подсистем и модулей Портала.

Тренажёры ремонтных процессов оборудования АЭС на основе виртуальной реальности

Слонимский В.М., Симоненко С.И.

Ленинградская АЭС

Подготовка ремонтного персонала играет важную роль в работе и обслуживании атомной станции. Традиционные методики подготовки персонала с использованием натуральных макетов оборудования становятся недоступными, когда речь идет о крупногабаритном и дорогостоящем оборудовании.

Для решения подобных задач создаются компьютерные интерактивные динамические обучающие системы с использованием технологий виртуальной реальности, на основе которой и разрабатываются тренажёры ремонтных процессов для Ленинградской АЭС. Основной задачей таких тренажёров является получение, закрепление и контроль знаний по технологиям ремонта различного оборудования.

Основной элемент обучения — представление обучающих ситуаций с применением трехмерной графики. Графические модели деталей

оборудования разработаны в точном соответствии с конструкторской документацией реального оборудования. Представление ремонтных процессов и операций осуществляется воспроизведением анимаций в трехмерном пространстве, наглядно отражающих суть конкретного элемента технологического процесса.

Тренажёр позволяет отображать дополнительную текстовую, графическую, аудио и видеоинформацию. Для обеспечения имитации действий человека с объектами виртуального пространства разработана система человеко-машинного взаимодействия.

В тренажере поддерживаются несколько способов обучения, которые могут применяться в зависимости от конечной цели обучения, а также уровня подготовки обучаемых.

На данный момент обучающие системы, созданные на основе технологии виртуальной реальности, стали являются неотъемлемой частью процесса подготовки ремонтного персонала АЭС, дающие возможность получения и закрепления необходимых знаний методом активного взаимодействия обучаемого с графическими образами деталей, оснастки и инструментов в трехмерном виртуальном пространстве, таким образом, повышая профессионализм персонала, а значит и безопасность АЭС.

Место ИСУ ТОИР в современных системах управления активами. Стандарты серии ISO 5500X

Харчук Е.С.

ООО «НПП «СпецТек»

СпецТек — профессиональный консультант в области управления физическими активами предприятий, ведущий российский разработчик программных продуктов и решений для управления физическими активами и процессами их технического обслуживания и ремонта (ТОиР).

В области своей специализации НПП «СпецТек» владеет методологией международных и национальных стандартов, определяющих требования к системам управления физическими активами, безопасностью труда и охраной здоровья, экологическими аспектами, качеством, обладает более чем 20-летним опытом внедрения таких систем. С 1994 года НПП «СпецТек» занимается разработкой, развитием, поставкой ЕАМ-системы TRIM, и внедрением на его основе информационных систем управления.

На базе «Научно-производственного предприятия «СпецТек» образован технический комитет по стандартизации №086 «Управление активами» (ТК86). Комитет ТК86 создан как аналог ТК251

«Asset Management» Международной организации по стандартизации (ISO).

Современные информационные системы управления активами обеспечивают сбор, хранение, обработку и анализ информации об активах, которая требуется организации для управления активами в течение их жизненного цикла.

В апреле 2005 г. на Смоленской АЭС сдана в промышленную эксплуатацию информационная система поддержки управления эксплуатацией станции. Система построена на базе программного комплекса TRIM разработки НПП «СпецТек» и получила название «Десна-2». В конце 2009 г. система расширилась за счет запуска подсистемы материально-технического снабжения.

Сейчас в «Десне-2» зарегистрировано более 1,5 тыс. пользователей, и она включает в себя базу данных по оборудованию, планирование работ по регулярному контролю технического состояния, управление процессом плановых периодических или внеплановых ремонтов, управление материально-техническим снабжением, анализ и оценку эффективности (качества) работ, информационную поддержку руководителей и специалистов АЭС по вопросам безопасной и экономичной эксплуатации АЭС.

Анализируя указанные выше стандарты, можно утверждать, что «Десну-2» следует дальше развивать в следующих направлениях:

- Установить взаимосвязь между стратегическими мероприятиями организации и выполняемыми работами по ТОиР;
- В периодических работах указывать плановые затраты по ресурсам;
- Годовые заявки формировать исходя из планируемых затрат на работы и сведений об остатках на складах;
- Интегрироваться с системой отдела договоров для получения сведений о выполнении заявок на снабжение;
- Интегрироваться с системами АСУ ТП и SCADA, осуществляющими регистрацию и контроль параметров активов и процессов;
- Собирать и анализировать данные о техническом состоянии, поступающие от различных источников, что позволит выделить группы видов оборудования по стратегиям обслуживания: где возможно и целесообразно выполнение ремонтов по отказам, а где требуются предупредительные виды обслуживания, в том числе с учетом состояния.

Подсекция 1.2
ИНЖЕНЕРНАЯ ПОДДЕРЖКА ЭКСПЛУАТАЦИИ АЭС

Направление

**ДИАГНОСТИКА, ПОВЫШЕНИЕ НАДЁЖНОСТИ
ТЕПЛОМЕХАНИЧЕСКОГО ОБОРУДОВАНИЯ, МОДЕРНИЗАЦИЯ
И ПРОДЛЕНИЕ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГБЛОКОВ АЭС**

**Интеллектуальные системы неразрушающего контроля
и технической диагностики — основа безопасной
эксплуатации АЭС**

Клюев В.В., Кузелев Н.Р.

ЗАО «НИИИИИ МНПО «Спектр»

Повышение надежности объектов использования атомной энергии в условиях увеличения сроков эксплуатации объектов требует оценки ресурса оборудования на всех стадиях его жизненного цикла и по всем входящим в него составляющим. Специфика атомной промышленности обусловила широкое применение средств контроля и диагностики, имеющих, ряд особых свойств. Широкий спектр последних достижений в области приборных, схемных и конструктивных решений и технических средств регистрации, используются для повышения надежности тепломеханического оборудования, материаловедения и контроля металла, диагностики и продления срока службы АЭС.

Радиография и ультразвуковые методы широко применяются при контроле сварных соединений и узлов атомного машиностроения. При строительстве и эксплуатации АЭС могут найти применение средства НК, созданные НИИ интроскопии для нефтегазовой и авиакосмической отраслей: Ультразвуковые дефектоскопы и томографы, которые широко применяются для контроля сварных швов нефтегазовых трубопроводов. Измерители скорости и времени распространения ультразвуковых продольных волн в бетоне, предназначенные для контроля прочности бетона и оценки глубин трещин.

Безопасность можно рассматривать исходя из схемы системы НК и ТД как интеллектуальной, в которую входят:

- Средства НК и ТД,
- Персонал, в том числе его обучение и аттестация,
- Нормативные документы, в том числе метрология и сертификация.

Такой подход к построению датчиков уже сегодня позволяет во многом реализовать проявившиеся в последние годы тенденции их совершенствования.

Внедрение системы автоматизированного контроля остаточного ресурса (САКОР) на этапе продления срока службы энергоблока

*Беркович В.Я., Богачев А.В., Меркун А.В., Нагорный А.О., Шагов Е.В.
ОАО ОКБ «Гидропресс»*

Продление срока службы энергоблока связано с выполнением целого комплекса мероприятий для подготовки его к дальнейшей эксплуатации.

Требования, по которым составляется программа модернизации энергоблока, зафиксированы в нормативных документах НП-017-2000 «Основные требования к продлению срока эксплуатации блока атомной станции» и СТО 1.1.1.01.006.0327-2008 «Стандарт организации. Продление срока эксплуатации блока атомной станции». Среди них есть требование о необходимости разработки Программы по управлению ресурсными характеристиками, содержание которой регламентировано стандартом концерна «Росэнергоатом» «Управление ресурсными характеристиками элементов энергоблоков атомных станций». СТО 1.1.1.01.007.0281-2010.

Для того, что бы «управлять ресурсом», заранее предвидя возможность ремонта/замены/модернизации элемента необходимо иметь прогноз остаточного ресурса, который можно получить, применяя методы непрерывной аналитической диагностики состояния металла, которые совместно с периодическим применением НК позволят управлять ресурсными характеристиками. Несмотря на то, что неразрушающий контроль (НК) является прямым физическим методом выявления повреждения металла оборудования, он имеет ряд особенностей. Прежде всего НК выявляет уже последствие повреждения металла в виде различного типа трещин и не может дать количественную оценку величины накопленного усталостного повреждения. Кроме того НК можно проводить только во время ППР, а зоны концентрации напряжений для РУ типа ВВЭР расположены на внутренних поверхностях оборудования и трубопроводов, к которым доступ персонала ограничен и соответственно имеется большое количество непригодных для контроля мест.

В качестве метода непрерывной аналитической диагностики состояния металла предлагается использовать систему автоматизированного контроля остаточного ресурса (САКОР).

При внедрении САКОР на энергоблоки, находящиеся в эксплуатации и подлежащие продлению ресурса, требуется учесть следующие проблемы:

- металл оборудования РУ частично выработал свой ресурс и необходимо количественно оценить величину накопленного повреждения;

- имеются начальные несовершенства (язвы, коррозия, случай повреждения с последующим ремонтом и т. д.);
- на энергоблоке имеется недостаточный объем современного контроля параметров эксплуатации;
- необходимость контролировать напряженное состояние и остаточный ресурс зон повреждения во время эксплуатации (например зону с.с. №111).

Мониторинг строительных конструкций, зданий и сооружений АЭС

Широков А.М., Сараев Р.В., Кривдин Д.Г.

ОАО «ВНИИАЭС»

В настоящее время ОАО «ВНИИАЭС» осуществляет сопровождение эксплуатации отраслевой системы диагностирования (ОСД) ОАО «Концерн Росэнергоатом», в которую диагностическая информация поступает с 1, 2 и 3 энергоблоков Калининской АЭС.

В текущем году предусмотрено расширение возможностей ОСД за счёт:

- Подключения к ОСД энергоблока №4 Калининской АЭС и завершения формирования головного образца ОСД на АЭС с РУ ВВЭР.
- Создания головного образца ОСД на АЭС с РУ РБМК (Смоленская АЭС).

Наряду с этим, одним из наиболее перспективных направлений для расширения возможностей ОСД является добавление в ее состав систем геотехнического мониторинга (СГМ) и систем мониторинга инженерных сооружений (СМИС) АЭС (основание для создания подобных систем являются ГОСТ 22.1.12-2005 и ГОСТ Р 53778-2010). Основной целью данных систем является проведение комплексного мониторинга состояния строительных конструкций, зданий и сооружений АЭС. Вопрос создания подобных систем является актуальным и уже получил свое развитие на объектах энергетики РФ (АЭС, ТЭС, ГЭС). В состав таких систем входят различные датчики (деформации, силы, давления в грунте, инклинометры, пьезометры, экстензометры, волоконно-оптические датчики деформации и т.д.), позволяющие с высокой точностью отслеживать величину и скорость изменения контролируемых параметров. Получаемая с датчиков информация подвергается оценке соответствия заданным эксплуатационным характеристикам и служит основанием для определения технического состояния контролируемого здания, сооружения и/или конструкции АЭС (как на этапе строительства, так и на этапе эксплуатации).

В настоящее время ОАО «ВНИИАЭС» проводит работы по разработке технического задания и технических требований для создания

и внедрения комплексной системы мониторинга и диагностирования герметичной оболочки (ГО) АЭС с РУ ВВЭР-1000. Создание комплексной системы позволит в период эксплуатации энергоблока АЭС по результатам измерений заданных параметров в выбранных точках и областях ГО получить информацию о текущем техническом состоянии ГО и другие сведения, необходимые для разработки установленных предупреждающих мер.

ОАО «ВНИИАЭС» разрабатывает технические предложения на создание систем мониторинга фундамента турбоагрегата и геотехнического мониторинга АЭС и ГЭС.

Измерительная информация от СГМ и СМИС, передаваемая в ОСД, позволит более эффективно, оперативно и качественно проводить анализ технического состояния оборудования, зданий, сооружений, элементов конструкций объектов АЭС.

Комплексное использование систем мониторинга и диагностирования оборудования, зданий и сооружений, а также геотехнического мониторинга, интегрированных в ОСД повысит эффективность эксплуатации энергоблоков АЭС.

Техническое диагностирование как элемент управления жизненным циклом АЭС

Козырев В.Д.

Ростовский филиал «Ростоватомтехэнерго»

Мыцков А.А.

ЗАО «Промсервис»

В настоящем докладе приведена предлагаемая авторами концепция – «Техническое диагностирование как элемент управления жизненным циклом АЭС». Создание и развертывание этой концепции отвечает требованиям «Федерального закона об использовании атомной энергии» Российской Федерации, соответствует целям и задачам развития диагностики, требованиям других нормативных документов, правил и т.д.

Повышенный проектный срок эксплуатации новых энергоблоков АЭС требует более представительной доказательной базы обеспечения условий безопасной эксплуатации. Существует комплекс рекомендаций МАГАТЭ по обеспечению долгосрочной эксплуатации, который может быть эффективно учтен при вводе в эксплуатацию новых энергоблоков АЭС.

Эффект для новых АЭС от применения средств диагностики на всех этапах управления жизненным циклом заключается в обеспечении бесперебойной эксплуатации, переходе на обслуживание по техниче-

скому состоянию и, в конечном счете, к снижению издержек владения основными фондами эксплуатирующей организации и получению максимальной прибыли.

Концепция «Техническое диагностирование как элемент управления жизненным циклом АЭС» рассматривает место технической диагностики в управлении жизненным циклом АЭС, обосновывает назначение и области применения комплексной технической диагностики, границы ее функциональности, дает оценку ожидаемым технико-экономическим результатам от внедрения диагностики на каждом этапе.

В ходе работы над предполагаемым подходом был выполнен анализ необходимости диагностирования оборудования, систем и сооружений на всех этапах управления жизненным циклом. Представлены этапы формирования «Цифрового досье блока АЭС» с учетом данных диагностики на всех этапах управления жизненным циклом.

Трехмерные информационные модели энергоблока АЭС как основа для решения задачи создания отраслевой системы диагностики и управления ресурсными характеристиками энергоблоков АЭС

Тихоновский В.Л.
ЗАО «НЕОЛАНТ»

Задача управления ресурсными характеристиками элементов 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:

- в соответствии с «Программой деятельности Государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» на долгосрочный период (2009—2015 годы)», основное оборудование АЭС будет работать на повышенных режимах;
- 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 УРХ. 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 разных видов элементов энергоблоков; 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 элементов энергоблоков и поддержки УРХ 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 информационной поддержки УРХ, 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).

Новые диагностические признаки в отраслевой системе диагностирования Концерна Росэнергоатом

Павелко В.И., Свежинцева П.Ю., Финкель Б.М.

ЗАО «Научно-технический центр «Дианпром»

Отраслевая система диагностирования (ОСД) Концерна Росэнергоатом, позволяющая:

- выявлять взаимную диагностическую информацию, распределенную по разным локальным системам диагностики;
- применять централизованные вычислительные процедуры к накопленным БД в отраслевом центре диагностирования;

- производить удалённое комплексное диагностирование в автоматическом и автоматизированном режиме, в течение 2013 года находилась в опытно-промышленной эксплуатации.

Анализом долгосрочных статистик по времени и по ансамблю блоков АЭС:

- формализованы нейтронно-теплогидравлические источники, представляющие информацию об активной зоне в эксплуатационных условиях;
- сконструированы новые численные меры (диагностические признаки) с известными названиями: «энергонапряжённость», «локальный поканальный расход ТН», «глобальный обшконтурный расход ТН»;
- разработан шумовой метод измерения концентрации борной кислоты ТН.

Экспериментально показано, что:

- в разных кампаниях наблюдаются существенно разные поля вышших типов акустических стоячих волн (АСВ), из-за чего возможно нежелательное тройное совпадение гармоник частоты вращения ГЦН, собственной частоты элемента конструкции ТВС и частоты высшего типа корпусной АСВ;
- два основных фактора – вибрационный и теплогидравлический – определяющие эксплуатационную надёжность ТВС, изменяются как от кампании к кампании, так и в течение одной кампании, что требует непрерывного их контроля.
- появление газового объёма в верхней части коллектора ПГ, под крышкой корпуса РУ и, в частности, газовый объём («гремучая» смесь) под чехлами ОР СУЗ, значительно уменьшает частоту соответствующей АСВ.

Комплексная система контроля течи теплоносителя РУ ВВЭР

Дворников П.А., Ковтун С.Н., Бударин А.А., Кондратович Ф.В., Кудряев А.А., Полионов В.П., Титаренко Н.Н., Шутлов П.С., Хрячков В.А. ГНЦ РФ «ФЭИ»

Изложены основные положения комплексной системы автоматизированного контроля течи (КСАКТ). Комплекс средств КСАКТ предназначен для контроля герметичности оборудования и трубопроводов на технически сложных и потенциально опасных промышленных объектах, оперативного обнаружения течей, оценки их величины и координат на основании анализа данных, поступающих от автономных подсистем контроля течи. КСАКТ содержит пять независимых, функционирующих на различных физических принципах, взаимодополняющих друг друга, отдельных подсистем контроля течи.

Разработка алгоритмического обеспечения СКТ трубопроводов и оборудования контуров давления АЭС

Матвеев Е. Л.

ООО ИЦД НИКИЭТ

Матвеев А. Л., Стрелков П.Б.

ОАО НИКИЭТ

Своевременное обнаружение течи позволяет предотвратить разрастание масштабов аварий, вызванных потерей целостности оборудования РУ, и, тем самым, повышает безопасность АЭС.

В целях обнаружения течи теплоносителя и определения её параметров (массового расхода и местоположения) была разработана и внедрена (на текущий момент внедрена на 11 энергоблоках с реакторной установкой типа РБМК и на 2 энергоблоках с реакторной установкой типа ВВЭР) автоматизированная система контроля течи теплоносителя (АСОТТ), основанная на анализе нескольких, независимых друг от друга, физических величин. Система позволяет обнаружить течь на ранней стадии возникновения и контролировать её развитие, предоставляя обслуживающему персоналу исчерпывающую информацию для принятия соответствующих своевременных мер. Однако, учитывая опыт эксплуатации и ввод в действие федерального закона 102-ФЗ «Об обеспечении единства измерений», потребовалось обеспечить более жёсткие требования к системе, а именно:

- расширить диапазон измерения величины массового расхода течи до величины $10 \div 1140$ кг/ч;
- сократить время обнаружения и измерения массового расхода течи с момента возникновения течи в диапазоне измерения до 20 минут;
- обеспечить 50% предел допускаемой относительной погрешности измерений величины массового расхода течи;
- ограничить абсолютную погрешность измерения местоположения течи по каждой координате величиной 2 метра.

Для обеспечения указанных выше требований были разработаны алгоритмы, использующие методы контроля, основанные на различных физических принципах, сочетание и взаимное дополнение которых позволяют удовлетворить всем предъявляемым к системам обнаружения течи требованиям. Методы контроля, используемые в АСОТТ, включают в себя: контроль акустического давления в контролируемом помещении, контроль влагосодержания воздушной среды, контроль температурного поля воздушной среды и контроль объёмной активности аэрозолей в контролируемом помещении.

Расстановка первичных преобразователей для каждой из подсистем контроля течи производилась по результатам расчётно-экспериментальных обоснований в сотрудничестве с ГНЦ ФЭИ и отделением те-

плофизики НИКИЭТ. Расчёты проводилась с помощью аттестованных программных кодов (Ansys, КУПОЛ-М, СОСОС) и подтвержались как проведением экспериментов на стендовой базе НИКИЭТ, так и с помощью информации о реальной эксплуатации систем на атомных станциях.

Совершенствование систем диагностики по опыту эксплуатации на РУ АЭС с ВВЭР

Калинин А.Н., Павелко В.И., Финкель Б.М.

ЗАО «Научно-технический центр «Диапром»

ЗАО Научно-технический центр «Диапром» является одним из основных поставщиков систем оперативной диагностики реакторной установки АЭС с ВВЭР.

Начиная с 2004г., ЗАО «НТЦД» разработал, изготовил и ведет сопровождение эксплуатации следующих систем диагностики РУ АЭС ВВЭР:

- системы контроля вибраций (СКВ, СВШД);
- системы обнаружения свободных предметов (СОСП);
- системы контроля перемещений (СКПТ);
- системы комплексного диагностирования (СКД);

Системы СКВ, СОСП эксплуатируются на российских и зарубежных АЭС:

- СКВ, СОСП на блоках 3,4 КЛН АЭС, блоке 2 РСТ АЭС, СКПТ на блоке 1 КЛН АЭС;
- СВШД, СОСП на блоках 1,2 АЭС «Тяньвань» (Китай), СКВ, СОСП на блоках 1,2 АЭС «Куданкулам» (Индия), блоке 1 «АЭС «Бушер» (Иран), блоке 4 Ровенской АЭС, блок 2 Хмельницкой АЭС (Украина).

За время эксплуатации систем накоплен большой опыт, позволивший:

- выявить недостатки в работе систем и устранить их в процессе эксплуатации;
- разработать отраслевые технические требования к системам СКВ, СОСП;
- разработать методику диагностирования систем виброшумовой диагностики;
- разработать инструкции по действиям персонала при выявлении отклонений от проектного состояния.

Основные направления работ по совершенствованию систем:

- повышение качества диагностирования путем разработки критериев стабильности и диагностического паспорта каналов для протоколирования их актуального качества.
- развитие новых направлений в диагностировании оборудования и трубопроводов РУ.

Продление сроков эксплуатации энергоблоков АЭС России

Гилев В.А.

ОАО «Концерн Росэнергоатом»

Продление сроков эксплуатации энергоблоков действующих АЭС после исчерпания назначенного сроков службы, по-прежнему, является одной из актуальных задач на современном этапе развития атомной энергетики России и наиболее экономически эффективным направлением вложения финансовых средств в производство электрической энергии за счет сохранения генерирующих мощностей энергоблоков АЭС при условии обеспечения приемлемого уровня безопасности.

По состоянию на 30 марта 2014 г. выполнены работы по ПСЭ 19 энергоблоков АЭС суммарной установленной мощностью 11 802 МВт. Выполненными работами обоснована возможность безопасной эксплуатации энергоблоков за пределами назначенного срока эксплуатации. В установленном порядке получены лицензии Ростехнадзора на эксплуатацию в дополнительный период.

На энергоблоках с продленным ресурсом выработано свыше 350 млрд. кВт.ч электроэнергии, а их суммарная мощность составляет – 46,7% от установленной мощности действующих энергоблоков АЭС Российской Федерации

В перспективе до 2023 года перед ОАО «Концерн Росэнергоатом» стоит не менее сложная и амбициозная задача сохранения в ряду действующих еще 13-ти энергоблоков АЭС суммарной установленной мощностью 10 737 МВт.

В настоящее время уже реализуются программы подготовки к дополнительному сроку эксплуатации на 10 энергоблоках: энергоблок № 4 Курской АЭС; энергоблок № 4 Кольской АЭС; энергоблок № 2 Смоленской АЭС; энергоблоки № 1, 2 Калининской АЭС; энергоблоки № 1 - 4 Балаковской АЭС, энергоблок № 4 Нововоронежской АЭС. Находятся в стадии разработки 3 инвестиционных проекта ПСЭ: энергоблоки № 1,2 Кольской АЭС, энергоблок № 3 Смоленской АЭС.

Результаты продления срока 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 до 60 лет

Потапов В.В., Логинов А.М., Овчаров О.В., Ильин В.А., Немытов Д.С., Широков А.М.
ОАО «ВНИИАЭС»

Продление срока эксплуатации энергоблоков АЭС в настоящее время актуально во многих странах мира, использующих атомную энергию. Актуальность обусловлена в первую очередь тем, что значимая часть энергоблоков АЭС выработала (или вырабатывает) свой назначенный срок службы.

ОАО «ВНИИАЭС» в рамках работ по продлению срока эксплуатации (ПСС) энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000 успешно выполняются следующие виды работ:

- разработка нормативно-технической и методической документации по управлению ресурсными характеристиками элементов;
- разработка и внедрение современных средств и методик диагностирования и неразрушающего контроля элементов энергоблоков;
- комплексное обследование систем энергоблоков;
- оценка технического состояния и остаточного ресурса оборудования, трубопроводов, строительных конструкций зданий и сооружений;
- создание и ведение баз данных по ресурсным характеристикам элементов;
- разработка программ по управлению ресурсными характеристиками элементов энергоблоков в период дополнительного срока эксплуатации, учитывающих основные механизмы старения материалов и историю нагружения;

Для всех энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000 срок службы продляется до 30 лет. К настоящему времени в ОАО «ВНИИАЭС» накоплен опыт по оценке технического состояния и остаточного ресурса более 250 разнотипных единиц тепломеханического оборудования (теплообменные аппараты, баки, насосы, фильтры и др.) и 50 систем трубопроводов.

ОАО «ВНИИАЭС» внедрил на Калининской АЭС модель отраслевой системы диагностирования (ОСД) ОАО «Концерн Росэнергоатом». Система автоматически собирает и передает в отраслевой центр диагностики информацию, поступающую от систем диагностирования, смонтированных на энергоблоках №№ 1÷3 Калининской АЭС. Выполняются работы по расширению ОСД путем подключения к ней систем диагностирования, смонтированных на других энергоблоках АЭС.

Разработаны и ведутся следующие локальные базы данных по ресурсным характеристикам элементов АЭС:

- продления срока службы элементов энергоблоков АЭС;
- о техническом состоянии и условиях эксплуатации ПГ.

Локальная база данных продления срока службы предназначена для хранения документации о ПСЭ энергоблоков и ПСС элементов АЭС, а также информации о ресурсных характеристиках и условиях продления.

С целью повышения эффективности проведения работ по УРХ, выполнения работ по ПСЭ энергоблоков АЭС началась работа по созданию в ОАО «Концерн Росэнергоатом» Отраслевой информационной системы поддержки УРХ энергоблока АЭС.

Повышение надежности функционирования оборудования, трубопроводов, строительных конструкций зданий и сооружений АЭС требует разработки и внедрения оперативных диагностических систем, позволяющих производить экспресс оценку текущего состояния металла, определять его остаточный ресурс с учетом условий и сроков эксплуатации.

Комплексное обследование фактического состояния оборудования и сооружений энергоблоков № 5, 6 АЭС «Козлодуй»

Третьяков С.В.

ОАО «Концерн Росэнергоатом»

В настоящий момент в энергосистеме Болгарии эксплуатируются 5-й и 6-й энергоблоки АЭС «Козлодуй» общей установленной мощностью 2 ГВт. 1-4-й энергоблоки АЭС «Козлодуй» были остановлены по требованию ЕС в процессе вступления Республики Болгария в Европейский союз.

В промышленную эксплуатацию 5-й и 6-й энергоблоки АЭС «Козлодуй» были введены 05.11.1987 г. и 29.05.1991 г. соответственно. В настоящий момент проектный срок эксплуатации энергоблоков ограничивается для 5-го энергоблока 2017 г., а для 6-го – 2021 г. После отказа болгарского правительства от реализации проекта по сооружению АЭС «Белене» вопрос сохранения имеющихся мощностей приобрел для Республики Болгария стратегическое значение. В связи с этим АЭС «Козлодуй» был запланирован комплекс мероприятий по продлению сроков эксплуатации энергоблоков №5 и 6 АЭС «Козлодуй», разбитый на этапы. Первый этап предусматривал комплексное обследование фактического состояния и оценку остаточного ресурса оборудования и сооружений 5 и 6 энергоблоков. На базе результатов обследования разрабатываются Программы подготовки энергоблоков к дополнительному сроку эксплуатации.

По результатам открытого международного тендера, проведенного АЭС «Козлодуй», победителем в конкурсе на проведение комплекс-

ного обследования (далее – КО) фактического состояния и оценки остаточного ресурса оборудования и сооружений энергоблоков №5 и 6 АЭС «Козлодуй» был признан консорциум в составе ОАО «Концерн Росэнергоатом» и «Электрисите де Франс» (Франция). 19.04.2012 г. состоялось подписание контракта между АЭС «Козлодуй» и Консорциумом на выполнение работ по КО.

Субподрядчиками концерна стали две ведущие российские компании: ОАО «Атомтехэнерго» и ОАО «ОКБ Гидропресс», а также болгарская компания «Риск Инжиниринг» ЕАД. К выполнению работ по комплексному обследованию АЭС «Козлодуй» был привлечен целый ряд российских компаний: ОАО «ОКБМ им. Африкантова», ОАО «ЦКБМ», ОАО «Атоммашэкспорт», ФГУП «НИИП», ЗАО «НПФ «ЦКБА», ОАО «ВНИИАМ», ООО «Ресурс».

Выполнение работ по КО оборудования и сооружений энергоблоков №5 и 6 АЭС «Козлодуй» осуществлялось поэтапно в соответствии с календарным планом контракта. На первом этапе был составлен перечень и выполнен анализ используемой в процессе КО нормативно-технической документации (НТД) Республики Болгария, Российской Федерации, Франции (ЭДФ), а так же рекомендаций МАГАТЭ.

С целью описания общего подхода к выполнению работ по комплексному обследованию фактического состояния и оценке остаточного ресурса оборудования и сооружений энергоблоков №5 и 6 была разработана методология проведения КО. При разработке методологии использовался опыт ОАО «Концерн Росэнергоатом» и опыт ЭДФ в области управления старением оборудования, сооружений и продления срока эксплуатации энергоблоков АЭС.

На основании методологии выполнялась разработка программ КО по видам обследуемого оборудования.

В процессе проведения КО было обследовано 5863 конструкций, систем и компонентов (КСК) энергоблоков №5 и 6. По результатам комплексного обследования, а также на основе опыта продления КСК на российских АЭС специализированными организациями были определены рекомендации, которые были представлены в отчетах КО и отражены в программе подготовки блока к дополнительному сроку эксплуатации. На этапе КО была выполнена предварительная оценка ресурса оборудования и трубопроводов РУ.

Полученные результаты КО показали, что техническое состояние КСК, строительных конструкций, зданий и сооружений энергоблоков №5 и 6 АЭС «Козлодуй» соответствует требованиям действующей на АЭС «Козлодуй» эксплуатационной, проектно-конструкторской и нормативной документации и позволяют сделать вывод о возможности продления срока эксплуатации энергоблока №5 на срок не менее чем

на 17 лет сверх проектного и энергоблока №6 на срок не менее чем на 20 лет сверх проектного. Уточнённый срок эксплуатации энергоблоков №5 и 6 сверх проектного будет определён после выполнения запланированных мероприятий, предусмотренных в Программах подготовки энергоблоков №5 и 6 АЭС «Козлодуй» к дополнительному сроку эксплуатации.

Этот проект стал первым масштабным проектом в области атомной энергетики, реализуемый российскими компаниями на территории Европейского союза и первым коммерческим проектом, совместно осуществляемый ОАО «Концерн Росэнергоатом» и компанией ЭДФ (Франция) за всю 18-летнюю историю сотрудничества двух организаций.

Продление срока эксплуатации хранилища отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ) Ленинградской АЭС

*Ананьев А.Н., Симонов В.Н., Кононенко И.П., Калинин В.Г.,
Заика А.В., Рождественский А.М.*

Ленинградская АЭС

В период 2010 – 2012гг на Ленинградской АЭС впервые был выполнен комплекс работ по продлению срока эксплуатации (далее — ПСЭ) хранилища отработавшего ядерного топлива зд.428 (далее — ХОЯТ) с целью получения лицензии на его эксплуатацию в дополнительный период.

Отсутствие опыта продления ХОЯТ, как самостоятельного объекта использования атомной энергии, на первом этапе соответствующими организационно — распорядительными документами ОАО «Концерн Росэнергоатом» были определены основные необходимые объемы работ, сроки, финансирование и ответственность за их выполнение.

Был сформирован общий подход при выполнении работ по ПСЭ ХОЯТ, предусматривающий обязательное соблюдение требований, установленных Федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии «Требования к обоснованию возможности продления назначенного срока эксплуатации объектов использования атомной энергии» НП-024-2000, с возможностью руководствоваться при выполнении работ стандартами и руководящими документами ОАО «Концерн Росэнергоатом» по направлению деятельности «Продление срока эксплуатации действующих энергоблоков АЭС».

В рамках ПСЭ ХОЯТ были выполнены следующие основные работы:

- Проведение комплексного обследования ХОЯТ Ленинградской АЭС;
- Разработка Программы подготовки ХОЯТ к продлению срока эксплуатации на основе результатов комплексного обследования и оценки безопасности;

- Выполнение комплекса работ в соответствии с Программой подготовки ХОЯТ к продлению срока эксплуатации;
- Выполнение процедур по получению лицензии на эксплуатацию ХОЯТ в период дополнительного срока, включая экспертизу обосновывающих документов;
- Выпуск Акта о завершении работ по Программе и Решения о продлении срока эксплуатации ХОЯТ.

По результатам работ, в соответствии с утвержденным ОАО «Концерн Росэнергоатом» и ГК «Росатом» «Решением ЛЕНАЭСР-494К(04-08)2012 о продолжении эксплуатации хранилища отработавшего ядерного топлива (ХОЯТ, зд.428) Ленинградской АЭС», установлен дополнительный срок эксплуатации ХОЯТ, зд.428 Ленинградской АЭС — 30 лет с 30 августа 2012 года. Получена лицензия Ростехнадзора на эксплуатацию ХОЯТ Ленинградской АЭС до 2032 года.

Положительные результаты выполненных работ позволяют сделать вывод о возможности использования опыта продления срока эксплуатации ХОЯТ Ленинградской АЭС в филиалах ОАО «Концерн Росэнергоатом».

Программа повышения уровня безопасности АЭС Украины

Прохоров В.Л.

ГП НАЭК «Энергоатом»

В докладе представлена информация о реализации мероприятий по повышению безопасности энергоблоков украинских АЭС и неразрывно связанных с ними мероприятий по продлению срока их эксплуатации.

Безопасная и тем более безаварийная эксплуатация АЭС всегда была и является безусловным приоритетом деятельности ГП НАЭК «Энергоатом».

Представление вопросам повышения безопасности наивысшего приоритета соответствует положениям Конвенции о ядерной безопасности, которая была ратифицирована Законом Украины от 17 декабря 1997 года.

Необходимо отметить, что после аварии на АЭС «Фукусима Даичи» Украина реализует так называемые «постфукусимские» мероприятия, разработанные по результатам «стресс-тестов». Реализация «постфукусимских» мероприятий находится под постоянным контролем со стороны регулирующего органа, МАГАТЭ и международного сообщества. Среди прочих можно отметить следующие этапы реализации данных мероприятий:

- Разработано и согласовано КТР «О стратегии и технических средствах преодоления последствий запроектной аварии “Длительное

полное обесточивание площадки АЭС с потерей конечного поглотителя тепла” для энергоблоков с РУ В-320».

- Разработано и согласовано ОКР «О мероприятиях о предотвращению ранней потери целостности ЛСБ-СГО в случае отказа корпуса реактора и выхода расплавленных масс активной зоны за его пределы».
- Разработано и согласовано ОКР «О внедрении системы контроля концентрации водорода в ГО для запроектных аварий на энергоблоках с ВВЭР-1000 (В-320)».
- Разработано и согласовано концептуальное решение «Разработка и внедрение мероприятий по снижению концентрации водорода в ГО для запроектных аварий».
- Разработаны и согласованы тех. требования на оборудование системы аварийного удаления водорода из зоны локализации аварий локализующей системы безопасности.
- Разработано и согласовано ОКР «О внедрении системы принудительного сброса давления из СГО энергоблоков ОП АЭС с ЯУ типа В-320».

Повышение безопасности проводится в рамках программ по повышению безопасности.

На сегодня основной программой является Комплексная (сводная) программа повышения безопасности энергоблоков атомных электростанций Украины, которая изначально была введена в действие совместным приказом Минтопэнерго и Госатомрегулирования в 2010 году. Практически сразу после событий на АЭС «Фукусима Даичи» в Японии, статус программы был повышен до правительственного. Соответствующее распоряжение о введении в действие программы было подписано 7 декабря 2011 года. При этом программа была дополнена мерами по результатам внеочередной целевой углубленной переоценки безопасности на устойчивость энергоблоков к внешним экстремальным воздействиям (так называемые «стресс - тесты»).

Согласно постановлению КМУ КСПБ действует с 2011 по 2017 годы.

Поскольку подавляющее большинство энергоблоков АЭС Украины были введены в эксплуатацию в течение 1980-х годов и имеют проектный срок эксплуатации 30 лет, еще одним приоритетным направлением деятельности Компании, который неразрывно связан с повышением безопасности, является подготовка энергоблоков АЭС к работе сверх проектного срока. В соответствии с требованиями Госатомрегулирования реализация КСПБ является неотъемлемым условием продолжения эксплуатации энергоблоков АЭС.

Направление

**ПОВЫШЕНИЕ НАДЕЖНОСТИ ЭЛЕКТРОТЕХНИЧЕСКОГО
ОБОРУДОВАНИЯ, СИСТЕМ КОНТРОЛЯ И УПРАВЛЕНИЯ**

Об опыте внедрения МП УРЗА в электроустановках АЭС

Караулов А.А.

ОАО «ВНИИАЭС»

Микропроцессорные технические средства на АЭС установлены для реализации указываемых ниже функциональных вторичных устройств.

Устройства релейной защиты – релейная защита линий электропередач, сборных шин и элементов главной схемы выдачи мощности, КРУ-6 кВ собственных нужд.

Устройства электроавтоматики - автоматические регуляторы возбуждения турбогенераторов, контроль положения переключателя РПН силового трансформатора, управление выключателем.

Устройства противоаварийной автоматики – узловое и оконечные устройства системной противоаварийной автоматика (ПА) и ПА на ЛЭП, приемопередатчики команд системной противоаварийной автоматики.

Автоматизированные устройства измерения, контроля и отображения телеинформации СОТИ АССО и АИИС КУЭ. Устройства связи.

В ходе выполнения программы замены устройств РЗА на электро-механической и электронной элементной базе микропроцессорные устройства релейной защиты и автоматики (МП УРЗА) были выявлены недочеты в части организации подготовки персонала и поставок технических средств (терминалов).

Если по общей оценке установленные микропроцессорные технические средства не оказали влияния на снижение уровня надежности, то некоторые неправильные действия высветили проблемы, связанные с их внедрением.

При многих положительных свойствах микропроцессорной техники требуется более строгий подход к соблюдению логической последовательности звеньев и целостности процесса в целом: проектирование – приобретение оборудования – монтаж и ввод в эксплуатацию.

Управление ресурсными характеристиками кабелей на атомных станциях: сертификация и диагностика

*Кононенко А.И.
ФГУП «НИИП»*

Для внедрения современных методов управления ресурсными характеристиками (УРХ) кабелей разработана новая редакция технического документа «Положение. Определение технического состояния и управление старением кабелей на атомных станциях» (ПО 1.2.1.02.999.0184-2013).

Управление ресурсными характеристиками (УРХ) кабелей на атомных станциях — это виды деятельности, оперативные мероприятия, методики для поддержания работоспособного состояния кабелей в приемлемых пределах для безопасной и экономически выгодной эксплуатации АС. Сертификация и диагностика являются основными видами этой деятельности. В новой редакции Положения представлены требования и рекомендации для проведения типовых сертификационных испытаний и неразрушающей диагностики кабелей на АЭС. Положение разработано на многолетнем опыте проведения работ по УРХ на АЭС и методических рекомендациях МАГАТЭ.

В Положении представлены:

- основные ресурсные характеристики кабелей;
- задачи, решаемые в рамках выполнения работ по УРХ;
- методология проведения типовых сертификационных испытаний с детальным описанием всех этапов, процедур и рекомендации по их выполнению;
- причины консерватизма типовых сертификационных испытаний и неопределенностей, возникающих при их выполнении;
- мероприятия по УРХ, выполняемые непосредственно на блоках АЭС;
- краткая характеристика прошедших верификацию и валидацию методов диагностики и контроля состояния кабелей;
- рекомендации по информационному обеспечению технического диагностирования;
- рекомендации по разработке и внедрению программ УРХ кабелей на энергоблоке.

Положение предназначено как для персонала АЭС, так и для специалистов организаций, оказывающих техническую поддержку АЭС в рамках работ по УРХ кабелей.

Диагностика технического состояния силовых кабелей с пропитанной бумажной изоляцией на атомных станциях

Кононенко А.И., Хохряков А.В.

ФГУП «НИИП»

Разработана методология диагностики технического состояния силовых кабелей с пропитанной бумажной изоляцией (ПБИ), которая учитывает появление и развитие типичных дефектов при долговременной эксплуатации кабелей на энергоблоках АЭС.

Методология предполагает проведение периодической экспресс-диагностики персоналом электрического цеха (ЭЦ) и углубленной диагностики кабелей силами специализированной организации. Для проведения экспресс-диагностики используются такие показатели состояния (ПС) как: коэффициент абсорбции K_a , индекс поляризации PI и сопротивление изоляции, нормированное для кабеля длиной 1 км $R_{из 1 км}$. Рекомендуется совмещать экспресс-диагностику с проведением нормативных испытаний повышенным напряжением силовых кабелей. Цели углубленной диагностики: определение дефектных участков кабельных трасс и оценка срока службы кабелей на момент измерения ПС. Следует подчеркнуть, что углубленная диагностика позволяет выявить дефекты типа «усушка изоляции», которые часто не могут быть обнаружены даже при проведении нормативных испытаний повышенным напряжением кабелей, имеющих признаки предельного состояния. При осуществлении углубленной диагностики проводят: тепловизионный контроль, измерение сопротивления изоляции, измерение восстановленного напряжения, измерение частичных разрядов на осциллирующем затухающем напряжении (метод OWTS), пространственно-временную рефлектометрию, частотно-диэлектрическую спектроскопию (ЧДС). Метод восстановленного напряжения является основным методом интегральной оценки состояния ПБИ изоляции, метод OWTS – основным методом определения дефектных участков кабеля. Метод ЧДС является дополнительным методом контроля (контроля содержания воды) для подтверждения возможной причины локальных утечек изоляции: увлажнения или углероживания бумаги.

Разработанная методология, начальные и предельные значения ПС представлены в техническом документе МР 1.2.02.0168-2013 «Диагностика технического состояния силовых кабелей с пропитанной бумажной изоляцией на атомных станциях».

Результаты мониторинга технического состояния турбогенераторов и силовых трансформаторов с измерениями и локацией вибрационных и электроразрядных дефектов на нетоковедущих заземленных частях в эксплуатационных условиях переносными средствами диагностики

*Аксенов Ю.П., Работалов Н.Н., Мельников М.Ю., Ярошенко И.В.
ЗАО «ДИАКС»*

В докладе будут представлены результаты технического диагностирования турбогенераторов АЭС. Определена взаимосвязь между:

- вибрациями, обусловленными наличием дефектов в узлах крепления статора из-за ослабления прессовки и распушения крайних пакетов, креплений лобовых и пазовых частей обмотки, креплений сердечника статора к корпусу;
- результатами измерений и локации электроразрядных явлений в обмотке статора (поверхностные частичные разряды) и в сердечнике (искрения на коронках зубцов).

Указанный подход использовался и для силовых трансформаторов, для которых были зафиксированы особенности развития дефектов в пакете активной стали по следующим этапам: появление повышенной вибрации на гармониках (200-400Гц), далее появление искрений в пакете, и, наконец, появление тепловых газов, растворенных в масле.

Опыт внедрения и эксплуатации системы контроля изоляции «ЭКРА-СКИ» в системах оперативного постоянного тока энергообъектов России

*Алимов Ю.Н., Быков К.В., Галкин И.А., Иванов А.Б.
ООО НПП «ЭКРА»*

В ООО НПП «ЭКРА» с 2006 года ведутся работы по разработке и внедрению в сети оперативного постоянного тока энергообъектов России (ГЭС, АЭС, ПС и ТЭЦ) системы контроля изоляции, которая позволила автоматизировать процесс контроля изоляции и поиска поврежденных присоединений, при этом не вызывать ложную работ устройств РЗА и ПА. Первый образец системы контроля изоляции «ЭКРА-СКИ» был поставлен в опытную эксплуатацию в 2008 году на ПС «Бугульма-110». В 2009 году произведена первая поставка двух систем «ЭКРА-СКИ» в составе щитов постоянного тока на Калининградскую ТЭЦ-2. С 2010 года произведены поставки «ЭКРА-СКИ» на Курскую АЭС (4 энергоблок, ОРУ), Белоярскую АЭС (ОРУ), Балаковскую АЭС (ОРУ). В настоящее время установлено около 100 терминалов «ЭКРА-СКИ» и 3000 датчиков дифференциального тока

в сети оперативного постоянного тока трех АЭС, трех ГЭС, четырех ТЭЦ и более 40 ПС. Достоинством системы «ЭКРА-СКИ» является то, что она совместно работает с существующей традиционной схемой контроля изоляции на основе двух резисторов, подключенных между полюсами сети и реле типа РН51/32. С помощью систем контроля изоляции «ЭКРА-СКИ» был не только автоматизирован контроль изоляции и поиск поврежденных присоединений, но и найдены при внедрении присоединения с поврежденной изоляцией.

Наличие в системе «ЭКРА-СКИ» чувствительных датчиков дифференциального тока позволило найти ошибки в присоединениях, которые не были найдены ранее при ручном поиске замыканий на землю, а именно - гальваническое объединение по одному или двум полюсам аккумуляторных батарей, секций шита постоянного тока или нескольких нагрузок. Такие ошибки при присоединениях приводят к возникновению «кольцевых» токов, не связанных с повреждением изоляции. Нахождение мест гальванического объединения является непростой задачей, но требующей решения в соответствии, например, с СТО ОАО «ФСК ЕЭС» «Системы оперативного постоянного тока подстанций. Технические требования», что позволяет снизить вероятность аварий в сети оперативного постоянного тока.

В процессе наладки систем контроля изоляции «ЭКРА-СКИ» на некоторых АЭС выявилось наличие в сети оперативного постоянного тока переменных дифференциальных токов в присоединениях. Эти токи связаны с применением некоторых типов тиристорных зарядно-подзарядных устройств с повышенным уровнем пульсации выходного напряжения, а также с ошибками при прокладке кабелей в сети оперативного тока, когда положительный токопровод одной нагрузки лежит рядом с отрицательным токопроводом другой нагрузки. При этом форма дифференциального тока в присоединениях имеет переменную составляющую 300 Гц, величина которого достигает в импульсе несколько сотен миллиампер. Такой дифференциальный ток не связан с сопротивлением изоляции и может быть определен как помеха. Форма кривой этой помехи и ее величина отличаются от тех, которые регламентированы, например стандартом ОАО «ФСК ЕЭС» по ЭМС.

В НПП «ЭКРА» разработаны датчики дифференциального тока, которые обладают повышенной помехозащищенностью. Однако надо отметить, что это не отменяет необходимость применять в сети оперативного постоянного тока зарядно-подзарядные устройства с низким уровнем пульсаций напряжений, а также грамотно прокладывать кабели в каналах.

В 2013 году в НПП «ЭКРА» завершена разработка переносного устройства контроля изоляции работающего совместно с «ЭКРА-СКИ», позволяющего упростить поиск присоединений

с поврежденной изоляцией на тех присоединениях, где отсутствуют стационарные дифференциальные датчики. Первые образцы переносного устройства поиска фидеров с поврежденной изоляцией «ЭКРА-ПКИ» переданы в опытную эксплуатацию на Курскую АЭС и Калининградскую ТЭЦ-2.

Корпусная защита электрооборудования

Вицинский С.А., Мокеев А.С.

ЗАО «Электро»

Однофазные короткие замыкания представляют собой тяжелый вид повреждения и по возможности должны быстро отключаться. Наиболее полно основным требованиям, предъявляемым к релейной защите, — селективность, быстрота действия, чувствительность, надежность — отвечает токовая защита. Однако требование селективности токовой защиты — способность мгновенно отключать при коротком замыкании только поврежденный участок сети — не всегда выполнимо. Существуют так называемые «мертвые зоны», например, участок цепи между выключателем и выносным трансформатором тока, защиты в которых работают не селективно, что является существенным недостатком известных токовых защит. Короткие замыкания в этих зонах устраняются только устройством резервирования отказа выключателя (УРОВ), отключающим уже все присоединения секции с поврежденным участком. УРОВ срабатывает с выдержкой времени, что может привести к значительным разрушениям электрооборудования в зоне повреждения.

Предлагаемая корпусная защита электрооборудования позволяет с абсолютной селективностью и максимально быстро отключать однофазные повреждения в том числе, на участках так называемых «мертвых зон», известные защиты в которых работают не селективно. Устройство корпусной защиты включает датчик тока, фиксирующий ток повреждения электроаппарата на землю, с релейным элементом, действующим на отключение выключателя поврежденной линии. Чувствительный элемент датчика тока, выполненный в виде пояса Роговского или оптического волокна, охватывает фундамент (опорные элементы) электроаппарата и не требует реконструкции существующих фундаментов (опорных элементов) электроаппаратов ОРУ 110 кВ и выше.

Данная разработка имеет патентную защиту и может быть использована для защиты электрооборудования при повреждениях, приводящих к коротким замыканиям на землю, которые являются наиболее частым видом повреждений в сетях с глухозаземленными

нейтралями (напряжением 0,4 кВ, 110 кВ и выше). Данная система защиты может быть легко интегрирована в действующую систему защиты электрооборудования АС, дополняя ее до комплексного решения, что может привести к существенному снижению повреждений электрооборудования и, соответственно, к увеличению общей безопасности эксплуатации АС.

Уточнение НРХ ГЦН, определение аддитивных поправок петлевого термоконтроля на номинальной мощности (определение среднemasсовой температуры теплоносителя в петлях ГЦК) для точного расчета тепловой мощности РУ по параметрам 1 контура

Арутюнян А.Х.

ОАО «Атомтехэнерго»

Одним из основных параметров энергоблока АЭС с ВВЭР является средневзвешанная мощность РУ, при определении которой используется расчет мощности РУ по параметрам первого контура. Основным и важнейшим при расчете мощности РУ по параметрам первого контура является максимально точное определение значений расхода и температуры теплоносителя в горячих и холодных нитках петель ГЦК.

Основными проблемами при расчете мощности РУ по параметрам первого контура на номинальной мощности является:

- точность определения среднemasсовой температуры теплоносителя в горячих нитках ГЦК из-за стратификации (температурное расслоение) по сечению трубопровода,
- точность определения расхода ГЦН по методике с использованием НРХ (напорно-расходной характеристики), полученной при стендовых испытаниях.

В докладе на основании данных, полученных при выполнении пусконаладочных работ на АЭС «Куданкулам», показывается:

- высокая точность определения температуры теплоносителя в СВРК с помощью 6 ТС (термометров сопротивления) в каждой нитке ГЦК,
- незначительная стратификация в пределах $\pm 0,2^{\circ}\text{C}$ на мощности $\sim 50\% N_{\text{ном}}$ в каждой из петель при работе всех ГЦН и в двух петлях с работающими ГЦН при отключенном одном ГЦН.
- незначительная стратификация в пределах $\pm 0,2^{\circ}\text{C}$ на мощности $\sim 75\% N_{\text{ном}}$ в двух из четырех петель при работе всех ГЦН.

Высокая точность измерения температуры теплоносителя ТС в нитках ГЦК и незначительная стратификация теплоносителя в горячих нитках на мощности $\sim 50\% N_{\text{ном}}$ при всех работающих ГЦН, по

отдельным петлям на мощности $\sim 75\% N_{\text{ном}}$ и при разных комбинациях работающих ГЦН позволяет уточнить НРХ ГЦН, используя методику ОКБ ГП изложенную в 320.00.00.00.000ПМ1. ГКАЭ ОКБ «Гидропресс» Приложение 3.

Методика основана на использовании теплового баланса между 1 и 2 контурами в отдельных петлях. Для точного расчета мощности петли по параметрам 2 контура при измерении расхода питательной воды ПГ необходимо использовать ультразвуковой расходомер «FLUXUS», обеспечивающего неопределенность измерений не более 1%. Штатные расходомерные устройства обеспечивают неопределенность $\approx 2\%$ при номинальном расходе (при снижении мощности неопределенность увеличивается).

При точном определении расхода теплоносителя на номинальной мощности, используя уточненные НРХ ГЦН, с помощью балансных испытаний можно вычислить аддитивные поправки ТС (среднемассовую температуру) горячих ниток на номинальной мощности и выполнить точный расчет мощности РУ по параметрам 1 к.

Измерение расхода питательной воды с помощью накладных ультразвуковых расходомеров Fluxus

Чугунов С.Н.
ЗАО «Текноу»

Последнее время все острее встает вопрос о повышении надежности работы атомных станций. Для этого привлекаются новые разработки, в том числе контрольно-измерительные приборы последнего поколения. Один из таких приборов – накладной ультразвуковой расходомер Fluxus.

С помощью данных расходомеров можно измерять расходы различных жидкостей, в том числе питательной воды, не нарушая целостности трубопроводов. А значит, пропадают дополнительные риски, связанные с врезками в трубы. Также отсутствие контакта со средой повышает срок службы расходомеров, уменьшает риск выхода их из строя. Обслуживание накладных расходомеров (например, поверка), а также монтаж/демонтаж, может проводиться без остановки процесса, что дает возможность проводить работы по модернизации процесса при работающих реакторах.

Накладные расходомеры Fluxus имеют довольно высокую точность, позволяя повысить надежность некоторых процессов на станции. Для повышения стабильности измерений на трубопроводы могут одновременно устанавливаться два комплекта первичных ультразвуковых преобразователей, подключенных к одному блоку электроники.

Разнесенное исполнение датчиков и блока электроники позволяет оптимизировать размещение компонентов расходомера для удобства эксплуатации. Блок электроники может содержать различные типы выходных сигналов и цифровых протоколов, что дает возможность интегрировать расходомеры Fluxus в любые системы управления. Также в приборе есть внутренний энергонезависимый архив, который записывает в память, в том числе, параметры самодиагностики, позволяющие оценить качество работы расходомера. Для оценки метрологических характеристик был разработан и аттестован специальный алгоритм расчета погрешности, позволяющий оценить реальную погрешность по каждой точке измерений. Ряд отличительных особенностей, таких как использование двух методов измерения (время-импульсного и Доплеровского) с возможностью автоматического перехода, компенсация разницы температур между датчиками (согласно стандарту ANSI ASME), возможность измерения расхода жидких сред с температурами до + 600^oC, делает расходомеры Fluxus мировым лидером среди накладных ультразвуковых расходомеров.

Впервые данные расходомеры начали применять на атомных станциях Франции и США. На данный момент расходомеры Fluxus являются единственными ультразвуковыми расходомерами, рекомендуемыми концерном EDF для использования на атомных станциях, и используемыми на всех АЭС Франции. В России в настоящее время были проведены ряд испытаний для подтверждения возможности применения расходомеров Fluxus для измерения питательной воды на различных АЭС в России, в частности на энергоблоках №3 и №4 Ленинградской АЭС и на энергоблоке №4 Курской АЭС.

Ядерно-магнитные расходомеры-релаксометры для контроля параметров тяжелой воды в системе охлаждения

Давыдов В.В., Карсеев А.Ю.

Санкт-Петербургский государственный политехнический университет

Развитие научно - технического прогресса, привело к необходимости широкого внедрения автоматического управления технологическими процессами, в том числе и на атомных электростанциях (АЭС). В этом случае сильно возрастает роль точной и надёжной контрольно — измерительной аппаратуры. В технологических процессах на АЭС используются различные жидкие среды (вода, тяжелая вода и т.д.). Расход, а иногда и состав данных сред необходимо контролировать с высокой точностью. Наибольшие сложности возникают при измерениях расхода и параметров состояния тяжелой воды, которая может находиться при различной температуре, быстро изменять свой поток, содержать

в нем пузыри. Обычные контактные приборы, использующие традиционные методы измерения, при длительном применении в таких условиях начинают давать большую погрешность измерений, в первую очередь за счет разрушения измерительных элементов от температурной кавитации. Возникает необходимость разработки новых способов измерения, позволяющих использовать бесконтактные приборы высокой точности. Одними из таких приборов ядерно – магнитные измерители, принцип работы которых основан на явлении ядерного магнитного резонанса (ЯМР).

Для контроля расхода и состав текущей среды успешно применяются меточные ЯМР расходомеры – релаксометры. Эти приборы полностью бесконтактные измерители, не нуждаются в предварительной градуировке, позволяют проводить измерения в реальном масштабе времени. Информация об измеряемых параметрах среды поступает в виде электрического напряжения, что позволяет разнести на значительное расстояние магнитную систему прибора и устройство регистрации, от электроники, работа которой более подвержена влиянию различных факторов.

Основным параметром любой жидкой среды, по которым можно мгновенно установить изменение ее агрегатного состояния (повышение температуры, появление в ней других веществ, растворенных в ней или нет, воздействие на неё радиоактивного излучения), являются времена продольной T_1 и поперечной T_2 релаксации. Контролировать температуры в настоящее время не представляется большой проблемой, а два других параметра можно контролировать, измеряя константы релаксации по форме регистрируемого сигнала ЯМР, а также расход жидкой среды.

Кроме различных конструктивных решений и электронных схем, авторами разработана методика обработки регистрируемых сигналов ЯМР с использованием вейвлет – преобразований, позволяющих устанавливать: появление в жидкой среде инородных элементов (по причине внутреннего разрушения продуктопровода) и воздействия излучения на среду.

Контроль эксплуатационных характеристик токовых ионизационных камер в составе СУЗ реакторов типа РБМК-1000

Кузрин В.В.

КуАЭС

Научно-технический доклад посвящен контролю эксплуатационных характеристик токовых ионизационных камер и исследованию стабильности во времени показаний самих камер и аппаратуры, обрабатывающей сигналы от данных датчиков.

Ионизационные камеры являются вне реакторными датчиками сигналов в системах контроля, управления и защиты. Они представляют собой газовые ионизационные детекторы для контроля плотности нейтронного потока.

На АЭС ионизационные камеры используются в составе так называемых подвесок ионизационных камер. Подвеска ионизационной камеры - это конструктивный узел, фиксирующий положение ионизационной камеры в реакторе и защищающий ее от воздействия внешней среды и от электромагнитных наводок.

Данная работа предлагает постоянный мониторинг за электрическими и радиометрическими параметрами подвесок токовых ионизационных камер в составе СУЗ реакторов типа РБМК-1000 на основании показаний, полученных от аппаратуры СФКРЭ и аппаратуры контролирующей части КСКУЗ.

По способу получения диагностической информации данная техническая диагностика относится к функциональной, т.е. проводимой только на работающем оборудовании.

В работе установлены связи между характеристиками диагностических параметров и состоянием объекта и определены диагностические алгоритмы, необходимые для определения вида технического состояния.

Использование данного метода неразрушающего контроля токовых ионизационных камер и первичной аппаратуры обработки сигналов позволит:

- выявлять эксплуатационные дефекты разъемных соединений подвесок ионизационных камер и первичной аппаратуры обработки сигналов от токовых ионизационных камер;
- выявлять наступление момента предельного технического состояния подвесок ионизационных камер;
- контролировать во времени выгорание радиатора подвесок ионизационных камер для определения возможности их дальнейшей эксплуатации по истечении назначенного срока службы;
- прогнозировать отказы подвесок ионизационных камер;
- снизить складские запасы в соответствии с идеологией Производственной системы «Росатом» за счет определения оптимального количества резерва подвесок ионизационных камер;
- накопить статистические данные, полезные для разработчиков подвесок ионизационных камер.

Таким образом, использование данного метода повысит надежность и эффективность эксплуатации подвесок ионизационных камер в составе СУЗ реакторов типа РБМК-1000.

Контроль процесса старения электрооборудования СУЗ

Калашиков А.В., Кулаков Г.В., Латыпов А.Г.

Корпорация «ВНИИЭМ»

При продлении срока службы оборудования важную роль играет старение оборудования. В тоже время, возросшее влияние производственных рисков различного характера возникновения и вызываемых ими последствий практически полностью игнорируются производственной и управленческой деятельностью.

До настоящего момента задача продления ресурса конкретного устройства рассматривается в отрыве от:

- от рисков, которые вообще не сформулированы и не описаны;
- в отрыве от экономики.

При этом необходимо не только описать риски, их прогнозирование, но и методы управления ими.

Это связано с объективными трудностями описания связи научно-го аппарата с теорией принятия решения, для объекта, являющегося сложной системой.

В настоящее время применяются, в основном, количественные методы оценки надежностных характеристик. В тоже время, современные методы нечисловой математики прогнозирования качественных свойств, например, электрооборудования СУЗ АЭС, не получили широкого распространения из-за трудностей установления связи научного аппарата и качественных оценок

Методики, позволяющие перейти от количественных к качественным оценкам, контроля процессов старения оборудования СУЗ АЭС, включают в себя:

1. Математическая модель анализа показателей надежности оборудования
2. Анализ достаточности ЗИП
3. Модель степенного закона для прогнозирования изменения показателей надежности оборудования с учетом риск-менеджмента
4. Логико-корреляционный анализ
5. Анализ последствий отказов (ранжирование отказов)

Логико-корреляционный анализ объединяет все выше описанные методики и позволяет дать наиболее точную оценку изменения показателей надежности, что показано на примере электрооборудования СУЗ АЭС. В сравнении с анализом, проведенным по отдельным характеристикам, логико-корреляционный анализ наиболее точно и реалистично описывает надежность электрооборудования СУЗ, так как в логико-корреляционном анализе, переменные или признаки не только взаимосвязаны, но и дополняют свойства друг друга.

Список литературы

1. L. H. Crow, Useful Metrics for Managing Failure Mode Corrective Action. Proceedings of the 2006 Annual RAMS Symposium, January 2006, Newport Beach, CA
2. ГОСТ Р 51901.16-2005 (МЭК 61164:1995) Менеджмент риска. Повышение надежности. Статистические критерии и методы оценки — Стандартиформ. — Москва, 2005

Построение системы диагностики состояния информационно-измерительных каналов СВРК АЭС с ВВЭР в режиме реального времени

Саунин Ю.В., Добротворский А.Н., Семенихин А.В.

ОАО «Атомтехэнерго»

Мусихин А.М.

НИЦ «Курчатовский институт»

Характерной особенностью системы внутриреакторного контроля (СВРК) является то, что ее функционирование влияет непосредственно, как на безопасность, так и на экономичность эксплуатации энергоблока АЭС. В основном, именно в СВРК, рассчитываются и представляются оперативному персоналу параметры, контролируемые по условиям безопасной эксплуатации энергоблока, а также формируются сигналы предупредительной и аварийной защиты по внутриреакторным локальным параметрам энерговыделения. Кроме этого, именно в СВРК определяется среднезвешенная тепловая мощность реактора, которая влияет на расчет технико-экономических показателей работы энергоблока. В связи с вышеуказанными обстоятельствами, а также с учетом развития информационных технологий и накопленного опыта, становится актуальной задача по расширению возможностей автоматизированного диагностирования отказов информационно-измерительных каналов СВРК.

В настоящей работе представляются сведения о разработке автоматизированной системы диагностики отказов и недостоверной информации на основании алгоритмов и методов, используемых при проведении физических испытаний СВРК при вводе в эксплуатацию и при промышленной эксплуатации энергоблоков с ВВЭР. Данные алгоритмы и методы успешно прошли апробацию при вводе в эксплуатацию практически всех энергоблоков разных проектов с ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. В настоящее время на их основе разрабатывается пусконаладочная документация и для энергоблоков с ВВЭР-1200.

Внедрение представляемой системы планируется при вводе в эксплуатацию энергоблока №1 Нововоронежской АЭС-2.

Реализация разнообразия в аппаратуре контроля нейтронного потока

Сергеев И.А., Стриковский В.И., ООО «СКУ-Атом»

Якушев А.Г., Ермолаев П.А., ОАО «ВНИИАЭС»

Погорелов И.В., ОАО ОКБ «Гидропресс»

В современном оборудовании АСУ ТП АЭС в связи с развитием технологий и расширением спектра требований, а так же из-за тенденции к улучшению эксплуатационных характеристик, растет степень применения программных средств для выполнения функций безопасности и функций, важных для безопасности.

В последнее время разработано и введено в действие большое количество нормативных документов, формулирующих требования и рекомендациям. Стадиям жизненного цикла и компонентам программно-технических средств.

Одной из основных рекомендаций является применение разнообразия, как основного инструмента защиты от отказов по общей причине из-за применения программного обеспечения (ПО).

При этом в нормативной документации рассматривается два вида разнообразия – программно-техническое (когда для достижения одной цели используются физически различные средства, реализующие одинаковую функцию), или функциональное (когда для достижения одной цели используются одинаковые средства, выполняющие разные функции).

В работе рассматривается концепция реализации разнообразия в современной аппаратуре контроля нейтронного потока (АКНП), разработанной для энергоблоков АЭС типа ВВЭР -1200 и ВВЭР ТОИ.

Рассмотрены основные решения, позволяющие обеспечить устойчивость к отказам по общей причине путем применения разнообразия в двух комплектах АКНП, не приводящие, с другой стороны, к излишнему усложнению проектирования и обслуживания системы, а так же не вызывающие сильного удорожания системы.

Рассмотрено применение разнообразия на разных уровнях системы – начиная от устройств обработки сигналов вне реакторных датчиков нейтронного потока, заканчивая модулями формирования сигналов защиты и управления и модулями вычисления основных параметров.

Комплексные решения для проектов АСУ ТП АЭС

Сафонов С.И.

ОАО «Московский завод «ФИЗПРИБОР»

1. Опыт предприятия

1.1 Этапы разработки программно-технических средств: от источников питания и технических средств на «жесткой логике» до цифровых систем контроля и управления.

2. Позиции предприятия на рынке автоматизированных систем

2.1 Разработка и изготовление программно-технических комплексов управляющих систем безопасности атомных станций.

2.2 Номенклатура изделий. Реализованные проекты: Балаковская АЭС, Нововоронежская АЭС, Ростовская АЭС, Калининская АЭС, АЭС «Куданкулам», АЭС «Бушер».

3. Инвестиционная политика предприятия.

3.1 Перспективные разработки технических средств, программное обеспечение, сертификация готовых продуктов. Разработка процессорных модулей (контроллеры управления) архитектуры PowerPC и архитектуры x86 Intel Atom.

3.2 Построение цифровой системы управления различного уровня резервированием по входным и выходным дискретным и аналоговым сигналам, контроллеров управления, с применением на нижнем уровне сетей RS485 и Ethernet и обеспечением 5 мс цикла сканирования с точностью присвоения метки времени в 1 мс и погрешностью аналогового преобразования в 0,1 %.

3.3 Реализация принципа разнообразия.

4. САПР, SCADA. Выбор оптимальной среды проектирования.

4.1 Операционная система и САПР собственной разработки.

4.2 Среда сквозного проектирования и моделирования технологических процессов – SimInTech. Сертифицированный в системе ОИТ кодогенератор.

4.3 Защищенная операционная система реального времени – ЗОСРВ КПА 10964.01 «Нейтрино». Сертификат Министерства обороны (НСД, НДВ).

4.4 Сертификация ПО для применения в системах безопасности и системах, важных для безопасности АЭС.

4.5 Обеспечение кибербезопасности. Наличие исходных кодов программного обеспечения – прозрачность разработки – возможность независимой верификации.

5. Комплексный подход к проектированию и изготовлению оборудования систем контроля и управления.

5.1 Моделирование технологических процессов – создание алгоритмов управления – виртуальные пульта управления – отладка на математических моделях – программирование контроллеров – верификация алгоритмов управления. Единая среда разработки.

5.2 Вопросы комплектования оборудования. Контрафактная продукция – снижение надежности СКУ. Входной контроль комплектующих изделий. Единая база поставщиков радиоэлектронных компонентов.

6. Технологическая оснащенность предприятия.
- Две линии поверхностного монтажа.
 - Цех для одновременной сборки до 200 шкафов управления.
 - Минимальное привлечение сторонних организаций для изготовления комплектующих изделий (токарные и фрезероальные станки с ЧПУ, лазерная резка, гибочный станок, камера порошкового напыления)
 - Нанесение влагозащитных покрытий (автоматизированная линия двухстороннего нанесения лака).
7. Испытательная база предприятия.
- Термо-, влагокамеры.
 - Камера песка.
 - Камера соляного тумана.
 - Вибростенд (до 300 кг).
 - Оборудование для проведения испытаний на электромагнитную совместимость ЭМС.
8. Полигон для отладки и проведения комплексных испытаний систем контроля и управления. Комплектование полигона. Технологический прогон оборудования СКУ.

Детерминированный подход к оценке безопасности и рисков информационно-управляющих систем для атомных станций

Коробкин В.В.

НИИ МВС ЮФУ

Колоденкова А.Е.

УГАТУ

В настоящее время создание новых и модернизация существующих атомных станций (АС) является одним из приоритетных направлений деятельности всех структур ГК «Росатом». Это обстоятельство требует создания новых сложных информационно-управляющих систем (ИУС) важных для безопасности, к которым применяются жесткие требования по обеспечению безопасности и эффективности их функционирования.

Отличительной особенностью создания ИУС для АС является ее разработка и реализация в условиях риска, возникающего в силу неопределенности факторов внутренней и внешней среды проекта, которые могут привести либо к ухудшению качественных показателей разрабатываемой ИУС, либо к превышению бюджетного ассигнования и/или нарушению сроков осуществления проекта, либо просто к его провалу. Неэффективность вероятностно-статистических методов при

моделировании многих сложных объектов в технике, экономике, биологии и медицине обуславливает необходимость перехода от решения проблем построения вероятностных моделей к детерминированным моделям. Как подчеркнул Генеральный директор ГК «Росатом» С.В. Кириенко: «При проектировании АЭС необходимо избегать вероятностного подхода... в отрасли должен применяться детерминистский подход к обеспечению безопасности». Для гарантированного достижения высокой надежности и функциональной безопасности ИУС необходимо, чтобы в течение всего жизненного цикла ИУС особенно на начальных этапах (анализ реализуемости проекта ИУС, оценка безопасности и рисков ИУС) при формулировании базовых требований, разработке структуры и архитектуры системы применялись различные подходы и методы.

Несмотря на значительное число работ многих отечественных и зарубежных авторов, посвященных созданию ИУС для АС, проблема анализа реализуемости проекта, а также оценки безопасности и рисков ИУС, до сих пор остается открытой.

В настоящей работе предлагается рассмотреть некоторые аспекты данной проблемы и акцентировать внимание на актуальных вопросах анализа реализуемости проекта и оценки безопасности и рисков ИУС. Рассматриваются нечетко-множественный и нечетко-интервальный подходы к анализу реализуемости проекта ИУС на основе формирования, сравнительного многокритериального анализа возможных альтернатив и выбора его приемлемых альтернатив в условиях нечеткой исходной информации.

Другое перспективное направление, которое предлагается рассмотреть, является метод прецедентов, основанный на опыте прошлых ситуаций, позволяющий решать новую, неизвестную задачу, используя или адаптируя решение уже известной задачи в условиях нечеткой, неточной исходной информации.

Предлагаемые подходы позволят сэкономить бюджетные средства, а также сократить управленческие ошибки, принимаемые руководителем проекта в условиях нечеткой, неточной исходной информации, тем самым повысить качество и эффективность полученных решений при разработке новых программных средств ИУС важных для безопасности на АС.

Применение беспроводных пассивных датчиков на пьезоэлементах радиационно стойкого пьезокварца для повышения надежности систем контроля и управления АЭС

Ковалев А.С.

ОАО «Атомэнергoproject»

Федяев С.Л.

ОАО «НПК «Дедал»

В работе рассматривается возможность использования беспроводных пассивных датчиков на пьезоэлементах радиационно стойкого пьезокварца для проектирования, разработки и внедрения элементов системы после аварийного мониторинга.

Рассматривается возможность использование беспроводных пассивных датчиков для сбора физической информации, способных находиться в зоне высокого ионизирующего излучения, для регистрации параметров температуры, давления, напряжений конструкционных материалов, выполненных на основе радиационно-стойкого пьезокварца. А также, рассматриваются принципы построения информационной системы потоковой регистрации и обработки событий, на основе базы данных с открытым исходным кодом.

Применение беспроводных пассивных датчиков, не требующих электроснабжения, позволяет определять после аварийные параметры окружающей среды, такие как температура, давление, механические напряжения в элементах конструкций. Измерения производятся с помощью устройства выполненного из радиационно стойкого пьезокварца, функционирующего на основе принципа поверхностных акустических волн (ПАВ), в зоне высокого ионизирующего излучения, и передаются удаленному считывающему устройству (радару), вынесенному за пределы зоны повышенной радиации.

Считываемый радаром поток информации обрабатывается и является основой для функционирования системы поддержки принятия оперативных решений.

Цели и результаты работы, разработка и внедрение контрольно-измерительных технологий при:

- снижении сроков и стоимости (себестоимости) монтажа системы;
- сокращении объема технологического оборудования;
- сокращении количества кабелей;
- увеличение скорости обработки сигнала и снижение общей скорости принятия решения в после аварийной ситуации.

Результаты анализа надежности и безопасности эксплуатации электрооборудования СУЗ АЭС

Калашиников А.В., Латыпов А.Г., Кулаков Г.В.

ОАО «Корпорация «ВНИИЭМ»

Для обеспечения надежного и экономически выгодного производства электроэнергии эксплуатация систем энергоблока АЭС должна сопровождаться управлением ресурсными характеристиками оборудования.

В данной работе обобщен опыт по оценке показателей надежности, остаточного ресурса электрооборудования СУЗ, при проведении работ по продлению срока эксплуатации оборудования, и методикам управления ресурсными характеристиками в течение дополнительного срока эксплуатации.

Современный подход к управлению надежностью, рекомендованный стандартами МЭК и примененный для проведения работ по продлению срока эксплуатации электрооборудования СУЗ, основывается на анализе риска.

Риск – сочетание вероятности возникновения отказа технического средства и его последствий. Например, отказ какого либо элемента или подсистемы может привести к отказу или деградации функции оборудования, к необходимости снижения мощности или останову энергоблока.

Процесс анализа риска должен включать в себя как качественную идентификацию риска, так и количественную оценку величины риска, как вероятности отказа технических средств с последствиями определенного уровня.

При оценке надежности оборудования и разработке методики управления ресурсными характеристиками применялся адаптированный для электрооборудования СУЗ метод анализа риска – «Анализ вида и последствий отказов», в процессе которого производится:

1. Оценка вероятности появления отказов
2. Ранжирование по тяжести последствий отказов
3. Анализ произошедших за период эксплуатации отказов

Данные методы анализа риска применялись авторами при проведении работ по продлению срока эксплуатации электрооборудования СУЗ Кольской АЭС, Билибинской АЭС и АЭС «Тяньвань».

Список литературы

1. L. H. Crow, Useful Metrics for Managing Failure Mode Corrective Action. Proceedings of the 2006 Annual RAMS Symposium, January 2006, Newport Beach, CA

2. ГОСТ Р 51901.16-2005 (МЭК 61164:1995) Менеджмент риска. Повышение надежности. Статистические критерии и методы оценки — Стандартиформ. — Москва, 2005

3. ГОСТ 27.310-95 Надежность в технике. Анализ видов, последствий и критичности отказов. Основные положения.

Инновационные решения, повышающие безопасность и качество испытаний первичного оборудования

Соловьёв М.Ю.

ООО НПП «ЭКРА»

В статье представлены мобильные программно-технические комплексы Omicron, позволяющие автоматизировать проверки первичного оборудования энергетики и увеличить безопасность проведения испытаний.

Проведён краткий обзор трёх систем:

1. Переносная система для испытаний и калибровки ТН Omicron VOTANO 100, предназначенная для снятия характеристик и оценки работоспособности индуктивных ТН до 245 кВ и ёмкостных ТН до 750 кВ.
2. Мобильная установка 3-в-1 для комплексной проверки высоковольтных выключателей Omicron CIBANO 500, позволяющая проводить тестирование трёхфазных силовых выключателей с двумя разрывами, заземлёнными с обоих концов на электрические, временные и электромеханические характеристики.
3. Переносная многоканальная система Omicron MPD 600 для измерения и локализации ЧР в силовых трансформаторах, электрических машинах, высоковольтных кабелях и выключателях, позволяющая измерить и локализовать ЧР при наличии сильных электромагнитных помех в полевых условиях.

Инновационный подход к испытаниям первичного оборудования позволяет сократить время проведения измерений, повысить безопасность работ и качество оценки состояния силового оборудования.

Направление
МАТЕРИАЛОВЕДЕНИЕ И КОНТРОЛЬ МЕТАЛЛА

Совершенствование методик и средств эксплуатационного неразрушающего контроля узла приварки коллектора теплоносителя к патрубку Ду1200 парогенераторов ПГВ-1000

Вопилкин А.Х., Тихонов Д.С.
ООО «НПЦ «ЭХО+»

Ультразвуковой контроль сварного соединения приварки коллектора теплоносителя к патрубку Ду1200 парогенераторов ВВЭР-1000 с использованием автоматизации и технологий записи исходных данных и визуализации начал проводиться с применением системы серии АВГУР с 1999 года. С того времени до настоящего эта технология контроля претерпела существенные изменения, которые коснулись всех основных показателей назначения контроля: от точности и выявляемости до показателей производительности и удобства работы.

В этом докладе рассмотрены испытанные и хорошо зарекомендовавшие себя методологические и аппаратные решения для автоматизации и визуализации результатов контроля данного узла, включая наиболее современный метод УЗК с использованием антенных решёток. Проанализированы первые результаты применения новой технологии с использованием антенных решёток.

В докладе также рассматриваются основные современные проблемы эксплуатационного контроля сварного соединения приварки коллектора теплоносителя к патрубку Ду1200 парогенераторов ВВЭР-1000. Рассматриваются направления дальнейшего совершенствования методов УЗК, связанные с применением дополнительных методов УЗК, таких как 3D-цифровая фокусировка ультразвуковой антенной решётки (C-SAFT), учёт преобразования типов волн и конструктивных особенностей объекта контроля, включая ремонтные заварки (Multi-SAFT), повышение рабочей частоты контроля, учёт фазы эхосигналов, контроль с конусной поверхности, применение двумерных антенных матриц и т. д.

Применение новых технологий контроля направленных на повышение его чувствительности неизбежно ведёт к увеличению количества зафиксированных несплошностей. Этот фактор является дополнительным аргументом необходимости применения норм оценки качества данного сварного соединения использующих размерные критерии несплошностей.

Информационно-аналитическая система подсистема аналитического уровня ЭНК металла оборудования и трубопроводов АЭС

Александров А.Е.

ООО «НПП «Сигма ИТ»

Создание и внедрение информационно-аналитической системы по эксплуатационному неразрушающему контролю металла оборудования и трубопроводов (ИАС ЭНК МОиТ), разрабатываемой в соответствии с модифицированной «Комплексной программой мероприятий ...», утвержденной в 2012 году направлено на решение следующих задач:

- информационную поддержку процессов мониторинга (проведение эксплуатационного неразрушающего контроля металла оборудования и трубопроводов АЭС),
- формирование единого информационного пространства по результатам контроля и проведение анализа механизма и причин зарождения и развития дефектов для различных АЭС, блоков, технологических систем и элементов конструкций (оборудования и трубопроводов), включая поддержку прикладных программных систем по оценке состояния и прогнозу остаточного ресурса
- информационную поддержку процессов управления эксплуатацией блоков.

Представленные целевые направления образуют трехуровневую структуру ИАС ЭНК МОиТ:

- первый уровень - базовый (станционный уровень) ориентирован на решение задач станционного уровня и формирование информационных потоков для аналитического и управленческого уровней;
- второй уровень - аналитический ориентирован на сбор данных со всех блоков АЭС и разработку рекомендаций и корректирующих мероприятий по повышению надежности оборудования и трубопроводов при эксплуатации;
- третий уровень – управленческий ориентирован на информационную поддержку руководства АЭС и ЦА для принятия управленческих решений по эксплуатации блоков АЭС.

Исходя из поставленных целей, аналитическая подсистема ИАС должна обеспечить реализацию следующих процессов:

- сбор и консолидацию данных со всех АЭС, включающих сбор, обработку и загрузку данных из БД источников, находящихся на АЭС под управлением ИАС базового уровня, формирование и ведение единых справочников системы;
- обработку выявленных на АЭС дефектов, включающую классификацию выявленных несплошностей и дефектов, формирование их

массивов, на основе принципа однотипности элементов контроля и их обнаружения, статистическую обработку;

- обмен данными с внешними системами для прогнозирования ресурса оборудования и трубопроводов;
- прогнозирование кинетики развития дефектов оборудования и трубопроводов.

Рассмотрена реализация данных процессов для аналитического уровня ИАС, развернутой на вычислительной инфраструктуре ОАО «Концерн Росэнергоатом».

Обеспечение эксплуатационной эрозионно-коррозионной стойкости сварных соединений энергоблоков АЭС

Томаров Г.В., Шипков А.А.

ЗАО «Геотерм-ЭМ»

Потапов В.В., Овчаров О.В.

ОАО «ВНИИАЭС»

С ростом времени наработки АЭС наряду с эрозионно-коррозионными разрушениями основного металла элементов трубопроводов и оборудования все чаще стали наблюдаться случаи недопустимых утонений и разрушений металла сварных соединений.

С 2012 года ОАО «Концерн Росэнергоатом» реализует актуализированную комплексную программу № АЭС ПРГ-62К(04-03) 2012 по проблеме эрозии-коррозии, в которой предусмотрены мероприятия по повышению безопасности АЭС за счет предотвращения внезапных разрушений и недопустимых утонений сварных соединений основных трубопроводов второго контура и элементов узлов регулирования подачи питательной воды.

Проведенные в рамках вышеуказанной программы сбор и анализ данных о повреждаемости и результатах эксплуатационного контроля металла позволили выявить факты обнаружения недопустимых утонений в сварных соединениях и околошовных зонах трубопроводов АЭС. Известны также случаи обнаружения свищей в месте расположения сварных соединений, вследствие их эрозионно-коррозионного утонения.

Анализ повреждаемости и исследования физико-химических особенностей механизма локального эрозионно-коррозионного утонения элементов сварных соединений позволили установить их корневые причины. Показано, что основное влияние на интенсификацию локальной эрозии-коррозии оказывают химический состав сварного шва и околошовных зон, а также генерация локальных пристенных гидродинамических возмущений в районе швов.

Разработаны принципы расчетно-экспериментального обоснования повышения эффективности эксплуатационного контроля металла сварных соединений основных трубопроводов конденсатно-питательного и влажнопарового трактов блоков АЭС.

Выполнен комплекс работ по расчетно-аналитическому обоснованию интенсивности и зон локального износа сварных соединений основных трубопроводов пилотных блоков АЭС с РУ ВВЭР-1000, ВВЭР-440 и БН-600. Выявлены элементы сварных соединений группы риска интенсивного эрозионно-коррозионного утонения. Ведутся работы по разработке и внедрению блоков программных комплексов поддержки персонала по проблеме эрозии-коррозии сварных соединений на пилотных блоках атомных электростанций.

Технология восстановительного отжига корпусов реакторов ВВЭР-1000

Гурович Б.А.

НИЦ «Курчатовский институт»

Дуб А.В.

ОАО НПО «ЦНИИТМАШ»

Для подтверждения эффективности отжига для восстановления структуры и свойств сталей корпусов реакторов ВВЭР-1000 проведено повторное после отжига ускоренное облучение образцов-свидетелей металла сварных швов и основных металлов. Исследования структурного состояния и механических свойств показали возможность продления срока службы подвергнутых восстановительному отжигу сталей корпусов реакторов ВВЭР-1000 еще на один ресурсный срок.

Для реализации восстановительного отжига швов №3 и 4 корпуса реактора ВВЭР-1000 спроектирована установка для проведения отжига, разработана рабочая конструкторская документация нагревательного устройства, системы управления и регистрации теплового режима. Проведено расчетное и экспериментальное обоснование принятых технических решений, обеспечивающих реализацию заданной технологии отжига. Завершены проектирование и испытания вспомогательных устройств и механизмов, изготовление и заводские испытания нагревательного устройства.

В связи с уникальностью и ответственностью процедуры отжига принято решение о проведении экспериментов и испытаний оборудования на полномасштабной модели шахты и корпуса реактора ВВЭР-1000.

Создание полномасштабного экспериментального стенда с моделью шахты и корпуса реактора ВВЭР-1000 позволит значительно интен-

сифицировать работы по научно-технологическому сопровождению эксплуатации корпусов реакторов и реализации Программы продления сроков эксплуатации АЭС с реакторами ВВЭР-1000.

Совершенствование методики расчета прочности и остаточного ресурса внутрикорпусных устройств ВВЭР-1000 при продлении срока эксплуатации до 60 лет

Марголин Б.З., Сорокин А.А., Федорова В.А., Минкин А.И.

ФГУП «ЦНИИ КМ «Прометей»

Пиминов В.А., Евдокименко В.В.

ОАО «ОКБ «ГИДРОПРЕСС»

Васильев В.Г.

ОАО «Концерн «Росэнергоатом»

Начиная с 2002г. ЦНИИ КМ «Прометей» совместно с другими предприятиями отрасли проводит комплекс работ по продлению срока службы ВКУ реакторов ВВЭР. Результатом этих работ явилось создание «Методики расчета прочности ВКУ ВВЭР-1000 при продлении срока службы» 1.6.1.08.0018-2007/2011, явившейся на момент создания единственным нормативным документом, позволяющим оценивать прочность и ресурс ВКУ ВВЭР с учетом механизмов разрушения и деградации, характерных для материала подвергающегося интенсивному нейтронному облучению.

Несмотря на это, вследствие недостаточного количества экспериментальных данных, разработанная методика не покрывала диапазон повреждающих доз, необходимый для обоснования запроектного срока эксплуатации ВКУ ВВЭР-1000 до 60 лет и более. Кроме того, в ней не учитывались некоторые доминирующие механизмы влияния радиационного набухания на материалы ВКУ, а также некоторые механизмы коррозионного растрескивания облученных материалов.

Для решения указанных вопросов в рамках «Материаловедческих работ по продлению срока эксплуатации корпусов и ВКУ реакторов с ВВЭР-1000 до 60-ти лет и более» было продолжено изучение воздействия нейтронного излучения на физико-механические свойства и механизмы разрушения материала ВКУ. Проведенные широко-масштабные исследования позволили выпустить обновленную и усовершенствованную «Методику расчета прочности и остаточного ресурса внутрикорпусных устройств ВВЭР-1000 при продлении срока эксплуатации до 60 лет» РД ЭО 1.1.2.99.0944-2013, отличающуюся от предшественника следующим:

- представлены экспериментально подтвержденные до повреждающей дозы 150 сна зависимости физико-механических свойств для материала ВКУ.

- введен учет влияния радиационного распухания на прочность, пластичность и трещиностойкость материалов ВКУ, а также на сопротивление зарождению и росту трещины по механизму усталости;
- переработан и экспериментально обоснован подход к оценке коррозионного растрескивания материала;
- введена процедура, позволяющая снизить консерватизм оценки радиационного распухания и формоизменения для элементов ВКУ конкретного энергоблока по результатам измерения геометрии его выгородки;
- введен учет формирования зон с предельным охрупчиванием, которые могут возникать в материале ВКУ вследствие фазового $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращения;
- введен учет возможного подраста трещин в элементах ВКУ на фоне радиационной ползучести.

В докладе будут представлены основные положения разработанного РД ЭО 1.1.2.99.0944-2013 «Методика расчета прочности и остаточного ресурса внутрикорпусных устройств ВВЭР-1000 при продлении срока эксплуатации до 60 лет».

Двухпараметровый критерий глушения т/о труб в парогенераторах АЭС с ВВЭР

*Лукин В.П., Жданов А.Г., Чегодаев В.В., НИУ «МЭИ»
Ловчев В.Н., Гуцев Д.Ф., Храмова Е.С., ОАО «Концерн Росэнергоатом»
Жуков Р.Ю., ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»*

Одной из мер, направленных на снижение количества глушений теплообменных труб (ТОТ) и, тем самым, на сохранение теплообменной поверхности парогенераторов (ПГ) АЭС, является переход от однопараметрового критерия глушения ТОТ по глубине дефекта (параметром служит фаза соответствующего вихретокового сигнала) на двухпараметровый критерий (фаза и амплитуда сигнала). Это позволит уберечь часть ТОТ от глушения в периоды планово-предупредительных ремонтов (ППР).

Анализ возможности применения амплитудно-фазового критерия при глушении ТОТ ПГ АЭС был исследован на сигналах эксплуатационного вихретокового контроля в период ППР-2011 на парогенераторах Кольской (ВВЭР-440) и Балаковской АЭС (ВВЭР-1000). Анализ проводился с помощью программно-методического комплекса PIRATE, позволяющего оценивать основные геометрические параметры дефекта – его глубину и осевую протяженность.

Геометрические параметры предельно возможных допустимых дефектов были определены по данным, полученным ОАО ОКБ

«ГИДРОПРЕСС» при гидроиспытаниях (соотносительным кривым длины и глубины допустимых дефектов). Для всех возможных сочетаний параметров геометрии дефектов (глубина - 70%, 80%, 90%, осевая протяженность - 5мм, 10мм, 20мм) с помощью математического моделирования методом конечных элементов были спрогнозированы вихретоковые сигналы проходного дифференциального преобразователя на соответствующих рабочих частотах для каждой из штатных вихретоковых установок.

Затем на «поле амплитуд» накладывалась кривая допустимых соотношений длины-глубины критических дефектов и точки пересечения этой кривой с координатными линиями фиксированной глубины (70%, 80%, 90%) определяли требуемые значения амплитуды. В результате допустимые амплитуды сигналов от дефектов ТОТ ПГ при получении и обработке данных эксплуатационного контроля, например, установкой ZETEC MIZ-70 (основная рабочая частота 100 кГц, нормировка 10 В) выглядят следующим образом.

Допустимая глубина, % от толщины стенки	Допустимая амплитуда сигнала на открытом участке, В	Допустимая амплитуда сигнала от дефекта под решеткой, В
<59%	Трубка не подлежит глушению	
60–68%	<3.63	<3.16
69–77%	<3.33	<2.90
78–87%	<2.21	<1.92
88–100%	Трубка подлежит глушению независимо от амплитуды	

Тестовые испытания алгоритма выявления индикаций сигнала, удовлетворяющих двухпараметровому критерию, были проведены на данных эксплуатационного контроля ТОТ ПГ ППР-2012 Кольской и Калининской АЭС. Общее количество трубок 6040 (из них 1397 трубок ВВЭР-440 и 4643 - ВВЭР-1000), выявлено 967 индикаций (600 и 367 соответственно). Трубки, которые должны быть заглушены только по критерию глубины, 260 штук, а трубки, которые могут быть «сохранены» из-за незначительной амплитуды сигнала, – 89, то есть 34% трубок можно не глушить.

Разработка и внедрение методики оценки срока службы узла приварки коллектора теплоносителя к патрубку Ду1200 парогенераторов ПГВ-1000

Казанцев А.Г.,

НПО ЦНИИТМАШ

Курдин М.Е.

ОАО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»

Предлагаемая методика предназначена для оценки срока службы узла приварки коллектора теплоносителя к корпусу парогенератора ПГВ-1000, имеющего трещиноподобные дефекты в области ниже сварного шва №111 в зоне перехода от «кармана» коллектора к патрубку Ду1200 (галтель радиусом 20 мм).

При оценке срока службы указанного узла рассматривается подрост трещины как по обычному усталостному механизму, так и по механизму замедленного деформационного коррозионного растрескивания (ЗДКР) – специфическому разрушению, характерному для стали 10ГН2МФА в условиях водно-химического режима второго контура при наличии отложений шлама с повышенным содержанием оксида меди. В основе методики лежат результаты прямых экспериментов при статическом и циклическом низкоскоростном нагружении стали 10ГН2МФА, по данным которых установлены условия проявления ЗДКР (диапазон температуры и скорости деформации), а также определены параметры уравнения скорости роста трещины.

Оценка срока службы выполняется для дефекта, размеры которого определяются с помощью УЗК. Расчет напряженно-деформированного состояния в области рассматриваемого узла осуществляется в линейно-упругой области поведения конструктивных материалов. Кроме факторов нагружения, которые необходимо учитывать согласно ПНАЭ Г-7-002-86 (давление, температурные воздействия, сейсмическая нагрузка и т.д.), методика предусматривает учет локальных и общих напряжений от технологических воздействий (сварки и термообработки). Установлено, что наибольший вклад в повреждаемость в условиях ЗДКР дают режимы пуск (разогрев) и останов (расхолаживание). Приведены рекомендации по схематизации режимов с учетом изменения температуры в цикле нагружения.

С использованием данной методики выполнен расчет кинетики развития дефектов в узле приварки коллектора теплоносителя к корпусу парогенератора ПГВ-1000. Показано, что при глубине исходной трещины 5-20мм для прорастания ее в сквозную в условиях проявления ЗДКР требуется 4-6 циклов разогрев-расхолаживание или соответственно 4-6 лет при одном таком цикле в год. Для прорастания

дефекта до сквозного за одну кампанию его глубина должна составлять более 40 мм.

Описанный механизм разрушения при ЗДКР и полученные расчетные оценки согласуются с результатами анализа причин возникновения и ускоренного развития дефектов в зоне 111 шва.

Разработка руководства по применению концепции безопасности «течь перед разрушением» к трубопроводам действующих АЭУ

Европин С.В., Киселев В.А.

ОАО НИКИЭТ

Для практического использования на АЭС с ВВЭР-440/1000 и РБМК-1000 разработан новый документ: РД ЭО 1.1.2.05.0939-2013 «Руководство по применению концепции безопасности течь перед разрушением к трубопроводам действующих АЭУ», где концепция безопасности «течь перед разрушением» (ТПР) представлена как составная часть общей концепции безопасности «исключение разрушения» (ИР) и предназначена для обоснования невозможности внезапного разрушения ВСТ действующих АЭУ с водным теплоносителем.

Предпосылки для применения концепции безопасности ТПР, как составной части общей концепции безопасности ИР, основаны на выполнении основных принципов: А) Высокого качества; Б) Контролируемой эксплуатации и дополнительных принципов: В) Граничных условий нагружения и Г) Расчетно-экспериментальное подтверждения ТПР.

Документ содержит методологию ТПР, технические рекомендации и детали технического обоснования по каждой расчетной процедуре ТПР, требования к системам обнаружения течи, экспериментальным обосновывающим программам и формату технической документации, а также перечень систем трубопроводов действующих АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК, потенциально пригодных для внедрения концепции ТПР.

Изменение свойств материалов корпусов реакторов ВВЭР-1000 при эксплуатации до 60 лет

Штрэмбах Я.И., Гурович Б.А., Ерак Д.Ю., Журко Д.А., Кулешова Е.А., Чернобаева А.А., Забусов О.О., Ходан А.Н.

НИЦ «Курчатовский институт»

Под воздействием нейтронного облучения и высоких температур происходит деградация свойств материалов корпуса реактора ВВЭР-1000 (КР), что повышает вероятность хрупкого разрушения

корпуса реактора в аварийных ситуациях, при заливе холодной воды. Возможность безопасной эксплуатации КР за пределами проектного срока службы требует обоснование прогнозных зависимостей, адекватно описывающих изменение свойств материала КР под воздействием повреждающих факторов.

Наиболее представительными, с точки зрения контроля за состоянием металла КР, являются результаты испытания облучаемых и температурных образцов-свидетелей (ОС), которые выдерживаются в сопоставимых с КР условиях. Совместный анализ данных ОС позволяет выявить не только изменения свойств металла КР, но и разделить влияние механизмов радиационного охрупчивания и температурного старения. Тем не менее, для прогнозирования изменений свойств КР под облучением при больших временах эксплуатации, для которых отсутствуют результаты исследований ОС, необходимо также использовать опережающее ускоренное облучение представительных материалов. При этом очень важно учитывать реальные структурные изменения, происходящие в металле под воздействием повреждающих факторов.

В настоящей работе на основе анализа базы данных испытаний ОС и с учетом результатов исследования изменения тонкой структуры материалов КР под облучением выполнен прогноз охрупчивания материалов КР ВВЭР-1000 при эксплуатации за пределами проектного срока службы.

В отличие от ранее разработанных зависимостей, прогнозная оценка общего сдвига критической температуры хрупкости $\Delta T_K(F, t)$ для металла КР ВВЭР-1000 под облучением делается на основе физически обоснованного представления в виде суммы упрочняющей и неупрочняющей компонент:

$$\Delta T_K(F, t) = \Delta T_K^{Ynp} + \Delta T_K^{Heyp}. \quad (1)$$

Упрочняющая компонента в (1) определяется радиационными дефектами (появление и увеличение плотности дислокационных петель) и никель-обогащенными преципитатами, плотность которых возрастает с увеличением флюенса быстрых нейтронов. Неупрочняющая компонента в (1) связана с образованием термически и радиационно – ускоренной сегрегации фосфора по границам зерен и межфазным границам карбид – матрица.

Сопоставление результатов опережающего облучения металла ОС с базой данных по испытаниям ОС необлученных образцов позволило обосновать возможность использования полученных зависимостей для основного металла и металла шва вплоть до значений флюенса быстрых нейтронов $\sim 8 \times 10^{23}$ нейтрон/м².

Использование результатов ускоренного облучения позволило оценить консервативность прогноза для полученных новых зависимостей, при этом дополнительно учитывались эффекты термического старения и влияния плотности потока нейтронов на радиационное охрупчивание металла.

Разработка и аттестация системы ВТК т/о трубок парогенераторов АЭС с ВВЭР с использованием датчиков матричного типа

Салищев С.А., Погода А.В.

ООО «ЦБК «Политест»

В настоящее время основным методом дефектоскопии металла теплообменных труб (ТОТ) парогенераторов (ПГ) на АЭС с реакторными установками ВВЭР является вихретоковый контроль (ВТК). Данный метод позволяет получить значительный объем информации о состоянии ТОТ, а его результаты лежат в основе принятия решений по глушению ТОТ.

ПГ является одним из объектов определяющим безопасную эксплуатацию атомной станции и, поэтому, для повышения достоверности контроля ТОТ во всем мире в последние годы наряду с аксиальными зондами (зонды типа «bobbin») стали применяться матричные зонды, имеющие перед аксиальными ряд преимуществ, таких как:

- возможность разделения дефектов на продольные и поперечные, язвы и трещины;
- возможность выявления разных дефектов в одном сечении ТОТ; в зоне вальцовки ТОТ, включая переходную зону;
- визуальная наглядность представления результатов ВТК в 2D и 3D плоскостях, что снижает риск ошибки аналитика.

Учитывая важность вопроса повышения достоверности проводимого ВТК ТОТ ПГ и высокую рыночную стоимость зарубежного оборудования для реализации этой задачи руководством ОАО «Концерн Росэнергоатом» принято решение по разработке и аттестации отечественной системы ВТК ТОТ ПГ с использованием зондов матричного типа.

Созданная система получила название «Политест-ПГ». В состав системы вошли все необходимые элементы для комплексного подхода к проведению ВТК ТОТ ПГ – многочастотный, многоканальный вихретоковый дефектоскоп; манипулятор; зонды, в том числе матричные; программное обеспечение сбора и анализа данных.

Функциональные возможности дефектоскопа позволяют использовать его совместно со всеми типами зондов, включая вращающиеся и матричные. Дефектоскоп включен в реестр средств измерений.

Выход зонда на заданную ТОТ и перемещение зонда внутри ТОТ осуществляется с помощью манипулятора в ручном и автоматическом режимах дистанционного управления. Массогабаритные характеристики манипулятора предусматривают его монтаж-демонтаж на горловине коллектора ПГ без использования грузоподъемных устройств АЭС.

Управление всеми функциями манипулятора и параметрами дефектоскопа ведется по сети ETHERNET с линией связи до 200 м.

Скорость перемещения зондов в процессе сбора данных: аксиальный - до 500 мм/с, матричный - до 200 мм/с.

Визуальное наблюдение за работой манипулятора осуществляется с использованием двух телекамер.

Программное обеспечение сбора и анализа данных работает под управлением операционной системы Windows, имеет гибкий пользовательский интерфейс, позволяющий сконфигурировать окна по усмотрению оператора. Вся информация, относящаяся к сбору данных (управление манипулятором и дефектоскопом, сигналы ВТК, видеозображение), отображается на экране одного монитора.

Для анализа данных разработана специальная программа, в которой предусмотрена отстройка от мешающих факторов и их комбинаций, таких как дистанционирующая решетка, гиб, накатка.

По результатам приемочных испытаний методика проведения ВТК ТОТ ПГ с использованием системы «Политест-ПГ» одобрена федеральной службой «Ростехнадзор».

Использование расчетно-аналитического подхода ОКБ «ГИДРОПРЕСС» по обоснованию увеличения периода между контролем металла оборудования и трубопроводов первого контура РУ с ВВЭР

*Голубева О.В., Акбашев И.Ф., Акимов П.А., Беркович В.Я., Емелин А.А.,
Киселев М.Н., Лякишев Л.А., Матковский В.В., Пиминов В.А.,
Соков Л.М., Шубин А.А., Юременко С.П.*
ОКБ «ГИДРОПРЕСС»

В настоящее время в действующих типовых программах контроля состояния металла оборудования и трубопроводов РУ с ВВЭР при эксплуатации определен базовый период контроля металла (КМ) один раз в четыре года в соответствии с требованием нормативного документа /1/. В то же время крайне актуальной задачей является обоснование перехода на более длительные периоды КМ (с 4 до 6 лет). Основной трудностью в обеспечении такого перехода является отсутствие соответствующей методической базы.

Для обоснования допустимости увеличения с 4 до 6 и более лет периодов между КМ оборудования и трубопроводов РУ с ВВЭР ОКБ «ГИДРОПРЕСС» был разработан подход, предназначенный для оборудования и трубопроводов групп А и В по классификации /1/ и применимый исключительно к периодическому КМ (в терминах /1/).

В общем случае, подход по обоснованию допустимости увеличения периодов между КМ состоит из следующих этапов:

- этап 1: анализ изготовления и опыта эксплуатации элементов оборудования и трубопроводов РУ для определения подверженных эксплуатационной деградации;
- этап 2: проведение расчетов для наиболее ответственных элементов оборудования и трубопроводов РУ (сварные швы корпуса реактора, сварные швы ГЦТ и т.д.), в которых не наблюдается эксплуатационной деградации (в качестве расчетного механизма деградации принимается циклический рост дефектов, описываемый уравнением Пэриса):
 - расчет размеров критического, потенциально опасного, допускаемого дефектов;
 - вероятностный анализ разрушения, целью которого является определение изменения вероятности разрушения при изменении периода КМ;
- этап 3: заключение о возможности увеличения периода КМ.

Основные результаты работы:

1) существует ряд элементов оборудования и трубопроводов первого контура РУ с ВВЭР, в которых наблюдается непрогнозируемая эксплуатационная деградация - для этих элементов период КМ устанавливается в рамках специально разрабатываемых программ, учитывающих специфику ситуации;

2) расчетными методами определены размеры допускаемого трещинообразного дефекта (длина и глубина) для ряда наиболее ответственных элементов оборудования и трубопроводов. Показано, что изменение периода КМ с 4 до 6 лет практически не влияет на размеры допускаемого дефекта, а вероятность разрушения при шестилетнем периоде КМ практически (1-2 %) не превышает вероятности разрушения при четырехлетнем;

3) разработанный ОКБ «ГИДРОПРЕСС» подход для обоснования увеличения периодов КМ, базирующийся на опыте эксплуатации и расчетных методах, позволяет выработать рекомендации по увеличению периода КМ оборудования и трубопроводов первого контура РУ с ВВЭР.

Список литературы

1. Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок, ПНАЭ Г-7-008-89, Москва, 2000

Направление
**ОБРАЩЕНИЕ С РАО И ОЯТ,
ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС**

**Совещание по тематике
«Обращение с РАО, вывод из эксплуатации энергоблоков АЭС»**

**Подготовка к выводу из эксплуатации энергоблоков
Ленинградской АЭС**

*Кузнецов А.Н., Котыков Р.Н.
ЛАЭС*

На Ленинградской АЭС эксплуатируются 4 энергоблока с реакторами канального типа (РБМК) электрической мощностью 1000 МВт каждый. Пуск в эксплуатацию первого блока осуществлен в 1973 году, четвертого энергоблока в 1981 году. Назначенный срок эксплуатации энергоблоков – 30 лет.

В настоящее время выполнена модернизация и продление срока эксплуатации всех четырех энергоблоков Ленинградской АЭС.

Блок	Дата пуска, год	Дата окончания назначенного срока эксплуатации, год	Дата продлённого срока эксплуатации, год
1	1973	2003	2018
2	1975	2005	2020
3	1979	2009	2024
4	1981	2011	2026

Согласно «Объектовой концепции вывода из эксплуатации Ленинградской АЭС» в качестве основного варианта вывода из эксплуатации рассмотрен вариант «Немедленный демонтаж с отложенной разборкой реактора».

Основные причины выбора варианта:

- отсутствие принятого обоснованного метода обращения с отработавшим реакторным графитом;
- снижение количества образующихся РАО и дозовых нагрузок на персонал.

Не позднее, чем за 5 лет до истечения проектного срока эксплуатации блока АЭС должна быть разработана программа вывода из эксплуатации. Программы вывода из эксплуатации разработаны для всех 4-х энергоблоков Ленинградской АЭС.

Сдан в опытно-промышленную эксплуатацию комплекс контейнерного хранения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ).

Завершаются работы по вводу в эксплуатацию комплекса переработки твердых РАО.

Ведутся работы по созданию комплекс переработки жидких РАО (ЖРО).

Основными первоочередными задачами по подготовке к выводу из эксплуатации Ленинградской АЭС являются:

- комплексное обследование текущего состояния первого блока;
- подготовка ТЗ на разработку проекта вывода из эксплуатации;
- подготовка документации для получения лицензии на эксплуатацию блока № 1, остановленного для вывода из эксплуатации;
- разработка и реализация мероприятий по обращению с ядерным топливом ЯТ, включая повторное использование на действующих блоках;
- обоснование и обеспечение ресурсных характеристик систем, оборудования, зданий и сооружений, остающихся в работе на этапах подготовки и ВЭ энергоблоков;
- дальнейшее формирование базы данных по выводу из эксплуатации блоков.

Возможные перспективы использования площадки Ленинградской АЭС — создание Опытного-демонстрационного центра (ОДЦ) по выводу из эксплуатации энергоблоков РБМК:

- разработка, опробование, внедрение и усовершенствование новых технологий;
- распространение опыта Ленинградской АЭС на другие АЭС
- обучение персонала новым технологиям и приемам работы, в том числе на роботизированной технике.

Подходы к решению проблемы паспортизации РАО на Российских АЭС

Коротков А.С., Пырков И.В.

ОАО «ВНИИАЭС»

Радиологическая опасность РАО и, как следствие, способы обращения и захоронения определяются радионуклидным составом и удельными активностями отдельных радионуклидов. Удельные активности радионуклидов и категория РАО по радиационному фактору согласно действующей российской и международной практике должны устанавливаться при их паспортизации (международный термин — характеристизация) - то есть установлении и занесении в паспорт характеристик упаковки или партии РАО.

В России, как и в большинстве стран, ответственность за измерения и документирование характеристик отходов возлагается на предприятие-производитель, в частности, на атомные электростанции (АЭС). В соответствии с принятым 11.07.2011 Федеральным законом № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами...» (далее - ФЗ) и Постановлением Правительства РФ от 19.10.2012 № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам...», формально характеристика РАО должна включать контроль удельных активностей 275 радионуклидов. Большая часть этих радионуклидов относится к так называемым «сложнодетектируемым» радионуклидам, прямое измерение активности которых связано с затратными процедурами отбора, подготовки и анализа проб (^3H , ^{14}C , ^{55}Fe , ^{59}Ni , ^{63}Ni , ^{90}Sr , ^{99}Tc , ^{129}I , ряд трансурановых радионуклидов и др.). В настоящее время на АЭС ОАО «Концерн Росэнергоатом» отсутствуют методы и средства измерения, необходимые для выполнения подобного всеобъемлющего контроля радионуклидного состава и удельных активностей радионуклидов в РАО. Процедура характеристики РАО на АЭС не унифицирована, измеряются и записываются в паспорт удельные активности только тех радионуклидов, которые та или иная АЭС имеет возможность или считает нужным контролировать. Преимущественно это легко детектируемые гамма-излучающие радионуклиды с высокими процентом выхода на распад и энергией гамма-квантов (^{60}Co , ^{137}Cs , ^{134}Cs). Сложившаяся ситуация согласно положениям ФЗ с высокой вероятностью приведет к отказам Национального оператора по обращению с РАО от принятия РАО АЭС ОАО «Концерн Росэнергоатом» на захоронение.

Для обеспечения требований нормативно-правовых документов и предупреждения отказов Национального оператора от принятия РАО АЭС на захоронение целесообразно обосновать и всесторонне согласовать необходимый и достаточный перечень контролируемых в РАО АЭС ОАО «Концерн Росэнергоатом» радионуклидов. Наличие подобного перечня позволит свести процесс характеристики РАО к измерению удельных активностей необходимого и достаточного количества радионуклидов. Для сравнения, в перечне радиологически значимых радионуклидов, рекомендованном МАГАТЭ для характеристики РАО АЭС (IAEA Nuclear Energy Series NW-T-1.18), присутствуют 30 радионуклидов.

Повышение оперативности и эффективности контроля сложнодетектируемых радионуклидов из состава установленного перечня может быть достигнуто путем установления для различных типов РАО устойчивых или консервативных соотношений между удельными активностями радионуклидов, которые принято называть радионуклидным вектором. Установление для каждого типа РАО радионуклидного

вектора в соответствии с международным стандартом ISO 21238-2007 позволит свести контроль радионуклидов в РАО к измерению удельных активностей только отдельных легко детектируемых радионуклидов.

Варианты обращения с ионообменными смолами на АЭС

Савкин А.Е.

ФГУП «РАДОН»

Свободные объемы для хранения отработавших ионообменных смол (ИОС) на всех АЭС России практически исчерпаны. Так, на каждой АЭС с реакторами РБМК объемы ИОС измеряются тысячами м³. Создание технологий и установок в России является более чем очевидной. Методы переработки ИОС, которые используются за рубежом, можно разделить на две группы:

- Деструктивные;
- Недеструктивные (включение в матрицу).

Рассмотрим некоторые из них.

1. Термические

1.1. Пиролиз

Пиролиз является низкотемпературным термическим процессом, который проводят в диапазоне температур 500–700 °С. Во время пиролиза смолы разрушаются в инертной атмосфере, полимерные цепочки материала смолы обрываются, образуют твердый остаток (<1/3 веса смолы) и газопаровую фракцию (>2/3 веса смолы). Достоинства пиролиза состоят в значительном сокращении объема отходов, почти полном отсутствии уноса радионуклидов. Опытная и промышленная переработка ИОС с помощью пиролиза проводится в Японии, Канаде, Германии и Швеции.

1.2. Сушка

Сушку ИОС при атмосферном давлении и разрежении используют во многих странах. Для сушки используют водяной пар (глухой) и воздух в различных аппаратах, в т.ч. аппараты с «кипящим слоем» и роторно-пленочные испарители. ИОС высушивают до сухого состояния и помещают в контейнер. Все функции защитного барьера возлагают на контейнер.

2. Включение в матричные материалы

Перед включением в матричные материалы ИОС обычно подвергают одной или нескольким предварительным обработкам. Но иногда лишь удаляют транспортную воду.

2.1. Цементирование

К недостаткам матрицы следует отнести набухание ИОС, которое может вызвать разрушение матрицы, низкое наполнение ИОС, уве-

личение объема при включении, высокую скорость выщелачивания радионуклидов.

2.2. Включение в полимерные матрицы

При включении ИОС в полимерные связующие используют термопластичные материалы (полистирол, полиэтилен) и терморезистивные материалы (эпоксидные, полиэфирные смолы). Кондиционирование проводят в аппаратах периодического и непрерывного действия в Аргентине, Франции, Германии, Японии и др.

3. Дезактивация (отмывка)

Отмывка подобна регенерации ИОС, за исключением того, что целью процесса является удаление или элюирование активности в водную фазу и перенос этой активности на неорганический сорбент, который может быть легко иммобилизован.

4. Мокрое окисление

Мокрое окисление заключается во взаимодействии ИОС с окислителем в присутствии катализатора при температуре 100 °С и атмосферном давлении. В качестве окислителя используют 50 % раствор пероксида водорода. Этот метод широко исследуется в Англии, США и Японии. Мокрое окисление можно проводить при повышенных температурах (200–550 °С) и давлении с использованием в качестве окислителя пероксида водорода или воздуха.

Проведена сравнительная экономическая оценка указанных методов и предложены направления работ по переработке ИОС, накопленных на АЭС России.

Технико-экономическая оценка вариантов обращения с ЖРО на Белоярской АЭС

Собко А.А., Доильницына В.В., Овчинникова Д.В.

ОАО «РАОПРОЕКТ»

Росляков В.Ф.

БелАЭС

Системы переработки радиоактивных сред и отходов на АЭС России построены, в основном, по проектным решениям, разработанным в 1960–70 годы. В соответствии с существовавшими в то время требованиями и технологическими возможностями, была принята схема переработки РАО с получением концентратов – кубовых остатков (КО) и ионообменных смол (ИОС), направляемых на хранение в жидком виде или в виде пульпы в хранилище жидких отходов (ХЖО). В настоящее время в ХЖО-1,2 на Белоярской АЭС накоплено 3800 м³ КО и 360 м³ ИОС. Основными радионуклидами являются ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs (более 80% активности), ⁶⁰Co, ⁵⁴Mn. Среднее солесодержание КО 325 г/л,

активность КО - $3,5 \times 10^{14}$ Бк, активность ИОС $7,2 \times 10^{13}$ Бк. Ежегодное поступление ЖРО в ХЖО-1,2 $\sim 100 \text{ м}^3$ активностью $\sim 10^{13}$ Бк. Для освобождения емкостей и приведения ЖРО к виду, приемлемому для захоронения, необходимо сооружение комплекса по переработке и кондиционированию ЖРО (КПЖРО).

В 2013 году был проведен технико-экономический анализ технологий обращения с ЖРО в целях выбора оптимальной технологии кондиционирования ЖРО на Белоярской АЭС. Рассмотрены варианты переработки и кондиционирования КО и ИОС:

I. Концентрирование КО до солесодержания ~ 800 г/л. Кондиционирование ККО, шлама от концентрирования КО и ИОС методом цементирования.

II. Ионоселективная очистка КО в результате которой образуется солевой плав, отработавший сорбент и шлам. Шлам от ионоселективной очистки КО и ИОС кондиционируются методом цементирования.

III. Ионоселективная очистка КО в результате которой образуется солевой плав, отработавший сорбент и шлам. Пиролиз ИОС.

IV. Концентрирование КО до солесодержания ~ 800 г/л. Пиролиз ИОС, в результате чего образуется зола. Кондиционирование ККО, шлама от концентрирования КО и золы в бочках методом цементирования. Получается цементный компаунд с перемешанными в нем КО, шламом и бочками с золой. Фильтры от очистки дымовых газов прессуются.

V. Предварительная очистка КО сорбентом. Кондиционирование ККО, шлама от концентрирования КО и ИОС методом цементирования.

Экономическая оценка выполнена в текущих ценах на 2 кв. 2013 г. Результаты экономической оценки:

Стоимость	Вариант				
	1	2	3	4	5
Удельные затраты, тыс.руб./м ³	1 499	685	471	1 283	637
Итого, млн руб	7 015, 8	3 206, 8	2 202, 5	6 003,4	2 978,3

По результатам выполненной технико-экономической оценки наиболее экономичными является вариант 3. Данный вариант, в части ионоселективной очистки, опробирован в промышленном масштабе на Кольской АЭС. Для реализации данного варианта требуется адаптация данной технологии для ЖРО Белоярской АЭС 9выполнение НИОКР ; освоение технологии пиролиза ИОС на уровне промышленных уста-

новок. Кроме того, на территории промплощадки Белоярской АЭС требуется создание полигона промотходов для хранения/захоронения солевого плава.

Создание информационной системы государственного учета и контроля РВ и РАО в ГК «Росатом» и интегрированной с ней информационной системы поддержки системы обращения с РАО в ОАО «Концерн Росэнергоатом»

Морозов М.А.

ОАО «НЕОЛАНТ»

- В рамках реализации информационной системы государственного учёта и контроля РВ и РАО:
 - Проект реализуемый Госкорпорацией «Росатом» направлен на реализацию информационной системы государственной системы учёта и контроля РВ и РАО (ИС СГУК РВ и РАО) на основе современных информационных технологий. Проект реализуется совместно ЗАО «НЕОЛАНТ» (генеральный подрядчик) и ФГУП «РосРАО» (субподрядчик).
 - ИС СГУК РВ и РАО создаётся в условиях изменения нормативной базы (внесения изменений в Приказ №600 и формирования требований к системе), что предъявляет требования по возможностям настройки ИС СГУК РВ и РАО.
 - ИС СГУК РВ и РАО создаётся, в соответствии с требованиями предъявляемыми регуляторами РФ и Госкорпорации «Росатом» по безопасности информации.
 - ИС СГУК РВ и РАО является информационной основой ЕГС РАО. На основе данных поступающих в ИС СГУК РВ и РАО будут формироваться аналитические отчёты, требуемые для функционирования ИС СГУК РВ и РАО и ЕГС РАО.
 - В рамках реализации проекта создаётся центральная часть ИС СГУК РВ и РАО для обработки данных организациями Госкорпорации «Росатом» и организациями РФ с использованием удалённых каналов связи с возможностью использования ЭЦП для подписания данных ИС. Доступна возможность просмотра данных по удалённым каналам связи заинтересованными лицам в соответствии с правами доступа к данным.
 - Для организацией не обладающих возможностью использования центральной части ИС СГУК РВ и РАО, для обработки отчётных данных, доступна автономная часть ИС СГУК РВ и РАО интегрированная с центральной частью ИС СГУК РВ и РАО.

- В рамках создания ИС СГУК РВ и РАО формируется единое информационное поле для взаимодействия РИАЦ/ВИАЦ/ЦИАЦ при проведении верификации отчётов и других участников, для доступа к данным и отчётам в соответствии с установленными правами доступа. Данные поступают через единую точку входа, что позволяет обрабатывать актуальные отчётные данные доступные всем участникам обработки данных.
- ИС СГУК РВ и РАО интегрируется с ИС ГК «Росатом» для использования отраслевых и общероссийских справочников, и классификаторов, и использования механизмов аутентификации пользователей реализованных в ландшафте ИС ГК «Росатом».
- В ОАО «Концерн Росэнергоатом» создаётся информационная система поддержки системы обращения с РАО:
 - Идентификация/маркировка учётных единиц (УЕ) для считывания информации с использованием технических средств и путём ввода номера УЕ.
 - Описание инфраструктуры обращения с РАО, мест выполнения технологических операций путём конфигурирования системы.
 - Интеграция со спектрометрическим оборудованием по характеристике РАО для получения достоверных сведений о физических параметрах РАО.
 - Однократная регистрация информации об УЕ и повторное использование информации при перемещении УЕ по местам выполнения технологических операций. Получение информации о размещении УЕ в ПХ.
 - Регистрация операций в привязке к УЕ, формирование истории образования УЕ (какие РАО из каких УЕ попали в данную УЕ).
 - Формирование сопроводительной документации, журналов учёта обращения с РАО, отчётности на основе данных системы.
 - Возможность использования системы без наличия каналов, реализация обмена данными с использованием файлов обмена данными.
 - Учёт затрат на обращение с РАО путём ввода данных и интеграции с техническими средствами для сбора данных.
 - Использование мобильных устройств для получения информации об УЕ на месте, регистрация информации об УЕ (при образовании/проведении инвентаризации).
 - Формирование производственной отчётности.
 - Предоставление актуальной информации о РАО в Центральный аппарат ОАО «Концерн Росэнергоатом» для планирования деятельности по обращению с РАО, формирование аналитических отчётов в требуемых разрезах.
 - Формирование данных для предоставления в СГУК РВ и РАО.

Комплекс плазменной переработки радиоактивных отходов Нововоронежской АЭС. Монтаж и пуск в эксплуатацию

Щукин А.П., Шаров А.Н., ОДИЦ

Арустамов А.Э., Семенов К.Н., ЗАО «АГ»

Полканов М.А., ФГУП «Радон»

Ширяевский В.Л., ВНИИАЭС

В течение ряда последних лет был разработан проект комплекса плазменной переработки радиоактивных отходов Нововоронежской АЭС, а в 2013 году начаты строительные-монтажные работы по введению комплекса на 1,2 блоке НВАЭС. В основу технологического комплекса положено применение плазменных источников нагрева и шахтный метод загрузки твердых радиоактивных отходов. Технология переработки отходов испытана и с 2007 года успешно применяется для переработки радиоактивных отходов на опытно-промышленной установке «Плутон» ФГУП «Радон», которая послужила прототипом при разработке проекта комплекса.

Проектная производительность комплекса составляет 250 кг в час твердых радиоактивных отходов с широким морфологическим составом. Совместно с горючими материалами (бумага, ветошь, древесина) могут быть переработаны - строительный мусор (не более 35%), теплоизоляционные материалы (не более 20%), ионообменные смолы (не более 5%), пластикат, резина и полимерные материалы (не более 3%), металлический скрап (не более 3%). В состав комплекса входит более 23 основных и обеспечивающих технологических систем, в том числе система контроля и управления, система энергообеспечения и система радиационного контроля.

Режим эксплуатации: переработка отходов кампаниями с продолжительностью от 360 до 720 часов и последующим проведением планово-предупредительных работ в течение 360 часов. Конечный продукт переработки радиоактивных отходов (шлак) обладает свойствами, позволяющими безопасно и надежно размещать его на длительное хранение и захоронение. Получаемый продукт будет размещен в одноразовых унитарных контейнерах, которые, в свою очередь, помещают в невозвратный защитный контейнер типа НЗК-150-1,5П. Паспортизированные НЗК могут быть отправлены на временное хранение или в ПЗРО.

Заказчик и эксплуатирующая организация – Филиал ОАО «Концерн Росэнергоатом» «Опытно-демонстрационный инженерный центр по выводу из эксплуатации». Строительно-монтажные работы ведутся с декабря 2013 года. Графиком работ предусмотрены следующие этапы: окончание монтажа оборудования август 2014 года, окончание пуско-наладочных работ – октябрь 2014 года, получение лицензии

на эксплуатацию и пуск в опытную эксплуатацию – ноябрь 2014 года. К настоящему моменту проведены строительные работы, произведен монтаж основных аппаратов комплекса, ведутся работы по футерованию печи шахтной, камеры сжигания пирогазов и испарительного теплообменника, работы по обвязке аппаратов, монтаж оборудования обеспечивающих систем.

Разработана математическая модель процесса переработки ТРО в печи шахтной с применением плазменных источников нагрева. Применение модели позволяет определить оптимальные режимы проведения технологического процесса высокотемпературной переработки отходов, а также определить параметры процессов переработки отходов с различной морфологией с целью расширения возможности переработки подобных отходов на создаваемом комплексе. Важная составляющая разработанной модели – модуль расчёта распределения изотопов цезия, который позволяет оптимизировать процессы с целью минимизации уноса радиоактивных изотопов с отходящими газами.

Установки сжигания ТГРО и ЖГРО на АЭС и предприятиях ЯТЦ

Корнев В.И., Семенов К.Н., Соломатина И.Ю., Кадыров И.И.
ЗАО «Альянс-Гамма»

Вопросы и проблемы создания комплексов сжигания ТГРО и ЖГРО рассмотрены на основе имеющегося опыта проектирования, конструирования и изготовления оборудования установки сжигания для ФГУП «ГХК» и модернизации печи сжигания Кольской АЭС.

Установки сжигания предназначены для сжигания низкоактивных ТГРО и ЖГРО, образующихся на предприятиях с целью сокращения объемов отходов и перевода их в форму, безопасную для хранения, транспортирования и захоронения.

Проект модернизации оборудования установки сжигания ТРО Кольской АЭС предусматривает замену печи сжигания ТРО, устройств загрузки ТРО, золоудаления и кондиционирования золы, за исключением системы газоочистки. Производительность по сжигаемым ТРО составляет 35 кг/ч. Расчетный коэффициент уменьшения объема ТРО – 100. Удельная активность исходных ТРО – не более $3,7 \times 10^5$ Бк/кг.

В соответствии с принятыми техническими решениями в состав модернизированного оборудования установки сжигания Кольской АЭС входят: полуавтоматический узел загрузки ТРО с водоохлаждаемыми шиберами и заслонками, электроприводными рольгангами; печь сжигания с поворотными верхними и нижними колосниками; камера дожигания; узел золоудаления с дозирующим шнеком и ножевой шиберной заслонкой; узел подготовки цементного раствора; узел

цементирования; оборудование для подготовки и подачи воздуха в печь и камеру дожигания, а также на охлаждение оборудования.

Особенностью Установки является применение технологии омоноличивания полученной золы в 200-литровой бочке высокопроницающим цементным раствором с применением специальных вибрационных устройств.

Установка сжигания для ФГУП «ГХК» проектировалась вновь.

В отличие от Установки сжигания Кольской АЭС проектом была дополнительно предусмотрена возможность сжигания ЖГРО. Проектная производительность Установки сжигания — 60 кг/ч по ТГРО и 20 кг/ч по ЖГРО, при этом в состав ЖГРО в основном входят отработавшие масла от эксплуатации оборудования. Удельная активность исходных ТРО по не более 10^5 Бк/кг по α -нуклидам и не более 10^6 Бк/кг по β -нуклидам.

Наиболее сложной и ответственной системой с точки зрения проектирования являлась система газоочистки, обеспечивающая очистку дымовых газов от твердой фазы, радиоактивных нуклидов и вредных химических веществ до санитарных норм.

Цементирование зольного остатка и отработанного радиоактивного солевого раствора, образующегося в системе газоочистки, осуществляется в объемном смесителе с мешалкой. Выгрузка цементного компаунда производится в 200-литровый контейнер.

Сжигание ТРО производится при избытке воздуха. Для поддержания необходимого температурного режима в печи и камере дожигания дымовых газов в обеих Установках сжигания используются форсунки, работающие на дизельном топливе.

Все проектные и конструкторские работы выполнялись с использованием опыта эксплуатации и обслуживания аналогичного оборудования в ФГУП «Радон», а также действующих установок сжигания ТГРО на других объектах. Все технические решения подтверждены расчетами и результатами математического моделирования протекающих процессов.

К настоящему моменту выполнена поставка оборудования Установки сжигания и производится его монтаж на площадке ФГУП «ГХК».

Опыт радиационного обследования остановленных промышленных уран-графитовых реакторов

Павлюк А.О., Измestьев А.М., Котляревский С.Г.

ОАО «Опытно-демонстрационный центр вывода из эксплуатации уран-графитовых ядерных реакторов»

В настоящее время в России окончательно остановлены все промышленные уран-графитовые реакторы (ОАО «СХК», ФГУП «ГХК»

и ПО «Маяк») и энергетические реакторы типа АМБ (Белоярская АЭС). На данных реакторах ведутся работы по подготовке к выводу и выводу из эксплуатации (ВЭ). После выработки эксплуатационного ресурса предполагается окончательный останов реакторов типа РБМК (Ленинградская АЭС, Курская АЭС, Смоленская АЭС) и ЭГП-6 (Билибинская АЭС). Предварительно на 2018 г. запланирован окончательный останов первого реактора типа РБМК Ленинградской АЭС.

После окончательного останова реакторов при подготовке их к выводу из эксплуатации (ВЭ) необходимо выполнить оценку радиационного состояния конструкций реакторов и обоснование их ядерной безопасности. Результаты обследования используются в качестве исходных данных для разработки пакета документов, необходимых для подготовки проекта ВЭ и получения лицензии на вывод из эксплуатации.

В докладе представлен опыт специалистов ОАО «ОДЦ УГР» по выполнению радиационного обследования ПУГР: ОАО «СХК», ФГУП «ГХК» и ПО «Маяк». ОАО «ОДЦ УГР» создано на базе Реакторного завода ОАО «Сибирский химический комбинат» г. Северск в соответствии с решением государственной корпорации «Росатом».

Специалистами ОАО «ОДЦ УГР» совместно с ведущими институтами ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского (г. Обнинск), ИФХЭ РАН им. А.Н. Фрумкина и НИЯУ МИФИ (г. Москва) разработаны методы и оборудование, предназначенные для определения ядерного и радиационного состояния графитовых кладок уран-графитовых реакторов.

В докладе рассмотрены результаты и методы проведения экспериментальных исследований по сканированию ячеек графитовых кладок, отбора и радиохимического анализа образцов графита, с целью определения активностей долгоживущих продуктов деления и зон их распространения в графитовых кладках.

Опробованные методы и оборудование радиационного обследования конструкций реакторов предполагается в дальнейшем использовать при обследовании реакторов типа РБМК и ЭГП.

Объективные ограничения технологии глубокой переработки радиоактивных концентратов и пути решения проблемы

*Чугунов А.С., Румянцев А.В., Винницкий В.А., Нечаев А.Ф.
СПбГТИ (ТУ)*

Требование минимизации объема радиоактивных отходов диктуется соображениями радиационной безопасности и экономики. Значимость последнего фактора неизмеримо росла с принятием в 2011 г. закона

№190-ФЗ и соответствующих подзаконных актов [1]. В этом контексте особую актуальность приобретают задачи по повышению эффективности переработки ЖРО и, соответственно – сокращению объема вторичных отходов, подлежащих захоронению.

С этой целью в настоящей работе проведен «чувствительный» анализ состава радиоактивных концентратов, образующихся на АЭС. Результаты аналитических исследований и экспериментальных проверок показали, что:

1) вопреки широко распространенному мнению наличие в кубовых остатках ЭДТА, оксалат- и цитрат-ионов в координационно-активной форме маловероятно [2] и, таким образом, относительно низкая эффективность ионообменной очистки ЖРО не может быть объяснена связыванием ионов активированных продуктов коррозии и некоторых полизарядных продуктов деления в сорбционно-инертные комплексные соединения анионами органических кислот;

2) практически во всех ЖРО с содержанием более 1 г/дм³ содержатся анионы неорганических кислот (SO_4^{2-} , PO_4^{2-} , CO_3^{2-} и др.), которые при реально существующих соотношениях концентраций «центральный атом-лиганд» способны связывать преобладающую долю переходных металлов в нейтрально заряженные (неактивные в ионообменных процессах) сульфатные, фосфатные и, возможно – боратные комплексы;

Таким образом, для повышения степени очистки радиоактивных концентратов необходимо обеспечить удаление из растворов или инактивацию неорганических комплексообразователей.

В докладе обсуждаются экспериментальные и теоретические доказательства правомерности гипотезы о формах существования радионуклидов в радиоактивных концентратах АЭС, а также возможности совершенствования технологии переработки ЖРО в рамках предложенной концепции.

Список литературы

1. Нечаев А.Ф., Чугунов А.С. Мотивация и возможности сокращения объема радиоактивных отходов. Атомная энергия, 2013, т.115, вып.6, с.318-322.

2. Чугунов А.С., Нечаев А.Ф. Особенности проблемы «обезвреживания» радиоактивных концентратов АЭС и пути её решения. Известия СПбГТИ, 2011, №10(36), с.32-38.

Опыт применения технологии и оборудования ультразвуковой дезактивации ТРО при выводе из эксплуатации АЭС

Лебедев Н.М., Красильников Д.А., Арефьева А.Н., Жирнова Т.И.,

ООО «Александра-Плюс»

Васильев А. П., Дубинин Г. В., ОАО «НИКИЭТ»

Савкин А.Е., ФГУП «РАДОН»

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

Герасимов Р.А., Иванов Н.В., Калининская АЭС

ООО «Александра-Плюс» накоплен значительный опыт в разработке и применении ультразвуковых технологий в ядерной энергетике. В рамках долгосрочного сотрудничества ООО «Александра-Плюс» с ОАО «НИКИЭТ», ОАО «Концерн Росэнергоатом» и рядом других предприятий отрасли удалось успешно решить широкий круг задач благодаря разработке и внедрению уникального оборудования с использованием ультразвуковых технологий. В докладе представлен аналитический обзор примеров успешного применения в отечественной атомной энергетике различных ультразвуковых технологий, включая дезактивацию металлических радиоактивных отходов и грунтов.

Использование ультразвуковых технологий обеспечило эффективность дезактивации металлических изделий, в т.ч. чехлов отработавших ТВС (ОТВС). Основные способы очистки крупных деталей включают использование ультразвуковых ванн большого объема, погружных ультразвуковых модулей и применение контактных методов обработки. В результате проведения ультразвуковой дезактивации обработанный металл становится пригодным для вторичного использования и переплавки. Внедрение ультразвуковой обработки в процесс дезактивации позволяет в десятки раз снизить продолжительность технологического процесса и сократить объем образующихся ЖРО.

Разработки ООО «Александра-Плюс» защищены патентами на изобретения, авторами которых являются более 50 ведущих специалистов как в области ультразвуковых технологий, так и в отраслях, где они внедряются. Специалистами фирмы разработано более 100 ультразвуковых излучателей, на основе применения которых создано более 400 моделей оборудования. Значителен объем поставок за рубеж. Отличительной особенностью разработок фирмы является широкое использование резонансных эффектов в ультразвуковой области колебаний, что позволяет повысить эффективность создаваемого оборудования при существенном снижении энергопотребления.

ООО «Александра-Плюс» активно сотрудничает и поставляет лабораторное и опытное ультразвуковое оборудование в ведущие российские научные центры.

Заказчиками фирмы являются ведущие промышленные предприятия России и ближнего зарубежья. Крупнейшими партнерами ООО «Александра-Плюс» являются ФГУП ПО «Маяк», ОАО «Концерн Росэнергоатом» и его филиалы, включая Нововоронежскую, Калининскую АЭС, а также предприятия ядерного топливного цикла.

Автоматизированная система учета и контроля РВ и РАО Ленинградской АЭС

Терехов К.А., Коневцов С.А., Миханько Л.А., Арбузов А.Н.

Ленинградская АЭС

Ужахов Т.С., Митин А.Н.

ЗАО «СОКБ систем и средств измерений «Вектор»

Единая автоматизированная система учета (ЕАСУ) и контроля РВ и РАО предназначена для автоматизации внутренней производственной деятельности подразделений ЛАЭС, связанной с учетом, контролем и инвентаризацией РВ и РАО на всех этапах обращения с ними. В состав единой автоматизированной системы входят:

- программные подсистемы:
 - учета и контроля контейнеров с ТРО (УКК-ТРО);
 - учета ЖРО;
 - учета ЗРИ, в том числе, получаемых облучением в реакторе;
 - радиоинвентаризации;
 - трехмерной визуализации структуры хранилищ ТРО.
 - сервер и автоматизированные рабочие места пользователей.
- Единая автоматизированная система обеспечивает:
- учет ТРО и ЖРО;
 - централизованный сбор данных по обращению с РВ и РАО непосредственно с рабочих мест мастеров участков в единую базу данных;
 - сквозной учет операций, выполняемых с РВ и РАО на всех этапах жизненного цикла;
 - автоматизированный контроль и инвентаризацию упакованных ТРО на основе использования штрих-кодовых и радиометок;
 - автоматическое формирование справок и отчетов по обращению с РВ и РАО для представления в контролирующие и надзорные органы.

Структура реализованных в системе операций, справочников и отчетов адекватна технологическому циклу обращения с РВ и РАО, что обеспечивает непрерывность учета, своевременное документирование результатов операций и выявление нарушений при обращении с учетными единицами.

Отчеты и справки позволяют оперативно определять фактическое наличие РВ и РАО, получать всю актуальную информацию по текущему и прошлому состоянию учетных единиц в различных срезах, как в форме, удобной для текущей работы, так и в виде отчетных документов, предоставляемых контролирующим организациям.

С помощью системы администрирования контролируется доступ пользователей ко всем элементам системы.

Подсистема радиоинвентаризации позволяет вести постоянный контроль состояния, наличия и перемещения контейнеров с отходами без прямого участия человека.

Широкие функциональные возможности, простой, интуитивно понятный интерфейс, соответствие требованиям нормативной базы делают Единую автоматизированную систему надежным и удобным инструментом выполнения полного цикла работ по учету и контролю РАО в филиалах концерна «Росэнергоатом».

Имитационная модель для оценки затрат на вывод из эксплуатации энергоблока АЭС ВВЭР-ТОИ

Меркулов Е.В., ПКФ ОАО «ВНИИАЭС»

Носков А.А., ПКФ ОАО «Концерн Росэнергоатом»

Зверков Ю.А., НИЦ «Курчатовский институт»

Разработана имитационная модель, рассчитывающая суммарные затраты на вывод из эксплуатации энергоблока АЭС ВВЭР-ТОИ по варианту «Ликвидация с немедленным демонтажем» на основе определения и суммирования дискретных стоимостных оценок, связанных с выполнением требуемых работ и технологических операций.

В структурной схеме разработанной модели число объектов, видов работ и технологических операций, выполняемых на этих объектах, определено с учетом компоновочных и конструктивных особенностей энергоблока.

Функционирование модели осуществляется в соответствии с задаваемым календарем событий, отражающим перечень и последовательность выполнения работ и технологических операций на каждом объекте.

Для стоимостной оценки каждого вида работ или технологических операций, выполняемых на объектах модели, разработан специальный формульный механизм.

Исходными данными для модели являются:

- массогабаритные характеристики оборудования, систем и строительных конструкций энергоблока технологии ВВЭР-ТОИ;
- радиационные характеристики оборудования, систем и конструкций энергоблока технологии ВВЭР-ТОИ;

- удельные технико-экономические показатели выполнения технологических операций, включая обращение с РАО, и другие необходимые данные.

Модель позволяет оценивать затраты на проведение работ как на каждом объекте модели, так и для энергоблока в целом, в том числе оценить требуемое число контейнеров с радиоактивными отходами различных классов активности, передаваемых национальному оператору.

Данная модель также может использоваться для выполнения сравнительного стоимостного анализа различных компоновочных, конструкторских и технических решений вывода из эксплуатации, принимаемых при проектировании энергоблоков АЭС технологии ВВЭР.

Создание системы характеристики РАО и выведения РАО из-под регулирующего контроля в ОАО «Концерн Росэнергоатом»

Принятие № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» позволило объединить принятую ранее нормативную и законодательную базу и гармонизировать законодательство РФ в области безопасного обращения с РАО с законодательством ведущих зарубежных стран, а также с требованиями международного правового режима обращения с РАО. Одним из ключевых положений обращения с РАО в соответствии с № 190-ФЗ является создание единой государственной системы обращения с радиоактивными отходами (ЕГС РАО). Цель ее создания – организация и обеспечение безопасного и экономически эффективного обращения с РАО, в том числе их захоронение.

Инструментальное исследование радиационных характеристик и вещественного состава учетных единиц РАО является источником данных для создания системы безопасного обращения с радиоактивными отходами. Характеристики РАО должны быть измерены для определения их физических, химических и радиационных свойств, что дает возможность провести классификацию для выбора наиболее безопасного и экономически эффективного варианта обращения с отходами.

Наибольшую долю в общем количестве твердых отходов составляют отходы, содержащие радионуклиды с удельной активностью до 10^4 кБк/кг (по бета-излучающим радионуклидам, исключая тритий). В соответствии с действующими правилами классификации такие отходы делятся на следующие группы: низкоактивные РАО (НАО), очень низкоактивные РАО (ОНРАО); для отходов АЭС – промышленные

отходы содержащие радионуклиды (ОНАО), для других предприятий и организаций – отходы производства ограниченного использования; отходы производства неограниченного использования без дополнительных требований по радиационной безопасности. Перевод НАО в категорию ОНРАО, ОНАО и промышленных отходов определяет значимое снижение количества перерабатываемых НАО, приводит к сокращению затрат на их обращение и снижению требуемых объемов хранения и как следствие к общему сокращению затрат.

По прогнозу образования всех категорий РАО на АЭС ОАО «Концерн Росэнергоатом» на 2014-2025 гг. объем потенциального количества РАО для высвобождения составляет ≈ 6 тыс. м³. Опыт обращения с НАО (Чешская Республика) с использованием системы высвобождения (1000 м³/год) показывает, что внедрение такой системы позволяет в 4 раза сократить объемы НАО при этом половина объема НАО и ОНРАО переходят в категорию промышленных отходов.

Калькуляция годовых затрат на создание участка высвобождения с производительностью 250 м³/год при односменном режиме работы, позволяет оценить стоимость высвобождения. Стоимость высвобождения составляет около 84 и 40 тыс. руб/м³ при одно и трехсменном режимах работы соответственно. Исходя из прогноза образования потенциально высвобождаемых отходов на АЭС ОАО «Концерн Росэнергоатом» и используя консервативный подход к оценке затрат на высвобождение и обращение с НАО, ОНРАО и промышленными отходами оценка экономического эффекта внедрения системы высвобождения показывает экономию до 2,5 млрд. руб/год.

Для проведения работ по высвобождению из-под регулирующего контроля отходов, образующихся на АЭС «Концерн Росэнергоатом» необходимо создать не менее 10 участков высвобождения. Данные работы влекут за собой существенные инвестиции в размере не менее 500 млн. рублей, а также проведение большего объема организационных работ. Кроме того, исходя из прогнозов образования отходов на отдельных АЭС, прогнозируется неполная загрузка оборудования создаваемых участков паспортизации, что также определяет ухудшение экономических параметров.

Эффективным механизмом снижения инвестиционных издержек по высвобождению РАО является аутсорсинг – передача работ по выведению отходов АЭС из-под регулирующего контроля специализированным организациям.

Исследование влияющих факторов и оценка погрешностей при измерении твердых радиоактивных отходов, содержащих плутоний, с помощью счетчика нейтронных совпадений

Яшихин Д.С.

КлнАЭС

Цель работы: Апробация методов для измерения твердых радиоактивных отходов, содержащих плутоний при помощи регистрации нейтронного излучения. Исследование факторов, влияющих на точность измерений и оценка общей погрешность при измерении отходов, содержащих плутоний, с помощью счетчика нейтронных совпадений.

Главной задачей работы являлось изучение и выбор методов анализа, пригодных для измерения массы плутония в ТРО. В качестве измерительной установки использовался счетчик множественности фирмы Канберра модель NMCS. В качестве программы обработки данных используется программа INCC. Образцы ТРО моделировались с помощью стандартных образцов диоксида плутония, помещаемых в 100 л бочки с наполнителем из различных материалов для имитации матриц отходов.

Таблица 1. Характеристики СО.

№ СО	Масса СО, гр	Δ , гр
№19	4,940	0,007

Таблица 2. Характеристика источника.

Источник	Интенсивность	Год аттестации
^{252}Cf	$2,5 \cdot 10^6$ н/с	2002 г.

Таблица 3. Результаты измерений (m= 4.70 гр.).

Матрица	Методы			
	Добавочный источник (м,гр)	Пассивная градуировочная кривая (м,гр)	Известное альфа (м,гр)	Множественность (м,гр)
Бумага	3.55 ± 0.18	1.84 ± 0.10	1.89 ± 0.10	1.95 ± 0.14
Бетон	4.92 ± 0.25	4.90 ± 0.25	4.72 ± 0.24	4.44 ± 0.23
Дерево	2.46 ± 0.14	-----	0.551 ± 0.035	0.91 ± 0.05
Полиэтилен	6.33 ± 0.35	2.30 ± 0.12	2.37 ± 0.13	2.63 ± 0.15
Песок	5.11 ± 0.26	5.09 ± 0.26	4.83 ± 0.25	4.52 ± 0.23

Полученные результаты позволяют сделать вывод, что точность измерения массы плутония при использовании для измерений и анализа базовых методов хуже. Метод «добавочный источник» является более универсальным и пригодным для работы с матрицами отходов любого состава.

Дезактивация высокосолевых жидких радиоактивных отходов, содержащих органические комплексоны

Локшин Э.П., Иваненко В.И., Корнейков Р.И.

*ФГБУ науки Институт химии и технологии редких элементов
минерального сырья им. И.В. Тананаева Кольского научного центра
Российской академии наук*

*Маракулин И.В., Аvezниязов С.Р., Петров А.М.
КолАЭС*

На атомных электростанциях России и ряда других стран СНГ накоплены сложные по химическому составу жидкие радиоактивные отходы (ЖРО). Наиболее трудными для переработки являются кубовые остатки — высоко солевые растворы, содержащие анионы борной кислоты и органических комплексонов, продукты деления, радионуклиды коррозионного происхождения и вещества, используемые для поддержания водно-химического режима и дезактивации оборудования. Основная активность определяется радионуклидами цезия и кобальта. Проблема очистки от радионуклидов цезия решена, в то время как радионуклиды кобальта образуют в таких растворах прочные комплексные соединения, что не позволяет извлекать кобальт традиционными методами.

Для переработки таких отходов используются методы окислительного разрушения комплексонов: озонирование, автоклавное окисление в присутствии пероксида водорода и другие. Однако эти методы дороги.

С целью повышения эффективности и удешевления технологии переработки жидких радиоактивных отходов разработаны новые подходы к технологии дезактивации жидких радиоактивных отходов, содержащих радионуклиды кобальта, цезия и органические комплексоны в виде щавелевой кислоты, лимонной кислоты, этилендиаминтетрауксусной кислоты и др. без предварительного окисления органики.

Технология дезактивации включает введение в исходный радиоактивный раствор декомплексообразующего кобальт реагента при обеспечении заданной величины рН раствора, введение коллектора (осадителя) для вывода радионуклидов кобальта и цезия из раствора, отделение маточного раствора, содержащего органический комплексобразователь и

остаточное количество радионуклидов кобальта и цезия. Доочистка маточного раствора проводится до достижения необходимого остаточного содержания радионуклидов в очищаемых жидких отходах.

Способ обеспечивает:

- возможность эффективной дезактивации ЖРО, содержащих органические комплексоны;
- значительное снижение энергозатрат;
- использование выпускаемых российской промышленностью дешевых легко доступных материалов (реагентов) и типового химического оборудования;
- одновременное более чем на 98% удаление радионуклидов цезия, позволяющее значительно уменьшить расход используемых для этого сорбентов;
- простоту аппаратного оформления процесса (используется стандартное химическое оборудование);
- исключение необходимости в дорогостоящем окислительном оборудовании: генераторы озона, оборудование по подготовке кислорода, автоклавы и т.д.);
- отсутствие образования химически агрессивных газообразных веществ, приводящих к повреждению оборудования;
- проведение процесса при атмосферном давлении и температуре, не превышающей 80 °С.

Основные решения по цементированию жро в контейнере НЗК-150-1,5П с механизмом перемешивания

Сорокин В.Т., Демин А.В., Кащеев В.В., Королева А.А.

ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ»

Гатауллин Р.М., Медеяев И.А.

ОАО «345 механический завод»

Одним из путей повышения эффективности цементирования жидких радиоактивных отходов (ЖРО) является снижение инвестиционных и эксплуатационных затрат за счет упрощения технологии и оборудования отверждения, сокращения строительного объема здания для размещения установки отверждения и сокращения объема вторичных отходов при эксплуатации установок.

Наиболее полно этой цели соответствует разрабатываемая ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ» и ОАО «345 механический завод» модульная установка отверждения ЖРО в контейнере НЗК-150-1,5П с неизвлекаемым перемешивающим устройством [1].

Основным элементом модульной установки является контейнер НЗК-150-1,5П с неизвлекаемым перемешивающим устройством,

который может использоваться вне модуля путем встраивания в существующие или вновь создаваемые сооружения.

Биологическая защита контейнера НЗК позволяет отверждать отходы среднего уровня активности, а упаковка РАО наверняка будет отвечать критериям приемлемости для длительного хранения и захоронения в пунктах захоронения радиоактивных отходов, которые будут разработаны национальным оператором.

Примером использования цементирования ЖРО в контейнере НЗК-150-1,5П с неизвлекаемым перемешивающим устройством может служить установка, входящая в состав общекорпусной системы переработки ЖРО радиохимического корпуса № 6 ФГУП «НПО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина», г. Гатчина.

Установку планируется разместить в реконструируемой части корпуса № 6 в транспортном въезде-пристройке на отметке +1,000 между осями. Особенностью размещения установки является ограниченные площадь и высота помещения, что и определило выбор оборудования для цементирования ЖРО.

Процесс цементирования осуществляется дистанционно, класс проводимых работ – I в соответствии с ОСПОРБ-99/2009.

Порожний контейнер доставляется в помещение цементирования на рельсовой тележке. Тележка перемещает порожний контейнер под позицию снятия/установки пробки, затем пробка дистанционно извлекается талью электрической при помощи специальной траверсы для пробки, далее контейнер перемещается к позиции цементирования.

Подача ЖРО осуществляется блоком насосов через патрубок подачи ЖРО, расположенный на технологической плите. После подачи необходимого объема ЖРО начинается подача цементной смеси станцией растаривания с шнековым транспортером. Объем цементной смеси соответствует разовой порции, необходимой для одного цикла цементирования. Процесс цементирования происходит при непрерывном перемешивании среды встроенной мешалкой и очисткой воздуха от цементной пыли на линии сдувки дыхания.

Принятые решения по способу цементирования ЖРО радиохимического корпуса ФГУП «НПО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» позволили вписаться в минимальный разрешенный объем здания с соблюдением всех норм обеспечения радиационной безопасности с минимальными затратами на закупку оборудования и эксплуатацию установки.

Список литературы

1. В.Т. Сорокин, А.В. Демин, В.В. Кашеев, В.В. Ирошников, Р.М. Гатауллин, И.А. Медеяев, Р.Б. Шарафутдинов Контейнеры для радиоактивных отходов низкого и среднего уровня активности // Ядерная и радиационная безопасность», 2013, № 2(68), С. 15-22.

Новый материал для иммобилизации кубовых остатков

Муратов О.Э.

ООО «ТВЭЛЛ»

В настоящее время технологиями иммобилизации ЖРО, получаемых в результате процессов дистилляции или упаривания, является их омоноличивание. Однако получение компаундов, отвечающих требованиям ГОСТ Р 51883-2002 при омоноличивании КО, концентрации радионуклидов и солей в которых в 60–300 раз превышает их содержание в исходных ЖРО, относится к числу проблемных и до конца не апробированных технологий. Значительные различия солесодержания, наличия разнообразных органических веществ и ПАВ в составе ЖРО АЭС с реакторами различных типов, предприятий «РосРАО» и др. также не позволяет применять универсальную технологию для омоноличивания таких КО.

Для отверждения высокосолевого концентрата ЖРО, содержащих органику и ПАВ, в целях подготовки их к захоронению предлагается использовать матричные составы на основе магниезиального вяжущего. Выбор магниезиального композиционного материала основан на исключительных свойствах отвержденного компаунда, в частности:

- Высокая механическая прочность, на 1-2 порядка превышающая прочность бетонов;
- Высокая адгезия к минеральным и органическим веществам, что позволяет использовать в качестве наполнителей практически любые вещества;
- Повышенная плотность по сравнению с бетонами (2900-3200 кг/м³), поэтому толщина слоя половинного ослабления гамма-излучения ниже на 14-18 %;
- Высокое содержание химически связанной воды – более 40 %.

Для экспериментального обоснования использования матричных материалов на основе магниезиального вяжущего использовалась магниезиально-минерально-солевая композиция (ММСК), основными компонентами которой являются:

- Порошок магнезитовый каустический – магниезиальное вяжущее;
- Хлористый магний – отвердитель;
- Зола, молотый металлургический шлак, барит и т.п.

Особо следует отметить, что использование в качестве наполнителя золы существенно не изменяет физико-химических свойств отвержденного компаунда. Так, при включении до 40 масс. % золы обеспечивается нормативная (ГОСТ Р 51883-2002) прочность отвержденного компаунда.

Для разработки технологического процесса, позволяющего изготавливать компаунды, отвечающие требованиям их качества по ГОСТ

Р 51883-2002, исследовались различные сорбенты на цезий, последовательность введения компонентов в приготавливаемый компаунд, а также соотношение основных компонентов при приготовлении компаундов. Качество компаундов на соответствие нормативным требованиям определялось по их механической прочности и скорости выщелачивания для ^{137}Cs .

В качестве РАО использовались КО от установки дистилляции ЖРО спецпрачечной с солесодержанием 600 г/л, активность которых примерно поровну обусловлена ^{137}Cs и ^{90}Sr , при незначительном присутствии ^{60}Co (1–2 %). В качестве сорбента на цезий применялись растворы гексацианоферрата калия и азотнокислого никеля, образующие при смешении труднорастворимое соединение – ферроцианид никеля-калия, а для увеличения степени наполнения компаундов солями вводили хлорид кальция для связывания фосфатов, оксалатов и силикатов в труднорастворимые соединения.

По результатам экспериментов достигнуто надежное (скорость выщелачивания по ^{137}Cs $2 \cdot 10^{-5}$ г/см²·сут) отверждение КО, содержащих до 30 % органических веществ, со степенью включения сухих радиоактивных солей 35–37 %.

Технологии и оборудование для кондиционирования ЖРО БН-реакторов с тяжелыми теплоносителями (ТЖМТ)

Скоморохова С.Н., Богданович Н.Г., Мартынов П.Н., Асхадуллин Р.Ш., Ягодкин И.В., Николаев А.Н., Трифанова Е.М., Грушичева Е.А., Ситников И.В.

ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ имени А.И.Лейпунского»

В докладе проведен анализ основных видов жидких радиоактивных отходов (ЖРО), образующихся в процессе эксплуатации реакторных установок с тяжелыми теплоносителями и отличающихся по эксплуатационно-техническим условиям образования, радиохимическому составу, физико-химическим свойствам.

Обращение с ЖРО реакторов данного типа рассматривается в логике полного технологического цикла от наработки ЖРО до их кондиционирования отверждением в стабильную форму - труднорастворимый компаунд, пригодный для долговременной изоляции от окружающей среды.

Переработка неспецифичных видов ЖРО (сточные воды от дезактивации помещений; спецпрачечной и санпропускников; дезактивирующие растворы от установок очистки радиоактивных сред, воды бассейна выдержки и др.), может быть реализована штатными методами, в соответствии с известными технологиями, используемыми

для ЖРО тепловых реакторов, однако целесообразно внедрение новых экономичных технологических процессов.

При эксплуатации реакторов с ТЖМТ возникает необходимость отмывки и дезактивации оборудования, контактировавшего с продуктами активации теплоносителя, продуктами коррозии материалов оборудования и деления топлива. В первую очередь это касается парогенераторов, массообменных аппаратов, перегрузочных механизмов, ГЦНА, корпусов фильтров и т.д.

Обращение с ЖРО вод отмывки от остатков теплоносителя и дезактивации оборудования первого контура предполагает разработку новых технологических способов, специфика которых определяется повышенным содержанием в составе ЖРО солей Pb (Pb-Bi) - химически токсичных веществ, регламентируемых новыми НП «Критерии приемлемости РАО для захоронения».

Экспериментально подтверждена реализуемость нового экономичного сорбционно-мембранного способа переработки и кондиционирования ЖРО отмывочных и дезактивирующих растворов, вод спецпрачечной, основанного на физико-химических процессах: реагентно-фильтрационного разделения; каталитической термоокислительно-восстановительной деструкции органических компонентов, сорбционном извлечении радионуклидов; коагуляции и седиментации; микрофильтрационном отделении взвесей и иммобилизации концентратов и сорбентов в шлакощелочную цементную матрицу.

Обоснован перечень основных радиохимических показателей состава ЖРО для реализации процесса, процедура переработки каждого вида ЖРО по разрабатываемому способу. Подтверждены оптимальные параметры очистки ЖРО отмывочных и дезактивирующих растворов (на имитаторах), вод спецпрачечных. Установлен расход исходных реагентов и количество образующихся твердых нерастворимых продуктов («шламов») от использованных реагентов. Достигается сокращение объема ЖРО до 50 раз в зависимости от вида перерабатываемых ЖРО.

Технологический процесс отработан на макетных образцах установок, обеспечивающих полный цикл обращения с ЖРО.

Рекомендованы перспективные исходные материалы для проведения процесса, а также параметры и составы рецептур для шлакощелочного цементирования шламов, отработанных сорбентов по новому технологическому способу.

Синтезированы образцы компаундов с наполнением по радиоактивным шламам и сорбентам – до 35 и 30 мас % соответственно, основные показатели качества которых соответствуют НП-019-2000: механическая прочность на осевое сжатие – 9-20 МПа; скорость выщелачивания ^{137}Cs в воду – $\leq 10^{-4}$ г/см².сут.

Проводится отработка и оптимизация технологического процесса с целью создания промышленной установки для переработки ЖРО РУ с ТЖМТ.

Отработка технологии одностадийного остекловывания методом индукционной плавки в холодном тигле при низкой частоте тока

Крушинов Е.В., Анискевич Ю.Н., Витоль С.А., Епимахов В.Н., Сулацкий А.А., Котова С.Ю., Каляго Е.К.

ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»

Лопух Д.Б., Мартынов А.П., Вавилов А.В.

СПбГЭТУ «ЛЭТИ»

В существующих установках остекловывания РАО методом индукционной плавки в холодном тигле и в проектируемых в России установках используется высокая частота тока, при которой наблюдаются явления, существенно снижающие срок службы плавителя. Использование низких частот позволяет кардинально решить эту проблему. В докладе изложены результаты работ, проведённых во ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова» в сотрудничестве с Санкт-Петербургским государственным электротехническим университетом, по отработке технологии одностадийного остекловывания методом индукционной плавки на установке с низкой частотой тока индуктора.

В серии предварительных лабораторных экспериментов синтезированы образцы фосфатного стекла с включенным в его состав концентратом ЖРО и проведено исследование скорости выщелачивания радиоцезия из этих образцов. Стекло обладает допустимой скоростью выщелачивания ¹³⁷Cs согласно НП-019-2000 для остеклованных высокоактивных ЖРО. Синтезированное фосфатное стекло содержит до 30% сухого остатка натурального концентрата ЖРО.

Проведены успешные испытания индукционного плавителя с холодным тиглем (ИПХТ) большого диаметра, изготовленного из нержавеющей стали, с пониженной частотой тока индуктора и определены основные технологические характеристики процесса стекловарения фосфатного стекла в нём.

На основании полученных экспериментальных и расчётных результатов произведено проектирование установки остекловывания ИПС600 на базе платформы РАСПЛАВ. ИПС600, предназначенная для отработки конструкции индукционной печи, технологии остекловывания концентрата ЖРО и ее последующей реализации в опытно-промышленной установке, создана и запущена в НИТИ в 2013 году. Особенностью установки являются большие размеры стального

плавителя (до 600 мм в диаметре), высокая производительность по раствору и пониженная частота тока, обеспечивающие значительное повышение надежности работы электротехнологического оборудования. Для снижения вероятности высокочастотных пробоев между секциями увеличено количество секций холодного тигля. Установка содержит: ламповый генератор, ИПХТ с крышкой и сливным донным устройством, емкость для приготовления концентрата ЖРО, оснащенная регулируемым подогревателем, контейнер для приёма расплава стекла. Установка остекловывания предназначена для иммобилизации концентрата ЖРО одностадийным методом с периодической или непрерывной разливкой стекла. Оптимизация параметров плавителя при варке фосфатного стекла проведена при использовании электрогидродинамических 2D моделей ИПХТ в пакете ANSYS, разработанных в Лаборатории ИПХТ СПбГЭТУ «ЛЭТИ».

Оценки и полученный опыт показывают, что при использовании генератора ещё большей мощности разработанная установка способна перерабатывать известные типы упаренных ЖРО с производительностью по стеклу до 0,72 тонны в сутки и кальцинаты РАО с производительностью по стеклу до 2 тонн в сутки.

Совещание по тематике «Обращение с ОЯТ»

Перспективы производства в России транспортных упаковочных комплектов с корпусами из высокопрочного чугуна с шаровидным графитом

Андреев В.В., Ковалевич Е.В., Нуралиев Ф.А.

ОАО НПО «ЦНИИТМАШ»

Кириллов Ю. А., Оринцев В.В.

ЗАО «Петрозаводскмаш»

В настоящее время в мировой практике наиболее перспективной конструкцией транспортных упаковочных комплектов (ТУК) для перевозки и хранения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) атомных электростанций и других объектов, признаны контейнеры с корпусами из высокопрочного чугуна с шаровидным графитом.

В ОАО «Петрозаводскмаш» с участием специалистов ОАО НПО «ЦНИИТМАШ» и ОАО «КБСМ» изготовлен опытный ТУК на основе чугунного корпуса контейнера для обеспечения транспортирования и хранения отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) атомных электростанций с реакторами ВВЭР-1000. При этом на основе анализа

различных конструктивных схем контейнеров, представленных в различных источниках информации и выполненных ОАО «КБСМ», принята конструкция ТУК, в которой корпус выполнен в виде монолитной цилиндрической отливки из высокопрочного чугуна, а нейтронная защита размещена вокруг корпуса в виде цилиндрической рубашки, закрытой снаружи оболочкой из нержавеющей стали.

Разработка новой конструкции ТУК-146 позволяет:

- создать парк ТУК, отвечающих современным требованиям безопасности;
- освоить производство новых видов оборудования и инновационных технологий, в том числе по выплавке и модифицированию больших масс высокопрочного чугуна с шаровидным графитом и изготовлению из этого прогрессивного материала крупнотоннажных отливок ответственного назначения.

С использованием данных уровня механических свойств чугунов с шаровидным графитом в теле промышленных крупнотоннажных отливок, изготовленных разными производителями, разработана новая эффективная технология изготовления из высокопрочного чугуна с шаровидным графитом толстостенной отливки корпуса контейнера. При этом применена специальная литейная форма, обеспечивающая ускоренное охлаждение жидкого чугуна в период затвердевания отливки для формирования графита правильной шаровидной формы и замедленное последующее охлаждение для получения ферритной металлической основы чугуна в литом состоянии. Масса отливки 78 тонн, расход жидкого высокопрочного чугуна 90 тонн. Исследованы качество литой заготовки, структура и механические свойства высокопрочного чугуна (см. таблицу).

Место вырезки образцов		Механические свойства				
		σ_b , МПа	$\sigma_{0,2}$, МПа	δ , %	KCV, Дж/м ²	K_{IC} , N/мм ² ·м ^{1/2}
Приливная проба		424	282	21,4	20,4	—
Отливка	20 °С	388	274	20,0	20,0	—
	250 °С	338	217	12,8	—	—
	Минус 40 °С	—	—	—	8,8	73

В условиях ОАО «Петрозаводскмаш» изготовлен опытный образец ТУК-146. В соответствии с правилами МАГАТЭ успешно проведены его аттестационные испытания.

На базе новых конструкторских, материаловедческих и технологических разработок, а также имеющихся производственных мощностей,

имеются все предпосылки для производства в нашей стране контейнеров различной конструкции с использованием цельнолитых корпусов ТУК из высокопрочного чугуна массой до 120 тонн.

Определение глубины выгорания, изотопного состава и остаточного тепловыделения отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000 с помощью установок МКС 01 ВВЭР и МКС-03 ВВЭР

*Чернов В.А., Николаев С.А., Сомов И.Е., Волков В.С., Мастеров А.В., Исаев С.Г., Кузин Н.В., ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ»
Типоченков Е.Т., Егорова Г.Е., ОАО «ВНИИАЭС»
Лобков Ю.М., Бунин В.М., Яненко Ю.Е., Катруш С.Ф.,
ОАО «Концерн Росэнергоатом»*

В России разработаны установки серии МКС для промышленных измерений выгорания ядерного топлива реакторов ВВЭР. Установки МКС позволяют также на основе измеренного значения выгорания определять изотопный состав и остаточное тепловыделение ОЯТ. Установки сертифицированы и зарегистрированы в Госреестре средств измерений и допущены к применению в Российской Федерации. Методики измерений (МИ) с использованием установок МКС аттестованы и внесены в Федеральный реестр методик измерений.

Установки МКС-01 ВВЭР уже внедрены на АЭС с реакторами ВВЭР-440 (Кольская и Нововоронежская АЭС), реакторами ВВЭР-1000 (Калининская АЭС). Установка МКС-03 ВВЭР изготовлена и поставлена на ФГУП «Горно-химический комбинат» с целью использования для измерения выгорания ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000.

Суть метода определения выгорания с использованием установок МКС заключается в том, что выгорание вычисляется на основе результатов измерений радиационных характеристик ОЯТ и расчетных коэффициентов. Расчетные коэффициенты протестированы с использованием результатов разрушающего анализа выгорания и изотопного состава ядерного топлива в ОАО «ГНЦ НИИАР».

С помощью установок МКС-01 ВВЭР производятся измерения выгорания ядерного топлива в водной среде, с помощью установок МКС-03 ВВЭР – в воздушной среде. Время измерения выгорания ядерного топлива одной ОТВС составляет 3–8 минут.

Пределы относительной погрешности измерений с использованием установок МКС-01 ВВЭР и МКС-03 ВВЭР составляют (при доверительной вероятности 0,95): 10 % — для выгорания ядерного топлива; 15 % — для суммарной массы изотопов урана и плутония; 10 % - для остаточного тепловыделения.

На Калининской АЭС проведены измерения выгорания ядерного топлива 19 ОТВС. Максимальная разница измеренных и расчетных (учетных) данных по выгоранию составляет 7 %. Таким образом, учетные данные по выгоранию измеренных ОТВС входят в доверительный интервал измеренных данных.

Расчет длительности вакуумного осушения металлобетонного контейнера для транспортировки и хранения отработавшего ядерного топлива

*Карякин Ю.Е., Плетнев А.А., Федорович Е.Д.
СПбГПУ*

Проблема хранения ОЯТ в последнее время стала особенно актуальной для атомной энергетики Российской Федерации, поскольку объемы хранилищ «мокрого» типа для ОЯТ РБМК практически исчерпаны, а срок пребывания ОЯТ под водой во многих бассейнах выдержки приближается к предельно допустимому (30 лет).

Альтернативой «мокрой» технологии хранения является технология «сухого» хранения ОЯТ, предварительно выдержанного в воде для уменьшения радиоактивности и снижения тепловыделения. Для ОЯТ РБМК разработаны двухцелевые (хранение и транспортировка) металлобетонные контейнеры (МБК) ТУК-109.

Поскольку технология разделки ОТВС перед загрузкой в контейнер не предусматривает специальных операций по удалению воды из их конструктивных элементов, во внутреннюю полость МБК неизбежно попадает определенное количество влаги. Для удаления влаги применяется технология вакуумного осушения, то есть создание во внутренней полости МБК такого давления разрежения, при котором происходит интенсивное испарение влаги, а образовавшийся пар удаляется из контейнера с помощью вакуумного насоса.

В докладе, прежде всего, представлена методика расчета количества влаги в металлобетонном контейнере в процессе его загрузки отработавшим ядерным топливом, в которой учтены следующие факторы:

- эффект смачивания поверхностей;
- капиллярный эффект в зазорах, щелях;
- удержание влаги в полостях, из которых нет естественного слива.
- динамические нагрузки во время транспортно-технологических операций;
- испарение влаги с поверхности ОТВС в «горячей» камере.

Разработана также методика для консервативной оценки времени вакуумного осушения контейнера УКХ-109, загруженного отработавшим ядерным топливом, основанная на «гидравлической» модели

вакуумного осушения. Для реализации методики разработан программный код CVDD-109.

Выполнена верификация расчетной модели и приведено сравнение результатов расчетов времени вакуумного осушения контейнера ТУК-109 с экспериментальными данными на Ленинградской АЭС.

Выполнены систематические расчеты времени вакуумного осушения МБК, загруженного ОЯТ, в широком диапазоне режимных параметров как по технологии с кантованием, так и без кантования нижнего пучка твэлов (НПТ). Показано, что отсутствие кантования НПТ в несколько раз увеличивает время вакуумного осушения металлобетонного контейнера из-за увеличения начальной массы воды в контейнере (главным образом, по причине попадания охлаждающей воды в ампулы с НПТ во время разделки ОТВС).

В наиболее типичном случае (20 гамма-камерных ОТВС в контейнере, поступление в ампулы с НПТ во время разделки дополнительно по 500 г воды) время вакуумного осушения возрастает с 18 до 62 часов, то есть в 3,4 раза, что делает невозможным достижение на существующем оборудовании необходимого темпа перевода ОЯТ с «мокрого» на «сухое» хранение.

Термостойкий нейтронозащитный материал

*Казеев В.Г., Чернухин Ю.И., Невзоров В.А., Долгорукова А.Г.
ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина»*

В связи с существующими планами масштабного развития ядерной энергетики одной из актуальных задач стала разработка транспортного упаковочного комплекта (ТУК) нового поколения для отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) мощных энергетических реакторов с повышенным выгоранием топлива ($ГВ \geq 50$ МВт·сут/кг·У). Важная роль в этих разработках принадлежит выбору материала нейтронной защиты.

В соответствии с современными тенденциями в конструировании ТУК и условиями их долговременной эксплуатации (более 50 лет) нейтронозащитный материал должен быть твердотельным и обладать:

- высоким коэффициентом ослабления нейтронной дозы на поверхности ТУК;
- долговременной термостойкостью ($T \geq 200$ °С) и радиационной стойкостью ($D \sim 2$ Мрад);
- повышенной теплопроводностью, что облегчит теплоотвод от ОТВС к поверхности ТУК;
- приемлемыми стоимостью и технологичностью.

Существующие нейтронозащитные материалы в полной мере этим требованиям не удовлетворяют, что стало основанием для данной ра-

боты, выполненной специалистами РФЯЦ-ВНИИТФ (г. Снежинск) в кооперации со специалистами ЗАО «Термоксид» (г. Заречный) и ОАО «ИРМ» (г. Заречный).

В результате выполнения работ:

- разработаны состав и технология получения композиционного термостойкого, нейтронозащитного материала на основе магний-фосфатной керамики с порошковым наполнителем из гидрида титана (получено решение по выдаче патента № 2012132730 приоритетом от 31.07.2012);
- изготовлены образцы из этого материала и проведены экспериментальные и расчетные исследования их механических, теплофизических и нейтронно-физических свойств;
- показано, что разработанный композиционный материал является одним из наиболее перспективных по своим свойствам для использования в термостойкой (при температуре нормальной эксплуатации $t \geq 250$ °С) нейтронной защите ТУК, предназначенных для транспортирования ОТВС энергетических реакторов типа ВВЭР, с выгоранием топлива ≥ 50 МВт·сут/кг·У.

Расчетно-экспериментальные работы в обоснование безопасности при обращении с отработавшим ядерным топливом уран-графитовых реакторов

*Николаев С.А., Сомов И.Е., Чернов В.А., Волков В.С., Мастеров А.В., Исаев С.Г., Кузин Н.В., ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ»
Типоченков Е.Т., Егорова Г.Е., ОАО «ВНИИАЭС»
Лобков Ю.М., Беспалов В.Н., ОАО «Концерн Росэнергоатом»*

Важными вопросами при обращении с отработавшим ядерным топливом уран-графитовых реакторов являются обеспечение ядерной и радиационной безопасности работ, а также соблюдение требований по учету и контролю ядерных материалов. Большие возможности в этом направлении предоставляют установки измерения выгорания ядерного топлива серии МКС, установки измерения подкритичности серии УИП, установки контроля герметичности ОТВС РБМК.

В соответствии с НП-061-05, измеренные значения выгорания могут рассматриваться как параметр ядерной безопасности, что дает возможность при обосновании ядерной безопасности отказываться от консервативного подхода, при котором ядерное топливо рассматривается как «свежее» или маловыгоревшее. Установки МКС позволяют также на основе измеренного значения выгорания определять изотопный состав и остаточное тепловыделение ОЯТ.

Установка МКС-01 РБМК внедрена на АЭС с реакторами РБМК-1000 (Ленинградская АЭС), в ближайшее время планируется внедрение установок на Курской и Смоленской АЭС. Для ОЯТ реакторов АМБ (Белоярская АЭС) разработана установка МКС-01 АМБ, предназначенная для использования на ПО «Маяк». Установка МКС-01 ДАВ предназначена для измерения выгорания ядерного топлива блочков ДАВ-90, отработавших в реакторах АДЭ во ФГУП «ГХК». Изготовлен макет установки для измерения выгорания ядерного топлива ОТВС реакторов ЭГП-6, проведены испытания макета установки на Билибинской АЭС.

Для измерения эффективного коэффициента размножения нейтронов в хранилищах и контейнерах ОТВС разработана установка измерения подкритичности УИП-006, эксплуатирующаяся в хранилище ОЯТ на Ленинградской АЭС. Установка позволяет на основе одного измерения определить эффективный коэффициент размножения нейтронов области хранилища ОЯТ, содержащей 30-40 ОТВС.

Установки контроля герметичности ОТВС РБМК, проектируемые для Курской и Смоленской АЭС, предназначены для измерения удельной активности воды в пенах с ОТВС в приреакторных бассейнах выдержки и хранилищах ОЯТ с целью разделения ОТВС на герметичные и негерметичные.

Установки серии МКС и установка УИП-006 сертифицированы и зарегистрированы в Госреестре средств измерений и допущены к применению в Российской Федерации. Методики измерений с использованием установок аттестованы и внесены в Федеральный реестр методик измерений.

Выполнены расчетные работы в обоснование ядерной и радиационной безопасности уплотненного хранения ОТВС в приреакторных БВ и хранилищах ОЯТ с использованием измеренных значений выгорания ядерного топлива как параметра ядерной безопасности. Получено, что при условии экспериментального подтверждения выгорания ядерного топлива ОТВС РБМК, ядерная и радиационная безопасность обеспечиваются при нормальной эксплуатации и аварийных ситуациях для любых схем уплотненного размещения ОТВС в приреакторных БВ и хранилищах ОЯТ.

Проблемы опытно-промышленной эксплуатации ККХ ОЯТ и пути их решения

*Симонов В.Н., Бузинов Н.В., Копылов А.М.
Ленинградская АЭС*

На Ленинградской АЭС вводится в промышленную эксплуатацию комплекс контейнерного хранения и обращения с отработавшим ядерным топливом.

За время опытно-промышленной эксплуатации комплекса, начавшейся в декабре 2011 года, персоналу пришлось столкнуться с проблемой выхода из строя оборудования и достижением проектной производительности «горячей» камеры отделения разделки ОТВС.

Первым основным направлением работы было повышение безопасности и надежности оборудования КК ХОЯТ. Благодаря тому, что каждый выход из строя оборудования КК ХОЯТ, приводящий к остановке ЗК ОР ОТВС, сопровождался отчетом о расследовании отклонения.

КК ХОЯТ Ленинградской АЭС накоплена и передана коллегам с Курской АЭС, Смоленской АЭС и ФГУП «ГХК» информация, позволяющая избежать повторения отклонений. Также благодаря отчетам о расследовании каждый отказ досконально изучался, выявлялись его причины и разрабатывался комплекс мер, предотвращающий повторные отказы. Весь комплекс корректирующих мер, требующих значительного финансирования, включен в мероприятия по повышению надежности, которые будут реализованы до конца 2014 года.

Вторым основным направлением работы было повышение производительности КК ХОЯТ. В связи с тем, что на начало 2012 года производительность комплекса не могла обеспечить ввод комплекса в промышленную эксплуатацию, в КК ХОЯТ была создана рабочая группа с привлечением специалистов ОАО «ПЭС», совместно с которыми был реализован комплекс мероприятий, охватывающий весь цикл работ по обращению с отработавшим ядерным топливом, начиная с приреакторных бассейнов выдержки ОТВС и заканчивая формированием и отправкой эшелонов с ТУК во ФГУП «ГХК». По итогам работы производительность ОР ОТВС увеличилась с 5,8 до 12 ОТВС/сут., время на принятие и подачу УКХ-109 в ОХ МБК сократилось с 8 до 4,5 часов, а формирование эшелона с ТУК с ОЯТ выполняется за 4 дня вместо 7. Также разработаны и в конце 2014 года будут реализованы мероприятия, позволяющие стабилизировать и улучшить закрепленные результаты.

Таким образом, комплекс мер по повышению надежности и производительности позволил достигнуть КК ХОЯТ проектной производительности и начать процедуру ввода комплекса в промышленную эксплуатацию.

Контроль подкритичности БВ ХОЯТ Ленинградской АЭС при переводе ОТВС на сухое хранение

Калязин Н.Н., Бородич С.С.

Ленинградская АЭС

Артемов В.Г., Зинатуллин Р.Э., Пискарев А.В.

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

Для контроля размножающих свойств БВ ХОЯТ Ленинградской АЭС с 2005 г. используется программно-аппаратный комплекс САПФИР_95&RC_ХОЯТ, аттестованный Ростехнадзором. Комплекс позволяет производить расчёт подкритичности БВ ХОЯТ для нормального режима эксплуатации и в аварийных ситуациях, а также прогнозировать изменение размножающих свойств БВ ХОЯТ при размещении ОТВС с большим обогащением.

С декабря 2011 г. осуществляется перевод ОТВС на долговременное сухое хранение, поэтому вопросы прогнозирования размножающих свойств БВ ХОЯТ становятся актуальными.

Используя схемы расстановки ОТВС, подтвержденные ОЯБ ФЭИ в БВ ХОЯТ при размещении ОТВС более высокого обогащения (2,6 %, 2,8 %) и переводе на сухое хранение ОТВС более низкого обогащения (1,8 %, 2,0 %, 2,4 %), удается поддерживать размножающие свойства БВ ХОЯТ на прежнем уровне.

На основе имеющихся расчетов можно сделать вывод, что на сегодняшний день БВ ХОЯТ имеют достаточно большой запас подкритичности.

Использование мобильного робототехнического комплекса в бассейнах выдержки 1 очереди Белоярской АЭС

Абитов Р. Я.

Белоярская АЭС

В связи с интенсивным развитием атомной отрасли в нашей стране, и учитывая мировые тенденции атомной энергетики, особенно остро стоит вопрос экологической безопасности и безопасной эксплуатации АЭС обслуживающим персоналом. Во вредных условиях труда, для повышения безопасности персонала, рационально использовать мобильные робототехнические комплексы, такие как МРК-27, которые успешно используются в условиях повышенного радиационного воздействия. Например, бассейн выдержки первой очереди. Данный робототехнический комплекс с учетом требуемых модификаций и использования соответствующего исполнения инструмента обладает широкими возможностями самостоятельной работы, когда человек выступает только в роли оператора мобильного комплекса, не подвергаясь

или значительно снижая воздействие вредных факторов, в том числе и дозовых нагрузок на персонал. Что в свою очередь дает возможность к более длительной работе и более детальной проработке ситуаций, сопровождающихся негативными воздействующими факторами.

МРК предназначен для отработки технологии производства дистанционных работ с применением навесного оборудования в соответствии с вариантом исполнения МРК.

МРК обеспечивает выполнение следующих работ:

- транспортирование объектов и сменного дополнительного оборудования, размещаемых на корпусе;
- открывание и закрытие устройств (объектов) типа дверей, вентиляей, замков и т.п.;
- манипулирование (перестановку на различные плоскости) и установку на технологическое оборудование объектов массой до 100 кг;
- возможность распознавания с помощью телекамер предметов размерами от 0,1 м на дистанции от 1 м до 20 м;
- внешний осмотр предметов размерами от 1×10 мм до 500×500 мм на расстоянии до 1 м от МРК с помощью телекамеры, размещенной на манипуляторе;
- работу МРК при освещенности в пределах от 5 до 10000 лк.

Масса комплекса в полностью укомплектованном состоянии составляет 300 кг, при этом максимальная скорость перемещения до 0,7 м/с. Комплекс способен преодолевать препятствия высотой до 100 мм, лестничные марши до 20 градусов. Базовое исполнение МРК имеет манипулятор с максимальной грузоподъемностью 100 кг, вылетом стрелы манипулятора от крайней точки корпуса МРК 0,9 м. Рука манипулятора оборудована электромеханическим приводом с 5 степенями свободы (вращение опорно-поворотного устройства, подъем плеча, качание предплечья, качание кисти, ротация кисти). Максимальное раскрытие губок схвата 250 мм. Управление осуществляется с поста дистанционного управления (ПДУ), по кабелю на расстоянии 60 метров, а по радиоканалу 50 метров. Мобильная платформа на гусеничном ходу с электромеханическим приводом. Габаритные размеры МРК в походном положении 1,12×0,71×1,4 м.

Технология очистки воды бассейна разделки ОТВС реакторов АМБ Белоярской АЭС

*Корнев В.И., Полканова Н.Л., Минаков В.А., ЗАО «Альянс-Гамма»
Белинский Л.Л., ФГУП «ПО «МАЯК»*

Подготовка отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) реакторов АМБ к радиохимической переработке предполагает разделку

и разделение ОТВС на топливную (ОЯТ) и конструкционную (ТРО) композицию. Разделка ОТВС выполняется под слоем воды в специальном бассейне и включает операцию резки ленточной пилой, при которой образуются опилки ОЯТ и ТРО. Опилки и просыпи, а также радиоактивные вещества из продуктов резки, растворившиеся в воде бассейна, распределяются в объеме бассейна и поступают в СВО через погружные сетчатые фильтры с размером ячейки 100 мкм. Удельная активность воды бассейна определяется радионуклидами Cs-137 и Sr-90, а также радионуклидами кобальта, марганца, европия.

Необходимое качество воды в бассейне разделки обеспечивается непрерывной прокачкой воды через систему спецводоочистки (СВО) с расходом 20 м³/ч. Показатели воды бассейне поддерживаются на следующем уровне:

- прозрачность (светопропускание) воды – не ниже 95 % по отношению к дистиллированной воде;
- удельная активность γ -излучающих радионуклидов – не более $7,4 \cdot 10^6$ Бк/л;
- солесодержание – не более 5 г/л.

Очистка воды в СВО осуществляется последовательно в несколько стадий. Отделение крупной фракции твердой фазы (более 30 мкм) производится на напорных гидроциклонах, откуда шламовый поток с расходом до 0,5 м³/ч направляется в проточный отстойник, где происходит накопление твердой фазы, в основном состоящей из топливной композиции.

Для очистки от мелкодисперсных взвесей (в основном графита), коллоидных частиц применяют метод тангенциальной ультрафильтрации на трубчатых многоканальных керамических мембранах с размером пор 0,2 мкм. Керамические мембраны размещены в мембранных фильтрах в виде выемных патронов. Мембранные фильтры и циркуляционные насосы образуют циркуляционный контур ультрафильтрационных модулей. Режим тангенциальной ультрафильтрации позволяет концентрировать взвеси в циркуляционном контуре до концентрации 50 г/л.

Удаление радионуклидов цезия из воды производят на фильтрах с ферроцианидным сорбентом, с заменяемыми патронами. Окончательную доочистку от остальных радионуклидов и ионов выполняют на ионообменных колоннах, заполненных катионитом и анионитом.

Обезвоживание образующихся шламов графита, конструкционной стали и топливной композиции выполняют периодически на центрифугах с производительностью до 250 л/ч. Фугат возвращают в приемные баки СВО, а шлам при влажности менее 20 % выгружают в пеналы, которые в дальнейшем направляют на вакуумную сушку.

Оборудование СВО размещается в необслуживаемых каньонах. Оборудование для обращения со шламами соответствует безопасному оборудованию типа Б по НП-063-05.

Конструктивные решения по основному оборудованию СВО, технологические режимы очистки воды и регенерации, а также выдачи шламов отработаны на макетных образцах при использовании имитационных сред.

Разработка эмиссионных томографов для контроля ОЯТ

Подгорнов В.А., Власов В.В., Коновалов А.Б., Федоров В.В.

ФГУП РФЯЦ-ВНИИТФ им. академика Е.И. Забабахина

Представлены результаты моделирования и обсуждены принципы создания эмиссионного томографа для индивидуального контроля глубины выгорания ПТ в пеналах долговременного хранения ОЯТ. Показано, что точность определения интегральной активности каждого ПТ может составить 5%.

В докладе также обсуждена возможность разработки эмиссионных томографов для:

- индивидуального контроля глубины выгорания ТВЭЛ в ОТВС АЭС с ВВЭР при их отправке с АЭС и при приеме на переработку в ОДЦ;
- контроля геометрии ОТВС АЭС с РБМК (перед их передачей на разделку), находящихся в пеналах в бассейнах выдержки ХОЯТ, без их извлечения из воды.

Планируется, что для разработки этих томографов будут использованы те же принципы, что и для создания томографа для контроля глубины выгорания ПТ.

Внедрение автоматизированных систем технологического контроля при обращении с ОЯТ

Подгорнов В.А.

ФГУП РФЯЦ-ВНИИТФ им. академика Е.И. Забабахина

В целях повышения уровня технологической безопасности и совершенствования СУиК ЯМ при переводе ОЯТ на сухое хранение на АЭС с РБМК и последующем обращении ОЯТ во ФГУП «ГХК» проводится внедрение автоматизированных систем оперативно-технического учета и контроля ЯМ (АСОТУиК ЯМ).

АСОТУиК ЯМ позволяет обеспечивать в защитной камере разделки ОЯТ в режиме реального времени автоматизированный контроль как за технологическими процессами по обращению, временному хранению, разделке и загрузке ОЯТ в МБК, так и за действиями технического

персонала ХОЯТ при выполнении технологических и контрольно-учетных операций.

АСОТУиК ЯМ полностью базируется на отечественных аппаратных средствах, разработанных РФЯЦ-ВНИИТФ для АЭС

Дистанционно-управляемая система оперативного поиска, осмотра и ликвидации протечек в облицовке бассейнов выдержки хранилища ОЯТ АЭС с РБМК

Для оперативного устранения аварийных протечек в облицовке бассейнов выдержки отработавшего ядерного топлива в РФЯЦ-ВНИИТФ разработаны дистанционно-управляемые комплексы оперативного поиска, осмотра и ликвидации протечек в облицовке бассейнов выдержки, предназначенные для эксплуатации в условиях практически полного заполнения бассейнов выдержки отработавшим ядерным топливом (ОЯТ).

Комплексы различаются как по месту проведения работ (на дне, на стенках и углах бассейнов), так и по условиям применения (в просветах между отработавшим ядерным топливом или на свободном участке дна). Комплексы обеспечивают последовательное автоматизированное обследование дна и стенок бассейна при помощи погружных дистанционно управляемых модулей.

Комплексы обеспечивают оперативную ликвидацию обнаруженной протечки как в донной, так и на боковой части облицовки бассейна методом клеевого заполнения непосредственно после ее обнаружения при помощи оснастки дистанционно управляемого модуля.

Направление

ПОЖАРНАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ

Противопожарное состояние АЭС и основные направления деятельности в области повышения пожарной безопасности

Никифоров В.В.

ТФ ОАО «Концерн Росэнергоатом»

Приведен анализ противопожарного состояния на действующих и строящихся АЭС.

На действующих энергоблоках ОАО «Концерн Росэнергоатом» за 14 лет произошло 15 пожаров (2005, 2007–2009, 2012 и 2013 годы пожаров не допущено).

Все происшедшие пожары не повлияли на работу систем безопасности и основного оборудования РУ, не привели к значительному материальному ущербу, при этом не были нарушены пределы и условия безопасной эксплуатации энергоблоков АЭС.

С целью снижения риска возникновения пожара и уменьшения возможных последствий при его возникновении ОАО «Концерн Росэнергоатом» выполняется комплекс мероприятий по обеспечению и повышению пожарной безопасности действующих энергоблоков АЭС.

В ОАО «Концерн Росэнергоатом» осуществлялась работа по обеспечению пожарной безопасности по следующим основным направлениям:

- совершенствование отраслевой нормативно-правовой базы по вопросам пожарной безопасности;
- повышение противопожарной устойчивости АЭС в соответствии с требованиями действующих нормативных документов;
- техническая модернизация устаревших автоматических систем обнаружения, тушения пожаров и систем оповещения людей при пожаре;
- подготовка персонала АЭС к действиям при возникновении пожаров;
- реализация мероприятий по «Плану мероприятий по повышению пожарной безопасности действующих АЭС на 2013-2017 г.г.»;
- реализация на всех АЭС организационно-технических мероприятий для подготовки к весенне-летнему пожароопасному периоду;
- проведение проверок состояния пожарной безопасности при сооружении энергоблоков АЭС;
- проверка состояния пожарной безопасности на АЭС при проведении комплексных и целевых проверок для действующих АЭС;
- разработка мероприятий по повышению эффективности контроля за обеспечением пожарной безопасности на сооружаемых АЭС.

Представлены основные направления деятельности Службы пожарной безопасности ОАО «Концерн Росэнергоатом» (СПБ концерна) в области обеспечения пожарной безопасности на стадии проектирования и строительства АЭС.

Созданы отделы пожарной безопасности в дирекциях строящихся АЭС и в некоторых подразделениях «Генподрядчиков» усилен контроль за противопожарным состоянием строящихся объектов и наметилась тенденция снижения количества пожаров.

СПБ концерна проводила работы, направленные на разработку нормативно – технической документации в области пожарной безопасности.

В 2013 году в соответствии с требованиями действующих документов по пожарной безопасности было выполнено более 80 противопожарных мероприятий, в том числе:

- на 3,4 э/б Нововоронежской АЭС светоаэрационные фонари машзала оборудованы механизированными приводами для удаления дыма;

- на 1-4 э/б Билибинской АЭС установлены/заменены огнезадерживающие клапана;
- на 4 э/б Кольской АЭС и 1 э/б Балаковской АЭС выполнена актуализация и корректировка «Анализа влияния пожаров на безопасный останов и расхолаживание реакторной установки»;
- на 3 э/б Калининской АЭС выполнена модернизация и замена сетей наружного противопожарного водопровода.

Уровень выполнения противопожарных мероприятий по устранению предписаний органов государственного пожарного надзора составляет 100%.

В соответствии с утверждённой «Программой оснащения и технического перевооружения объектовых подразделений ФПС по охране АЭС на 2012 - 2016 годы» и приказом ОАО «Концерн Росэнергоатом» от 01.02.2012 № 9/81-П для противопожарной защиты АЭС осуществлена поставка 23 пожарных автомобилей.

Применение мобильных средств пожаротушения для ликвидации пожаров на АЭС при экстремально низких температурах окружающей среды

Алешков М.В.

Академия государственной противопожарной службы

Более 85% территории России находятся в холодных климатических районах, для которых характерны суровые метеорологические условия, особенно в зимний период года. Такое опасное природное явление, как аномально холодная погода, сопровождающееся экстремально низкими температурами окружающей среды, может способствовать возникновению ЧС в масштабах целого региона. При этом следует учитывать, что в России 30% атомных электростанций расположены в холодных климатических районах, а к 2030 году планируется до 50% объектов атомной энергетики разместить на этих территориях. И независимо от метеорологических условий, должна быть обеспечена защищенность этих объектов.

Негативное влияние низких температур воздуха ограничивает тактический потенциал пожарных подразделений, и особенно сказывается на работоспособности мобильных средств пожаротушения. Проведенные исследования позволили определить массив отказов пожарной техники, связанный с воздействием низких температур воздуха. Последствия такого воздействия, как правило, осложняют оперативную обстановку на пожаре, что сопровождается необходимостью привлечения дополнительных сил и средств и увеличением времени работы подразделений, и соответственно более серьезными последствиями от пожаров.

В Академии ГПС МЧС России были проведены исследования по оценке работоспособности мобильных средств пожаротушения, применяемых оперативными подразделениями при защите атомных электростанций. В широком диапазоне возможных наиболее неблагоприятных метеорологических условиях была осуществлена оценка работоспособности насосно-рукавных систем пожарных автомобилей и подразделений пожарной охраны в целом. Полученные результаты позволяют делать вывод о степени защищенности АЭС от развития пожаров до крупных размеров при экстремально низких температурах. Производить предварительное планирование сил и средств и принимать решения о необходимости задействования специальных технических средств для обеспечения работоспособности насосно-рукавных систем мобильных средств пожаротушения при экстремально низких температурах окружающей среды.

Оценка риска пожара на АЭС в Словакии

Ян Кандрач

ООО RISK CONSULT, Словакия, Братислава

В докладе описываются подходы к выполнению анализа и оценки риска пожара на АЭС в Словакии. В области оценки риска пожара новые методы часто противоречат уже внедренному детерминистскому порядку предоставления документов по пожарной безопасности зданий и сооружений. Они уже традиционно внедрены в большинстве стран и применяются при разработке и оценке пожарной безопасности и самих объектов атомных электростанций.

Именно вышеуказанный факт привел к дифференцированному подходу при рассмотрении и оценке риска пожаров на АЭС в Словакии.

В детерминистские анализы и оценку риска пожаров входит предоставление документов по пожарной безопасности самих зданий и сооружений, что обеспечивается составлением и утверждением проектов по пожарной безопасности этих зданий и сооружений компетентным органом государственного управления — Министерством Внутренних Дел (далее — МВД) Словацкой Республики (далее — СР).

Вероятностные анализы и оценка риска пожаров на АЭС требует государственный ядерный надзор — Управления ядерного контроля (далее — УЯК) СР, однако, они постоянно представляют только какую-то «надстройку» для детерминистских проектных решений. Т.е. предметом анализа риска пожаров при вероятностном анализе не является оценка пожарной безопасности зданий и сооружений, и их технологии. Практически все эти анализы направлены только на поиск и подробный анализ слабых мест проектов. Большая их часть посвящена идентификации и анализу совместно проложенных

кабельных трасс различных дополнительных предохранительных систем и оборудования. Согласно нормативным требованиям СР, противопожарная защита подтверждается проектной документацией на системы противопожарной защиты соответствующего сооружения. Перечисленные виды анализа требует УЯК СР, Ассоциация западноевропейских органов регулирования ядерной безопасности (ВЕНРА), МАГАТЭ, Ассоциации компаний, страхующих оборудование энергоблок АС (НУИП), а также ВАНО, к тому же данные виды анализов являются хорошим дополнением в процессе подготовки, оценки и разработанной проектной документации новых и реконструированных строительных объектов энергоблока.

Авария на АЭС в Японии показала, что необходимо провести переоценку этих новых методов, что может представлять существенный прогрессивный импульс для дальнейшего развития пожарного инжиниринга.

Организация пожарной охраны на АЭС. Выполнение Решений и Соглашений по взаимодействию с МЧС России

Харевский В.А.

ТФ ОАО «Концерн Росэнергоатом»

В настоящее время пожарную охрану всех действующих АЭС осуществляют объектовые подразделения федеральной противопожарной службы (ФПС) в соответствии с распоряжением Правительства Российской Федерации от 23 апреля 2005 г. № 477-р.

Для пожарной охраны новых энергоблоков на действующих АЭС необходимо увеличение численности имеющихся подразделений ФПС (для создания профилактических групп), а новые АЭС необходимо включить в Перечень, утвержденный упомянутым Распоряжением Правительства Российской Федерации с выделением дополнительной численности ФПС.

В Госкорпорации «Росатом» разработана и реализуется долгосрочная государственная энергетическая программа по строительству и вводу в эксплуатацию новых энергоблоков атомных электростанций энергопромышленного комплекса России. Важной составляющей государственной стратегии развития атомной энергетики является обеспечение соответствующего уровня пожарной безопасности сооружаемых и вводимых в эксплуатацию новых энергоблоков АЭС.

В рамках реализации «Программы деятельности государственной корпорации по атомной энергии «Росатом» на долгосрочный период (2009–2015 годы)» вводятся в эксплуатацию новые энергоблоки на действующих АЭС. Программой предусмотрено достройка энергоблоков

высокой степени готовности - 6 энергоблоков, строительство новых атомных станций - 28 новых энергоблоков на 10 АЭС (в срок до 2020 года). В связи с этим остро стоит вопрос обеспечения их противопожарной защиты.

Для обеспечения эффективного управления объектовыми подразделениями ФПС с учетом специфики тушения пожаров и проведения аварийно-спасательных работ, в том числе в условиях радиационных аварий, организации профилактической работы по предупреждению пожаров на АЭС предлагаются варианты по организации пожарной охраны на АЭС:

24–25 апреля 2013 года в г. Москве состоялась конференция «Обеспечение и повышение пожарной безопасности АЭС», в организации которой приняли активное участие руководители и специалисты Госкорпорации «Росатом», МЧС России и ОАО «Концерн Росэнергоатом». Основные решения, принятые на конференции:

1. Обеспечить приоритетное финансирование и выполнение в установленные сроки «Плана мероприятий по повышению пожарной безопасности действующих АЭС на 2013-2017 годы». Приобретение пожарной техники по «Программе оснащения и технического перевооружения объектовых подразделений ФПС по охране АЭС на 2012–2016 годы».

2. Обеспечить выполнение «Плана совершенствования противопожарной защиты сооружаемых АЭС ОАО «Концерн Росэнергоатом» и повышения эффективности контроля за состоянием пожарной безопасности».

3. Провести изучение (испытание) наиболее эффективных современных систем, средств и способов тушения пожаров в электроустановках под напряжением до 10 кВ с учетом обеспечения условий безопасности персонала и личного состава объектовых подразделений ФПС ГПС по охране АЭС.

4. Организация пожарной охраны на вновь вводимых в эксплуатацию АЭС и определение численности личного состава для существующих объектовых подразделения ФПС ГПС по охране АЭС, а также создание подразделений пожарной охраны для вновь строящихся АЭС.

Одним из наиболее важных и проблемных вопросов, рассмотренных на конференции, был порядок и сроки организации пожарной охраны на вновь сооружаемых и вводимых в эксплуатацию АЭС. В первую очередь возможность создания объектовых подразделений федеральной противопожарной службы МЧС по аналогу действующих АЭС, включенных в «Перечень организаций, в которых создаются объектовые и специальные подразделения федеральной противопожарной службы», утвержденный распоряжением Правительства Российской Федерации от 23.04.2005 № 477-р.

С учетом вышеизложенного в рамках реализации утвержденного Кириенко С.В. «Плана совершенствования противопожарной защиты сооружаемых АЭС ОАО «Концерн Росэнергоатом» и повышения эффективности контроля за состоянием пожарной безопасности» были проработаны вопросы по организации пожарной охраны на АЭС.

Система контроля и управления противопожарной защитой атомных электростанций «Глобал-АЭС»

Кабеда С.А.

Группа компаний «Рубеж», г. Саратов

СКУ ПЗ предназначена для контроля противопожарного состояния блоков АЭС, обнаружения и тушения пожара, управления установками водяного и газового пожаротушения, выдачи команд на управление системами дымоудаления и управления эвакуацией.

СКУ ПЗ «Глобал-АЭС», разработанная Группой компаний «Рубеж» выполняет в полном объеме управляющие и информационные функции в соответствии с СП 13.13130.2009 «АТОМНЫЕ СТАНЦИИ. Требования пожарной безопасности».

«Глобал-АЭС» включает в себя комплекс технических средств, предназначенных для автоматического обнаружения пожара, автоматического, ручного и дистанционного запуска систем пожаротушения, передачи информации о пожаре на технические средства СКУ вентиляции, включения оповещения о пожаре, формирования информации о возникновении пожара и ходе его тушения на постах управления и в подразделении пожарной охраны, контроля и диагностики состояния пожарных извещателей и управляющих модулей.

Система состоит из трех основных уровней:

- верхний – АРМы и серверы с установленным специализированным ПО FireSec;
- средний – ядро системы на основе группового контроллера повышенной надежности (ГК) и контроллеры адресных устройств (КАУ);
- нижний – пожарные извещатели (дымовые, тепловые, комбинированные, ручные), модули подключения безадресных устройств, модули управления инженерными системами, шкафы управления установками пожаротушения.

Отличительные особенности системы «Глобал-АЭС»:

- информационная емкость группового контроллера 50 000 адресных устройств;
- максимальное время реакции системы на событие (пожар, неисправность) не более 1 сек;

- кольцевая топология адресного шлейфа с возможностью ветвления;
- автоматическая адресация адресных устройств;
- длина адресной линии связи 1 км от устройства до устройства;
- журнал на 16 млн событий с функцией «черного ящика»;
- повышенная защита интерфейса от электромагнитных помех;
- многоступенчатая защита от ложных срабатываний;
- возможность интеграции с системой видеонаблюдения для выдачи на АРМ оператора изображения с ближайшей к месту возгорания видеокамеры;
- компоненты системы сохраняют работоспособность и выполняют в автономном режиме алгоритмы в случае пропадания связи с групповым контроллером.

При разработке системы СКУ ПЗ «Глобал-АЭС» учитывался положительный опыт применения с 2007 года адресной системы «Рубеж-10А» на Балаковской, Белоярской АЭС, объектах энергетики и промышленных объектах.

Применение установок пожаротушения тонкораспылённой водой для объектов АЭС

*Ланин Д.Г., Сазыкин В.И., Никифоров В.В.
ТФ ОАО «Концерн Росэнергоатом»*

В настоящее время для защиты объектов различного назначения всё большее применение находят автоматические установки пожаротушения тонкораспылённой водой (далее – АУП ТРВ). Прежде всего это связано с тем, что общий удельный расход воды, необходимый для тушения пожара тонкораспылённой водой (далее – ТРВ), значительно снижается в сравнении с традиционными системами водяного пожаротушения, что в свою очередь связано с более высокой огнетушащей эффективностью ТРВ.

Для объектов АЭС использование данной технологии представляется весьма актуальным, так как использование традиционных систем при существующих нормативных показателях подачи создает ряд проблем, как при проектировании, так и при эксплуатации АЭС, что связано с необходимостью обеспечивать удаление большого количества воды для исключения затопления и защиту дорогостоящего электронного оборудования.

В настоящее время основными документами Российской Федерации, в соответствии с которыми необходимо осуществлять проектирование АУП ТРВ на объектах АЭС, являются Федеральный закон от 22.07.2008 №123-ФЗ «Технический регламент о требованиях пожарной безопасности», Свод правил СП 5.13130.2019 «Системы противопо-

жарной защиты. Установки пожарной сигнализации и пожаротушения автоматические. Нормы и правила проектирования», Свод правил СП 13.13130.2019 «Атомные станции. Требования пожарной безопасности», а также ОПБ-88/97 НП-001-97 (ПНАЭ Г-01-011-97) «Общие положения обеспечения пожарной безопасности атомных станций».

Основной проблемой для проектирования АУП ТРВ является то, что в указанных документах отсутствуют нормативные показатели подачи ТРВ (интенсивность и продолжительность) для защиты помещений и сооружений с обращением различных пожароопасных веществ и материалов. Это обстоятельство является основанием для разработки специальных технических условий (далее – СТУ) в части обеспечения пожарной безопасности объекта, что требует дополнительного времени и трудозатрат на проектирование. При этом также следует отметить, что для разработки и согласования СТУ в установленном порядке возникает необходимость проведения соответствующих натурных испытаний для подтверждения заявленных в них нормативных показателей подачи.

В свою очередь п. 1.2.5 ОПБ -88/97 НП-001-97 (ПНАЭ Г-01-011-97) «Общие положения обеспечения пожарной безопасности атомных станций» также говорит о том, что технические и организационные решения, принимаемые для обеспечения безопасности АС, должны быть апробированы прежним опытом или испытаниями, исследованиями, опытом эксплуатации прототипов и соответствовать требованиям нормативных документов.

В связи с вышеизложенным следует сказать о том, что для внедрения АУП ТРВ на АЭС необходимо провести комплекс натурных испытаний, учитывающих специфику наиболее пожароопасных объектов защиты, которыми являются помещения хранения горючих жидкостей (дизельного топлива и масла), РДЭС, БДЭС, маслонеполненное оборудование и кабельные сооружения. После испытаний должен быть разработан документ для проектирования данных установок, включающий требования о необходимости охлаждения прогретых жил кабеля для исключения их повторного воспламенения, подачи ТРВ до прибытия пожарных подразделений либо до полного выгорания горючей нагрузки в «мёртвых зонах» и др.

Установки пожарной сигнализации Смоленской АЭС (проведенная модернизация и основные проблемы эксплуатации)

Шведов В.В.

Смоленская АЭС

На Смоленской АЭС в эксплуатации находятся 3 энергоблока по 1000 МВт электрической мощности каждый.

Назначенный срок службы каждого энергоблока 30 лет. С учетом выполненных работ по модернизации срок службы энергоблока №1 продлен на 10 лет.

Технологическая схема энергоблоков - одноконтурная.

Энергоблоки №1 и №2 относятся ко второму поколению, энергоблок №3 - к третьему поколению энергоблоков с реактором типа РБМК-1000.

Каждый энергоблок включает в себя реактор РБМК-1000 с контуром принудительной циркуляции и вспомогательными системами, паровой и конденсатно-питательный тракты, две турбины К-500-65/3000 с генераторами ТВВ-500 мощностью по 500 МВт.

Энергоблоки Смоленской АЭС введены в эксплуатацию в период с 1982 по 1990 годы. Проекты установок пожарной сигнализации были разработаны с учетом действовавших в то время нормативных документов, применено аналоговое оборудование, выпускаемое промышленными предприятиями Советского Союза (пожарные извещатели типа: ДТЛ, ИДФ-1м, ДИП-1 и др., приемные станции ТОЛ-10/100, ППС-1).

В девяностые годы прошлого века ресурс используемого оборудования практически был исчерпан, количество дефектов в год на одном энергоблоке стало превышать несколько сотен. И, как следствие, надежность установок пожарной сигнализации снижалась, что стало вызывать определенную тревогу у руководства станции.

В 1996 году было принято решение о модернизации установок пожарной сигнализации. Для основного производства было применено оборудование компании Сименс, для вспомогательных объектов - оборудование российского производителя компании Болит, что было обусловлено спецификой производства и экономическими расчетами.

Почему был сделан выбор в пользу компании Сименс? В то время компания Сименс была и сейчас продолжает оставаться мировым лидером в области производства оборудования по обнаружению пожаров. При этом, по нашему мнению, выпускаемое оборудование по своим техническим характеристикам наиболее адаптировано к применению на Российских АЭС с реакторами типа РБМК.

В 2002 году первый этап модернизации на 1-м энергоблоке был завершен, в 2012 - завершена модернизация АПС на всех 3-х энергоблоках.

Срок службы основного оборудования АПС - 60 лет.

Технических проблем при эксплуатации установок АПС на базе оборудования компании Сименс не было и нет.

В тоже время есть нерешенные вопросы, связанные с различным пониманием и толкованием руководящими документами эксплуатирующей организации по работе установок АПС на АС.

В настоящее время на Смоленской АЭС реализована схема передачи информации о срабатывании установок пожарной сигнализации по сигналу «Пожар» в автоматическом режиме со всех объектов в объектовую пожарную часть. В общей сложности, находится в эксплуатации около 20 000 пожарных извещателей различных типов, в основном дымовых, принцип действия которых основан на факте изменения оптической плотности окружающей среды.

Следовательно, изменение оптической плотности окружающей среды (туман, пыль, аэрозоль), не всегда связано с пожаром/загоранием и не является ложным срабатыванием установки пожарной сигнализации.

Помимо этого, выявление повреждений или отказов элементов автоматического пожаротушения при обходе оборудования или при проверке работоспособности являются нормальными процедурами инспекционного/производственного контроля и технического обслуживания и ремонта. Уровень данных отклонений – малозначимые события (события низкого уровня).

В тоже время, РД ЭО 1.1.2.01.0163-2013 «Положение об организации расследования значимых для безопасности и надежности событий на атомных станциях ОАО «Концерн Росэнергоатом» требует классифицировать каждый случай срабатывания пожарной сигнализации по категории отклонений на АС - Ц11.

Другой руководящий документ РД ЭО 1.1.2.01.0331-2010 «Положение о порядке передачи оперативной информации о работе атомных станций в ОАО «Концерн Росэнергоатом» и заинтересованные организации». В соответствии с приложением Е (п. Е5.3) требует «...направлять оперативное сообщение при любом событии (пожар, загорание, взрыв, срабатывание пожарной сигнализации, в т.ч. ложное) на территории или на объектах АС, вызванное техногенными, природными причинами или действием персонала, а также событиями, повлекшими за собой выезд караула пожарной части на территорию или объекты АС».

Указанные требования, по нашему мнению, излишние и не обоснованы требованиями действующих Правил пожарной безопасности и вызывают непонимание, как у руководства АС, так и у технического персонала.

Обеспечение пожарной безопасности при продлении срока эксплуатации четвертого энергоблока Курской АЭС

Усик В.В.

Курская АЭС

Четвертый энергоблок Курской АЭС введен в эксплуатацию в 1985г.

Назначенный проектный срок службы энергоблока составляет 30 календарных лет и истекает в декабре 2015 года.

В 2008 году разработан инвестиционный проект «Продление эксплуатационного ресурса (срока эксплуатации) энергоблока №4 Курской АЭС», определивший мероприятия, реализуемые в период 2008—2015 гг. и обеспечивающие безопасную работу энергоблока №4 в соответствии с действующими нормативными документами на период дополнительного срока эксплуатации энергоблока №4 не менее 15 лет. С учетом указанного проекта была разработана и утверждена «Программа подготовки энергоблока №4 Курской АЭС к дополнительному сроку эксплуатации» №КуАЭС 4ПРГ-92К(1.34)2009.

«Программой...», а также утвержденным эксплуатирующей организацией «Планом мероприятий по повышению пожарной безопасности и модернизации систем противопожарной защиты АЭС на 2008—2012 годы» предусмотрено выполнить на 4-м энергоблоке следующие мероприятия:

- произвести замену горючего пластика на путях эвакуации в зоне контролируемого доступа;
- выполнить модернизацию или замену элементов установок автоматической пожарной сигнализации, эксплуатирующихся сверх установленного срока службы;
- довести до 0,75 часа предел огнестойкости несущих металлических конструкций машинного зала;
- оборудовать автоматическими установками газового пожаротушения помещения с электронной аппаратурой систем автоматизированного управления технологическим процессом АЭС без постоянного присутствия персонала;
- выполнить модернизацию систем дымоудаления и подпора воздуха на путях эвакуации персонала.

В декабре 2013 г. ОАО «ВНИИАЭС» завершена корректировка и внесение изменений в «Анализ влияния пожаров и их последствий на безопасный останов и расхолаживание реакторной установки 4-го энергоблока Курской АЭС». Целью выполнения работы являлось определение и обоснование достаточности уровня противопожарной защиты энергоблока, с учетом выполненных модификаций и мероприятий, а также оценка возможности обеспечения условий безопасного

останова и расхолаживания реакторной установки в случае возникновения пожара.

На основании результатов, полученных при выполнении корректировки «Анализа...», отмечено, что на блоке №4 Курской АЭС реализованы принципы безопасности, позволяющие обеспечить приемлемый уровень его противопожарной защиты.

В ходе проведения анализа не выявлены аварийные ситуации, инициированные пожаром, которые могли бы непосредственно привести к повреждению активной зоны реактора из-за повреждения путей безопасного останова.

Выполненная корректировка анализа последствий пожаров в помещениях с оборудованием, участвующим в безопасном останове и расхолаживании реактора, продемонстрировала, что на энергоблоке №4 обеспечена возможность перевода реакторной установки в подкритическое состояние и ее расхолаживание имеющимися на энергоблоке техническими средствами.

Комплекс инновационных технологий обеспечения пожарной безопасности АЭС

Федяев С.Л.

ОАО «Научно производственный комплекс «Дедал»

Вектор развития предприятия - внедрение комплекса инновационных технологий обеспечения пожарной безопасности объектов и повышение экономической эффективности внедрения этих технологий.

Инновации в обеспечении пожарной безопасности объектов – это прежде всего системный подход, основанный на всестороннем изучении взаимодействия практически всех инженерных систем жизнеобеспечения АЭС.

Решаться основная задача - исходя из поставленных технических условий Заказчика создание экономически эффективной системы противопожарной защиты, способной в автоматическом и дистанционном режимах, в том числе на удаленных и не обслуживаемых объектах ликвидировать загорание в начальной стадии развития.

- Создание научного испытательного комплекса. Мы полагаем, что это самый перспективный некоммерческий проект, направленный на осуществление практической проверки отдельных нестандартных технических решений, основанный на моделировании развития пожара в конкретных условиях.
- Разработана адресная система пожарной сигнализации и управления противопожарной автоматикой «Турмалин» (далее – АСПС «Турмалин»).

- АСПС «Турмалин» работает под управлением ОС реального времени QNX. Основные элементы оборудования системы имеют 100% аппаратное резервирование. Разработано ПО верхнего уровня на базе SCADA на базе QNX.
- Нами освоено серийное производство линейки модулей пожаротушения газовых объемом 60, 80 или 100 литров.
- Модули МПГ применяются со следующими химическими газовыми огнетушащими составами: хладон ХП 125, хладон ХП 318ц, хладон ХП 227еа.

Следующим инновационным элементом системы противопожарной защиты – системы автоматического водяного пожаротушения на основе принципа «тонкораспыленной воды».

- Наши специалисты, используя отечественный и зарубежный опыт разработали и технически реализовали автоматическую установку пожаротушения на основе тонкораспыленной воды «Вотум» (АУП ТРВ «Вотум») для различных помещений объектов защиты.
- Физико-химические свойства подачи тонкораспыленной воды позволяют достаточно эффективно воздействовать на опасные факторы пожара и основное создать необходимые условия для более эффективного применения сил и средств противопожарной и аварийно-спасательных служб.

Актуальным остается внедрение инновационных технологий в решение вопросов повышения эффективности контроля за обеспечением пожарной безопасности АЭС. Решение этих вопросов безусловно требует профессиональных навыков и большого подготовительно периода перед проверкой. При наличии многоуровневой системы обеспечения пожарной безопасности вопрос подтверждения проведения регламентов становится трудоемким.

- В целях снижения трудоемкости процесса контроля нашего оборудования, как модули газового пожаротушения так и приемно-контрольные приборы, мы ввели QR-кодирование.
- С экономической точки зрения затраты на введение автоматизированного учета будут не существенны.
- Без сомнения ведение многочисленных баз данных и их корректировка в ручном режиме трудоемка и допускает большую вероятность ошибки.
- Распространение QR-кодирование на все оборудование эксплуатируемое на АЭС

Подсекция 1.3
**РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ, ЭКОЛОГИЯ АЭС,
ПРОТИВОАВАРИЙНАЯ ГОТОВНОСТЬ**

Комплексная оценка радиационно-экологического воздействия АЭС по данным интегрированного мониторинга радиационной обстановки

*Крышев И.И., Сазыкина Т.Г., Крышев А.И., Скакунова М.А.,
Лунёва К.В.*

ФГБУ «НПО «Тайфун» Росгидромета

Развитие ядерной энергетики требует создания высокоэффективной системы обеспечения безопасности населения и окружающей среды. Важным средством обеспечения безопасности при использовании ядерной энергии является радиационный мониторинг окружающей среды, под которым понимается система регулярных наблюдений за содержанием радионуклидов в компонентах окружающей среды и другими параметрами радиационной обстановки с целью своевременного выявления и прогноза нежелательных для человека и экосистем последствий. На современном этапе развития атомной энергетики как одной из стратегических отраслей экономики России наряду с возрастающей потребностью в увеличении энергетической мощности особо актуальными являются исследования, направленные на оценку характера радиационного воздействия на человека и окружающую среду.

Выполнена оценка радиоэкологического воздействия референтных объектов атомной энергетики на основе данных многолетнего радиационного мониторинга окружающей среды. В число проанализированных референтных объектов входили Нововоронежская АЭС, Ленинградская АЭС, Балаковская АЭС и Кольская АЭС.

Показано, что в штатных условиях эксплуатации планируемые дозы облучения населения от выбросов и сбросов АЭС значительно ниже допустимых значений. Согласно расчетным оценкам, годовые дозы планируемого облучения населения от штатных выбросов Нововоронежской АЭС составляют $2,0 \cdot 10^{-7}$ Зв, Ленинградской АЭС — $1,5 \cdot 10^{-7}$ Зв, Балаковской АЭС — $1,1 \cdot 10^{-9}$ Зв, Кольской АЭС — $6,4 \cdot 10^{-10}$ Зв. На практике эти дозы соответствуют уровню пренебрежимого радиационного риска, являющегося настолько низким, что не требуется специальных мер по его снижению. По сравнению с облучением от выбросов АЭС более высокие дозы характерны для существующего

облучения, что обусловлено региональным техногенным радиационным фоном, обусловленным прошлой деятельностью АЭС или глобальными радиоактивными выпадениями. В ряде случаев основной вклад в техногенный фон дает ^{137}Cs «чернобыльского» происхождения. Следует отметить, что дозы существующего облучения значительно ниже допустимых пределов дозы.

Впервые в соответствии с новыми Международными основными нормами безопасности ОНБ-2011, наряду с радиологическими оценками для населения, рассчитаны оценки радиационного воздействия на биоту. Показано, что дозы облучения объектов биоты в районах расположения АЭС значительно ниже референтных безопасных уровней облучения.

Анализ данных многолетнего радиационного мониторинга и модельные оценки показывают, что радиоэкологическая обстановка в районе расположения рассмотренных АЭС находится в норме, как в отношении населения, так и объектов биоты, т.е. соответствует критерию благоприятной окружающей среды.

Охрана окружающей среды на российских АЭС — современное состояние и перспективы

Печкуров А.В., Палицкая Т.А.

ОАО «Концерн Росэнергоатом»

Охрана окружающей среды и рациональное использование природных ресурсов являются важнейшими задачами ОАО «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 атомных станций на окружающую среду. К основным задачам экологических служб АЭС относится контроль соблюдения нормативов качества окружающей среды.

Принципы природоохранной деятельности и обязательства Концерна в области обеспечения экологической безопасности изложены в Экологической политике Концерна, актуализированной в 2013 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.

Для достижения цели и реализации основных принципов Экологической политики Концерн принял на себя обязательство внедрять

и поддерживать лучшие методы экологического управления. Для практической реализации Экологической политики ежегодно разрабатываются и реализуются мероприятия, направленные на снижение негативного воздействия на окружающую среду при эксплуатации АЭС.

С 2011 года системы экологического менеджмента всех действующих АЭС и центрального аппарата Концерна сертифицированы на соответствие требованиям международного стандарта ISO 14001:2004 и национального стандарта ГОСТ Р ИСО 14001-2007.

Предпринимаемые усилия по реализации Экологической политики Концерна являются практическим подтверждением приверженности Концерна по безусловному соблюдению требований природоохранного законодательства и обеспечению экологической безопасности АЭС.

Так за последние 10 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.

Основными направлениями работы по охране окружающей среды на ближайшую перспективу являются: сохранение достигнутого уровня ответственности филиалов концерна по соблюдению установленных нормативов и условий действия разрешительных и лицензионных документов в области охраны окружающей среды; внедрение наилучших существующих 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 требованиям международных и национальных стандартов в области метрологии.

Трехмерные имитационные модели распространения радиоактивных веществ в приземных слоях воздуха для ЗН АЭС *Бунто П.А.*

В докладе приводятся результаты разработки и применения специализированного трехмерного симулятора распространения газо-аэрозольных выбросов с РВ в районах размещения ЯРОО и действий оперативных служб в ходе развития аварийной ситуации.

В процессе развития аварии на ЯРОО возможно поступление радиоактивных веществ (РВ) в окружающую среду. Для моделиро-

вания распространения РВ в окружающей среде на промплощадке, Санитарно-защитной зоны (СЗЗ) и Зоны наблюдения (ЗН) используются программные средства (ПС), основанные на моделях распространения газо-аэрозольных примесей в атмосфере. Большинство программных средств имеют возможность предоставить пользователю графическое отображение расчетных характеристик (дозовые поля, объемную концентрацию или поверхностную плотность выпадения радионуклидов) в виде двумерных проекций на карты районов распространения. Подобное представление развития аварийной ситуации требует одновременного анализа некоторых дополнительных данных, чтобы получить полную картину развития событий, что усложняет подачу информации для широких масс общественности.

Кроме моделирования и прогнозирования с помощью ПС полей концентраций РВ и доз на основе моделей распространения газо-аэрозольных примесей в атмосфере, в системе аварийного реагирования используется ПС, имитирующее работу системы датчиков АСКРО при радиоактивном выбросе на ЯРОО. Система имитации работы АСКРО позволяет получить представление о работе реальных сетей датчиков при прохождении радиоактивного облака с РВ на местности и узнать о дозовых характеристиках полей излучения на конкретных измерительных постах. Однако процесс визуализации распространения облака с РВ не связан в режиме реального времени с работой системы имитатора АСКРО. Поэтому целью работы является создание ПС «Специализированный трехмерный симулятор распространения газо-аэрозольных выбросов с РВ в районах размещения ЯРОО и действий оперативных служб в ходе развития аварийной ситуации», которое синхронизировано с работой системы имитации АСКРО.

Данный симулятор содержит трехмерную модель рельефа ЗН АЭС, на которую наложены спутниковые снимки местности высокого разрешения, а также модели промплощадки АЭС, населенных пунктов, попадающих в ЗН, датчиков АСКРО, дорог, водных ресурсов и лесных массивов.

Для данного симулятора были разработаны трехмерные модели ЗН КуАЭС, ЗН ЛАЭС, ЗН КАЭС, ЗН НВАЭС.

Для трехмерных моделей наблюдения ЛАЭС и КуАЭС были смоделированы в полном объеме. ЗН КАЭС и НВАЭС смоделированы в упрощенном формате. Для них была создана модель промплощадки АЭС, модель города спутника АЭС, а также модели датчиков системы АСКРО. Эти модели размещены на карте ЗН АЭС без учета рельефа местности.

Для моделирования развития радиационного загрязнения используется ПО «НОСТРАДАМУС», разработанное ИБРАЭ.

Симулятор позволяет визуализировать динамику объемной концентрации радиационного загрязнения в ЗН АЭС в результате возникновения аварийной ситуации, реакцию датчиков системы АСКРО, динамику получения сообщения об аварийной ситуации министерствами и ведомствами, пути, по которым производится эвакуация станционного персонала и информацию о подразделениях, участвующих в ликвидации последствий аварийной ситуации на АЭС и местах их развертывания.

Также симулятор визуализирует на трехмерной модели местности картину концентрации поверхностных выпадений радиационного загрязнения, итоговых доз, полученных населением в результате аварийной ситуации, а также требуемые меры по защите населения от радиационного заражения.

В ходе развития симулятора в него были интегрированы тренажерные функции по организации управления эвакуацией, позволяющие проводить тренировку специалистов, ответственных за организацию эвакуации при возникновении аварийной ситуации на АЭС.

Использование предлагаемого визуализатора позволит повысить информируемость Госкорпорации «Росатом», федеральных и местных органов власти, центров ГО и ЧС, СМИ и населения о ситуации, связанной с нештатной ситуацией на ЯРОО. Специализированный трехмерный визуализатор позволит специалистам на базе технологий виртуальной реальности подготавливать объективную и наглядную картину развития гипотетической аварийной ситуации для органов власти и СМИ.

Кроме того использование визуализатора позволит продемонстрировать широким массам общественности, что даже в случае возникновения МПА на ЯРОО дозы облучения населения не будут сильно отличаться от доз в нормальных условиях. Это позволит повысить уверенность общества в высокой надежности и безопасности отечественных АЭС.

Источники, накопление и миграция трития и углерода-14 на АЭС с ВВЭР

*Задонский Н.В., Задонская Ю.Н.
НИЦ «Курчатовский институт»*

Работа АЭС с ВВЭР приводит к образованию значительного количества изотопов ^3H и ^{14}C . Несмотря на большое количество публикаций по этому вопросу до настоящего времени отсутствуют расчетные методы, обеспечивающие получение данных по объёмной активности этих изотопов в технологических средах оборудования систем поддержания

в разные периоды работы энергоблока, а также по их миграции и формированию источников выброса и сброса на АЭС с ВВЭР. Эти данные необходимы для создания защитных барьеров, препятствующих поступлению ^3H и ^{14}C в окружающую среду, и обоснования радиационной безопасности как новых проектов, так и при повышении мощности действующих АЭС с ВВЭР-1000.

Для расчетов накопления изотопов ^3H и ^{14}C в проекте АЭС с ВВЭР-ТОИ была использована программа МУХТАР, которая моделирует изменения параметров ВХР первого контура и технологических сред систем поддержания ВХР в зависимости от параметров режима работы реактора. С этой целью в алгоритмах программы МУХТАР реализована возможность расчетов образования, накопления и миграции в технологических средах изотопов ^7Li , ^{14}C и ^3H . В качестве входных данных в программе используются конструкционные характеристики оборудования контура и систем обеспечения ВХР энергоблока.

Из анализа полученных результатов следует, что объемная активность ^3H в технологических средах энергоблока с ВВЭР-ТОИ достигает максимума к 20-му топливному циклу и составляет:

- в теплоносителе первого контура около $2,0 \times 10^8$ Бк/дм³;
- в контрольных баках дебалансных вод системы КРФ около $9,0 \times 10^7$ Бк/дм³;
- в воде бассейнов выдержки и перегрузки топлива в период проведения перезагрузки около $4,0 \times 10^7$ Бк/дм³.

Суммарный выброс трития за цикл работы реактора с одного энергоблока после выхода в равновесие составляет 33 ТБк. Суммарный сброс трития с дебалансными водами одного энергоблока после выхода в равновесие за цикл работы на мощности составляет 20 ТБк.

Объемная активность ^{14}C в теплоносителе и системах поддержания достигает равновесия после первого цикла работы реактора. В теплоносителе контура активность ^{14}C составляет $5,5 \times 10^4$ Бк/дм³. В продувочной воде на выходе из деаэратора продувки $4,7 \times 10^4$ Бк/дм³. Суммарный выброс ^{14}C за цикл работы на мощности с одного энергоблока составляет 440 ГБк. Сброс ^{14}C с дебалансными водами возможен за счет образования труднорастворимых форм карбонатов в системе КРФ и составляет менее 0,1 % от общего количества образовавшегося ^{14}C .

Дополнительно с целью верификации проведено сравнение расчетных результатов по объёмной активности трития в технологических средах систем поддержания ВВЭР-1000 и данных контроля трития на Балаковской АЭС.

Результаты расчетов по программе будут использованы для обоснования радиационной безопасности новых проектов и при повышении мощности действующих АЭС с ВВЭР.

Особенности применения нано- и микроволокнистых материалов для анализа радиоактивных аэрозолей

Капустин И.А., Филатов Ю.Н., Филатов И.Ю.

ОАО «Научно-исследовательский физико-химический институт им. Л.Я. Карпова»

Впервые микроволокнистые фильтрующие материалы ФП были применены для анализа концентрации альфа-активных аэрозолей при проведении испытаний ядерного оружия в 1949 году. С развитием атомной промышленности возникает необходимость контроля радиоактивных аэрозолей, относящихся к классу особо опасных веществ и образующихся при функционировании всех ядерных объектов. Требуется осуществлять измерения качественного и количественного состава радиоактивных аэрозолей на всех стадиях производства, в том числе в рабочих помещениях, вентиляционных системах, а также проводить мониторинг атмосферных аэрозолей вокруг предприятий.

В настоящее время существуют десятки аналитических фильтрующих материалов, применяемых для отбора проб радиоактивных аэрозолей. Они отличаются друг от друга структурой материала, полимерным составом, способом получения, эксплуатационными характеристиками и, как следствие, предназначены для различных целей и задач. Условно аналитические нано- и микроволокнистые материалы можно разделить по их назначению: анализ бета-радиоактивных частиц, анализ альфа-радиоактивных частиц, оценка эффективности фильтрующих систем вентиляции, мониторинг атмосферных аэрозолей на наличие радиоактивных частиц. Для выполнения нижеперечисленных задач требования, предъявляемые к волокнистым материалам, принципиально разные.

Фильтрующие материалы, на которые происходит отбор проб аэрозолей для анализа бета-радиоактивных частиц, были разработаны в 50-х годах прошлого столетия. Преимущественно, это материалы со средним диаметром волокон 1,5 мкм, предназначенные для объемной фильтрации с эффективностью порядка 90 % при высоких скоростях отбора проб. Для анализа альфа-радиоактивных аэрозольных частиц необходимо проводить поверхностную фильтрацию. Для этого разработаны современные нановолокнистые материалы со средним диаметром волокон 80-150 нм и эффективностью фильтрации порядка 99 % при высоких скоростях отбора проб. Особенность таких материалов в том, что весь аэрозольный осадок остается в поверхностном слое толщиной не более 3 мкм, что дает качественный результат при проведении спектрометрического анализа.

Аналитические нано- и микроволокнистые материалы применяются и для оценки эффективности фильтрующих систем вентиляции.

Основным требованием к данным материалам является эффективность фильтрации аэрозолей 99,95 % по наиболее проникающим частицам. Структура такого материала состоит из композиции нано- и электростатически заряженных микроволокон, находящихся в определенной последовательности.

Материалы, используемые для целей низкоуровневого радионуклидного мониторинга атмосферы и оценки характеристик источников радиоактивных аэрозолей, должны отвечать ряду требований, к которым, в первую очередь, относятся: низкая температура озонения полимера в виде ультратонкого волокна и минимальный коксовый остаток; высокая эффективность отбора аэрозольных частиц в широком диапазоне их размеров; высокая пылеемкость; малое сопротивление потоку воздуха.

Таким образом, невозможно обойтись одним универсальным волокнистым фильтрующим материалом для анализа радиоактивных аэрозолей. Особенности применения накладывают различные требования к структуре аналитических фильтрующих материалов и, как следствие, к технологии производства.

Разработка аппаратно-методического комплекса для контроля ингаляционного поступления радиоактивных аэрозолей

Цовьянов А.Г., Карев А.Е.

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

В докладе представлен аппаратно-методический комплекс, предназначенный для контроля ингаляционного поступления радиоактивных аэрозолей, физико-химических характеристик и оценки доз внутреннего облучения персонала. Комплекс представляет собой двухуровневую систему. На первом уровне находятся пробоотборные системы, состоящие из побудителей расхода и устройств, селективных к дисперсности радиоактивных аэрозолей.

В результате ряда научно-исследовательских работ в лаборатории радиационного гигиенических исследований ФМБЦ им. А.И. Бурназяна была разработана линейка импакторов, включающая в себя как стационарные и переносные устройства для радиационного контроля воздушной среды производственных помещений и источников аэрозольного загрязнения, так и индивидуальные импакторы, которые используются в комплекте с персональными побудителями расхода для отбора аэрозольных частиц из зоны дыхания персонала.

Линейку стационарных импакторов возглавляет модель АИП-2. Импактор защищен патентом РФ, внесен в Государственный реестр

средств измерений и входит в состав вторичного эталона искусственных радиоактивных аэрозолей ВЭТ-39 на отраслевой метрологической базе ОАО «СНИИП» ГК Росатом.

Модель ИРАМ-3-6К, повторяющая конструктивные особенности импактора АИП-2, была дополнена пакетом фильтров АФА-ЗДА, что позволило расширить размерный диапазон отбираемых аэрозольных частиц до 0,4 мкм.

Для оперативной оценки распределения ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения по органам и тканям респираторного тракта был разработан импактор-фантом. Данное устройство моделирует фракционное осаждение аэрозольных частиц в каждом из отделов дыхательного тракта человека в соответствии с дозиметрической моделью дыхательной системы Публикации 66 МКРЗ.

Линейка индивидуальных импакторов включает в себя собственные запатентованные разработки лаборатории: ИРАМ-4И, ИРАМ-2-4И, так и зарубежные модели: SKC Sioutas, Impact sampler. Данные импакторы используются в комплекте с индивидуальными побудителями расхода Leland Pump, Buck LP-20, УХ-100П (ОАО «СНИИП» ГК Росатом).

На втором уровне находится комплекс метрологического и аналитического обеспечения, включающий в себя оборудование и аттестованные методики для проведения лабораторного анализа отобранных проб аэрозолей (радиометрия, спектрометрия, определение типа химического соединения при ингаляции), оборудование для поверки и калибровки средств измерений [цифровые расходомеры, Вторичный эталон радиоактивных аэрозолей, специальные аэрозольные источники (САИ)], а также специальное программное обеспечение для автоматизации обработки полученных экспериментальных данных (AMAD Calculator 1.0, Star-CCM+).

Результаты работ, представленные в докладе, демонстрируют комплексный подход к решению одной из наиболее сложных задач дозиметрии внутреннего облучения при ингаляционном поступлении радиоактивных аэрозолей в человеческий организм.

Модернизация сети радиационного мониторинга Росгидромета в рамках ЕГАСКРО

*Каткова М.Н., Козлова Е.Г.
ФГБУ НПО «Тайфун»*

С 2008 года в Российской Федерации реализуется федеральная целевая программа «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» (ФЦП «ОЯРБ»). В рамках ФЦП «ОЯРБ» на территории РФ создается Единая государственная

автоматизированная система контроля радиационной обстановки (ЕГАСКРО). СРМ Росгидромета является основной Базовой Территориальной Подсистемой Радиационного Мониторинга в составе ЕГАСКРО (БТПРМ) и должна обеспечивать мониторинг РО на территории страны.

Для достижения целей ЕГАСКРО необходимо решение ряда задач, одна из них — модернизация уже существующих радиометрических лабораторий Росгидромета (как основных структурных элементов БТПРМ) и создание новых в районах расположения крупных РОО.

Для решения поставленных задач на 1-м этапе (2009 г.) были разработаны проектные решения Программы модернизации, включающие: состав модернизируемых лабораторий; требования к перечню измерений для контроля радиационной обстановки в интересах ЕГАСКРО; перечень состава типового оборудования для радиометрических лабораторий в составе БТПРМ (разработаны: Типовой таблицей приборов и оборудования для оснащения радиометрических групп (РМГ), радиометрических лабораторий (РМЛ), региональных радиометрических лабораторий (РРМЛ)); перечень оборудования для модернизации каждой лаборатории на основе анализа имеющейся оснащенности лабораторий и требования к приобретаемому оборудованию.

Всего в системе Росгидромета работает 40 радиометрических лабораторий.

Предполагается полностью модернизировать (частично оборудование приобретено в 2009—2013 гг.) 25 радиометрических лабораторий: в 19 УГМС (в четырех УГМС по 2 лаборатории), Калининградском ЦГМС и НПО «Тайфун», а также организовать 3 новые лаборатории: в Башкирском и Дальневосточном УГМС, где до настоящего времени производится только отбор проб с пересылкой их в соответствующие региональные лаборатории (Уральского и Приморского УГМС); и в Приволжском УГМС (в районе Балаковской АЭС).

В настоящее время уже завершён первый этап модернизации радиометрических лабораторий Росгидромета (2009—2011 гг.) и реализуется второй этап (2012—2015 гг.).

По состоянию (на начало 2014 г.) новое оборудование получили 19 радиометрических лабораторий из 16 УГМС и лаборатория ИПМ НПО «Тайфун»;

- создана одна новая лаборатория (РГ ЛМЗА Балаково в районе Балаковской АЭС);
- поставлено 7 воздухо-фильтрующих установок (ВФУ) нового поколения, как новых (Балаково, Казань, Томск) так и на замену старых, эксплуатировавшихся более 40 лет, в 100-км зонах РОО;
- приобретены 2 автомобильные лаборатории радиационной разведки.

Всё оборудование, поставляемое в рамках ФЦП «ОЯРБ» в 2009–2013 гг., введено в эксплуатацию (АЛРР, ВФУ, гамма-спектрометры).

В 2011–2013 гг. сотрудниками НПО «Тайфун» проведены инспекции части модернизированных лабораторий в Верхневолжском, Приморском, Сахалинском, Камчатском, Среднесибирском УГМС.

Планируется продолжить модернизацию радиометрических лабораторий в составе БТПРМ в 2016–2020 гг. в рамках новой ФЦП «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2016–2020 гг. и на период до 2025 г.».

Возможности использования современного регионального прогноза погоды системы COSMO-Ru для обеспечения оперативных расчетов рассеяния примеси в атмосфере

*Косых В.С., Клепикова Н.В., Денькин В.А., Стогова И.В., Фреймундт Г.Н., Хачатурова Л.М., Крылова А.В.
ФГБУ «НПО «Тайфун»*

При прогнозировании переноса и рассеяния примеси в атмосфере существенным является обеспечение расчетов метеорологической информацией. Для этого обычно используются численные прогнозы погоды, готовящиеся национальными центрами погоды.

В настоящее время Гидрометцентр России (ГМЦ РФ) оперативно выдает данные глобального прогноза с довольно грубым пространственно-временным разрешением (по горизонтали ~140 км, по вертикали от ~750 м и больше, по времени — 6 ч). Улучшение пространственно-временного разрешения прогностических метеоданных оказывает заметное влияние на повышение точности расчетов рассеяния примеси.

Для осуществления более детального моделирования метеоэлементов ГМЦ РФ вступил в Европейский консорциум по региональному моделированию прогноза погоды COSMO. Комплекс COSMO-Ru обеспечивает пространственное разрешение по горизонтали ~7 км, по вертикали от ~20 м у земли и до 400 м на уровне 3,5 км, по времени — 3 ч на ЕТР и Западной Сибири. Опытная эксплуатация комплекса COSMO-Ru проводится в ГМЦ РФ.

ФИАЦ Росгидромета провел работу по обеспечению системы быстрого реагирования на аварийные ситуации RECASS NT улучшенной прогностической метеоинформацией, получаемой системой COSMO-Ru. Для этого выполнено:

- разработка процедур выборки из системы COSMO-Ru, кодирования и передачи из ГМЦ РФ в ФИАЦ Росгидромета параметров метеопрогноза COSMO-Ru;

- разработка новых алгоритмов расчетов параметров пограничного слоя атмосферы и модернизация на их основе блока «Метео-процессор» системы RECASS NT;
- сравнение расчетов полей загрязнения при тестовых выбросах загрязняющих веществ в атмосферу с использованием прогностических данных системы COSMO-Ru и глобального прогноза ГМЦ РФ.

Расчеты с использованием прогностических данных системы COSMO-Ru показали более точный учет местных особенностей (влияние водных поверхностей, орографии и временных изменений синоптической обстановки), чем по глобальной модели.

Блок «Метеопроцессор», использующий прогностические метеоданные комплекса COSMO-Ru находится в режиме опытной эксплуатации в системе RECASS NT.

Проблемы и оборудование контроля трития и углерода-14

Крючкова Л.М.

ООО НПП «РАДИКО»

Тритий (H-3) по ряду причин занимает особое место в вопросах обеспечения радиационной безопасности АЭС. Образовавшийся на АЭС тритий, в отличие от других радионуклидов, поступает в окружающую среду, минуя очистные барьеры, с жидкими стоками в виде тритиевой воды и с газовыми выбросами.

Кроме того, на наших АЭС до сих пор не выработан окончательный регламент контроля С-14, а по данным НКДАР ООН С-14 даёт половину всей региональной дозы на критическую группу населения от радиоактивных выбросов АЭС. В ядерных реакторах С-14 образуется главным образом при взаимодействии тепловых нейтронов с материалами теплоносителя, замедлителя, топлива, технологических сред и примесей.

Контроль содержания трития в водных средах осуществляется достаточно легко (за счёт того, что спектр трития расположен в области низких энергий от 0 до 18,6 кэВ и отстоит в стороне от спектров других бета-излучателей) прямым измерением водных проб с помощью лабораторных жидкосцинтилляционных спектрометров.

Проблема же контроля объёмной активности трития в воздухе на наших АЭС только начинает решаться методом переносных пробоотборников и лабораторного анализа.

Если контроль содержания трития и углерода-14 в выбросах АЭС — безусловно необходим, то для определения регламента контроля этих радионуклидов в помещениях постоянного и периодического пребывания персонала, в дополнение к теоретическим

обоснованиям, необходим набор статистических данных для определения уровней активности и их колебаний, в зависимости от технологических процессов.

Также, должна быть определена необходимость непрерывного автоматического контроля объёмной активности трития в воздухе в режиме реального времени с индикацией измеряемых величин и сигнализацией о превышении уровней.

В докладе осуществлен обзор современных мировых методов контроля трития и отражены подходы к контролю углерода-14. Представлена линейка оборудования фирмы Overhoff (США), которой нет аналогов, с точки зрения возможности организации непрерывного автоматизированного контроля объёмной активности трития в воздухе. В докладе также отражены отдельные модели оборудования Premium Analyse (Франция), в которых реализованы похожие методы выделения и измерения трития.

Экологический мониторинг естественных водоемов, используемых для технического водоснабжения АЭС, до ввода ее в эксплуатацию

Лунева Е.В.

Филиал ОАО «Концерн Росэнергоатом»

«Дирекция строящейся Балтийской атомной станции»

Одним из важнейших видов деятельности организуемых на АЭС для обеспечения экологической безопасности и защиты окружающей среды является комплексный экологический мониторинг. Каждая АЭС, руководствуясь нормативными документами, разрабатывает свою индивидуальную систему экологического мониторинга, с учетом ее расположения, местных климатических, гидрогеологических и других условий. Необходимость разработки такой системы особенно важна для строящейся Балтийской АЭС, учитывая ее приграничное расположение.

В качестве источника технического водоснабжения проектом предусмотрена река Неман — водоем высшей рыбохозяйственной территории, поэтому цель данной работы — создание системы экологического мониторинга естественного водоема (реки Неман) и проведение наблюдений до ввода в эксплуатацию АЭС.

Предлагается использовать программу экологического мониторинга реки Неман, включающую следующие направления.

1. Уточнение природно-климатических характеристик (топографические, гидрогеологические, геологические, гидрологические, аэрометеорологические).

2. Определение антропогенной нагрузки на водоем на водосборе (населенные пункты, объекты производства, с/х угодья, рекреационная нагрузка).

3. Выявление факторов, обусловленных глобальными явлениями (радиоактивные и токсические выпадения, парниковый эффект);

4. Гидробиологический мониторинг (фитопланктон, зоопланктон, зообентос, перифитон, фитоценозы);

5. Ихтиологический мониторинг (определение видового состава, миграции проходных и полупроходных видов, нерестовые миграции, репродуктивные характеристики; скат молоди рыб, исследования пространственно-временной динамики ихтиоценоза);

6. Гидрохимические и бактериологические исследования (вода и донные отложения);

7. сапробиологический анализ и определение эвтрофикации водоема.

Учитывая, что основным фактором воздействия АЭС на естественный водоем является сброс в него подогретых вод, в программу следует включить прогноз теплового влияния сбросных вод АЭС на водоем, например, методом гидродинамического моделирования.

Изучение фоновых параметров р. Неман до ввода в эксплуатацию Балтийской АЭС позволит:

- уточнить ее естественные характеристики и своевременно применить инженерно-технические решения и/или компенсирующие мероприятия, способные минимизировать негативное воздействие на водные биоресурсы;
- определить виды-индикаторы для наблюдений в период эксплуатации.

Актуальные вопросы прогнозирования и оценки радиационного воздействия АЭС на водные объекты

Чионов В.Г., Казаков С.В., Носов А.В., Кочерьян В.М.

ОАО «Атомэнергoproект»

Основной задачей экологического сопровождения инвестиционных проектов АЭС является обоснование экологической безопасности проектируемых или модернизируемых станций. Согласно Федеральному закону «Об охране окружающей среды» для того, чтобы спроектировать, разместить, построить и эксплуатировать АЭС необходимо на всех стадиях ее «жизненного» цикла подтверждать экологическую и радиационную безопасность. В докладе рассматриваются нерешенные вопросы в области нормативной базы и математического моделирования радиоактивных веществ в водных объектах, решение которых

позволит более эффективно обосновывать экологическую безопасность проектируемых АЭС.

С выходом Постановления Правительства Российской Федерации №1069, касающегося критериев отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, необходима корректировка существующей нормативной базы, которая к настоящему времени отстает от современных требований. При проектировании технически сложных объектов и предприятий, к которым относятся АЭС, проектировщикам необходимо пользоваться утвержденной нормативной документацией. По этой причине необходимо ускорить корректировку ведомственных нормативных документов на основе Постановления №1069.

Для расчетов допустимых сбросов радиоактивных веществ (ДС) в водные объекты действующая методика МУК 2.6.1.29-2000 устарела, а проект новой методики не введен в действие. Кроме этого оба методических документа требуют также изменений с учетом Постановления Правительства Российской Федерации №1069.

Обоснование радиоэкологической безопасности АЭС в части охраны поверхностных вод суши и морских вод основывается на оценках сравнения фактической и прогнозируемой радиоэкологической ситуации, как при нормальной эксплуатации, так и в случае возникновения проектных и запроектных аварий. В проектную документацию в ряде случаев, когда проектируемая или модернизируемая АЭС расположена достаточно близко от границ сопредельных иностранных государств должен включаться раздел, в котором проводится оценка возможного трансграничного переноса радиоактивных веществ при нормальной эксплуатации и в аварийных ситуациях. В отличие от водоемов, для которых существует методика Росгидромета «Методика прогнозирования состояния загрязнения водоемов при нарушении нормальной эксплуатации АЭС», для рек и морей подобные методики отсутствуют. Отсутствие необходимой методической базы заставляет проектировщиков прибегать к упрощенным и излишне консервативным методам расчетов, которые не всегда в необходимой степени аргументировано доказывают радиоэкологическую безопасность проектируемой АЭС.

В ряде стран, использующих и планирующих использование атомной энергии уже к настоящему времени введены на уровне национальных нормативов регламенты радиационного воздействия на отдельные группы живых организмов. В России экологических нормативов пока нет. Также нет в профессиональной среде ученых и специалистов консолидированной позиции по вопросам построения таких нормативов. В будущем отсутствие экологических нормативов

воздействия ионизирующего излучения на объекты живой природы может негативно сказаться на продвижение российских ядерных энерготехнологий на зарубежные рынки.

Скорейшее решение рассмотренных в докладе вопросов позволит повысить качество экологического сопровождения проектов строительства отечественных и зарубежных АЭС.

Проблемные вопросы и перспективы развития АСКРО в районах размещения АЭС

*Иванов Е.А., Косов А.Д., Орехов А.А.
ОАО «ВНИИАЭС»*

В соответствии 6.3 СП АС-03 проектом АЭС должна быть предусмотрена автоматизированная система контроля радиационной обстановки вне промплощадки АЭС. Аналогичное требование изложено в п. 5.4.4 (ОПБ-88/97): проектом АЭС необходимо предусмотреть непрерывные измерения в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения мощности доз ионизирующего излучения, скорости ветра и других метеорологических параметров, а также периодические измерения плотности радиоактивных выпадений для оценки и прогнозирования радиационной обстановки в окружающей среде при нормальной эксплуатации АЭС и в случае нарушения нормальной эксплуатации, включая проектные и запроектные аварии. Информация АСКРО АЭС должна передаваться в единую государственную автоматизированную систему контроля радиационной обстановки (п. 6.6.5 СП АС-03).

Для реализации этих требований в районе размещения каждой АЭС ОАО «Концерн Росэнергоатом» функционирует АСКРО. Основной задачей АСКРО является осуществление непрерывного контроля радиационной обстановки, с целью раннего обнаружения изменений радиационной обстановки в районе расположения АЭС для оказания информационной поддержки структурам, принимающим решения о мерах защиты населения.

Опыт использования существующих систем АСКРО АЭС ОАО «Концерн Росэнергоатом», а также опыт создания и функционирования АСКРО на зарубежных АЭС в том числе и работа автоматизированной системы радиационного контроля после аварии на АЭС Фукусима-Даичи (11.03.2011), позволили выявить ряд проблемных вопросов, а также направлений дальнейшего развития АСКРО в т.ч.:

- обоснование конфигурации АСКРО в районах размещения АЭС;
- техническое оснащение;
- программное и методическое обеспечение;
- информационное обеспечение.

Силы быстрого ядерного реагирования ЭдФ: статус на май 2014 г.

Бертран Дирлик

Электрисите де Франс, Франция

Непосредственно после фукусимских событий ЭдФ приняла решение об укреплении своей кризисной организационной структуры путем введения Сил быстрого ядерного реагирования (FARN), способных в короткий срок оказать помощь станции, испытывающей серьезные проблемы, поддерживая ее персоналом и оборудованием.

В докладе будут представлены следующие аспекты:

- Обстоятельства создания и замысел FARN,
- Требования регулирующего органа
- Организация FARN. Кадровые ресурсы
- Вмешательство, осуществляемое FARN. Оборудование и логистические средства.

Изменение микроклимата в районе водоема-охладителя АЭС

Турундаев А. Э.

ИАТЭ НИЯУ МИФИ, г. Обнинск

В настоящей работе представлены результаты водоема-хранилища АЭС с окружающей средой и вызванные этим изменения климатических показателей в районе АЭС.

Основными показателями эффективности работы водоема-охладителя АЭС в данной работе являлись: тепловые потоки в окружающую среду за счет испарения, конвективного и лучистого теплообмена, а климатические показатели определяли: температура воздуха, давление насыщенных паров, скорость ветра над водоемом-охладителем.

Климат — главным фактором, который ограничивает не только биологические процессы, но и технологические процессы на конкретной территории. Несмотря на то, что при проектировании инженерных объектов главенствующую роль играет общий тип климата, всё же приходится принимать во внимание и микроклимат. Выполнение этого условия или, наоборот, пренебрежение им во многом определяет эффективность работы энергетического объекта.

Для рассеивания тепла, поступающего от АЭС, применяются прямоточные или оборотные системы водоснабжения. Для АЭС мощностью 1 ГВт (эл) требуется более 50 м³/с воды на охлаждение конденсаторов. Тепловое воздействие на окружающую среду водоема-охладителя АЭС можно хорошо проследить на примере водоема-охладитель Смоленской АЭС. Общий сброс подогретых вод с 3 блоков САЭС

достигает $150 \text{ м}^3/\text{с}$; количество тепла, поступающего от АЭС, заметно меняет термический режим. В зимние месяцы температура воды на водозаборе не снижается ниже $8 \text{ }^\circ\text{C}$, а в летние месяцы в отдельные годы температура сбросных вод может достигать $28\text{--}35 \text{ }^\circ\text{C}$. Система «водозабор-водосброс» представляет многократный замкнутый цикл воды, при котором 80% сбросных вод вовлекаются вновь в заборные системы АЭС. При этом в водоеме-охладителе образуется тепловое пятно с зонами различного подогрева.

Показатели эффективности работы водоема-охладителя определялись путем моделирования процессов теплообмена с окружающей средой. Рассматривались три составляющих теплоассопереноса - испарение, конвективный и лучистый теплообмен. Оценка влияния микроклимата на работу водоема-охладителя Смоленской АЭС проводилась по разности сбрасываемого тепла, полученного по данным метеопоста АЭС и метеопоста поселка Екимовичи, расположенного на расстоянии 7 км от водоема-охладителя. Полученные результаты показали, что сезонные показатели сброса тепла могут снижаться до 20% , что существенно сказывается на энергетических показателях станции. Результаты сравнительного анализа значений метеорологических параметров за непродолжительный совместный период наблюдений по м/п Екимовичи и Смоленская АЭС, подтверждают локальное изменение климата в зоне воздействия водохранилища-охладителя.

Секция 2

**ЭКОНОМИКА
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

Участие ОАО «Концерн Росэнергоатом» в перспективных моделях оптового рынка электроэнергии и мощности

Хвалько А.А.

ОАО «Концерн Росэнергоатом»

Действующая модель оптового рынка электроэнергии и мощности (далее — ОРЭМ) в части купли-продажи электроэнергии функционирует уже с 2006 года, а в части купли-продажи мощности — с 2011 года без значительных изменений. В части купли-продажи электроэнергии модель позволила сформировать адекватные ценовые сигналы для поставщиков и потребителей. В то же время действующий рынок мощности такими свойствами не обладает, гарантируя возврат инвестиций в строительство генерирующих мощностей не за счет рыночных механизмов, а за счет договоров предоставления мощности, цена в которых определяется государственными регулирующими органами.

Кроме того, в последние годы происходит пересмотр прогноза темпов роста потребления электроэнергии в РФ, а реализация механизма договоров предоставления мощности устранила среднесрочную угрозу дефицита электрогенерации.

В сложившихся условиях происходит активное обсуждение путей реформирования рынка мощности, необходимого для привлечения долгосрочных инвестиций в электроэнергетическую отрасль и поступательного развития генерации. В настоящий момент рыночным сообществом обсуждается три варианта реформирования рынка мощности.

В докладе будут представлены различные варианты изменений действующей модели рынка мощности и экспертная оценка возможных их последствий как для ОРЭМ в целом, так и с точки зрения работы АЭС на рынке и продолжения программы развития атомной отрасли.

Оценочные обязательства по РАО и ОЯТ

Шалимов А.В., Лымарь В.В.

ОАО «Концерн Росэнергоатом»

Основания для признания обязательств

Экономическая природа и основные проблемы при выполнении работ по оценке величины обязательств.

Отраслевые нормативные документы

Принципы формирования нормативной базы и ее особенности на разных уровнях управления жизненным циклом обязательств.

Этапы обращения с РАО и ОЯТ

Принципы экономической классификации этапов и особенности формирования величин обязательств в зависимости от этапа.

Отраслевые резервы и оценочные обязательства

Различия, особенности, принципы формирования и использования.

Экономические принципы признания величины обязательств

Изменение величины по различным основаниям, корректировка, принцип отнесения в состав расходов/доходов.

Центры ответственности по этапам жизненного цикла обязательств

Технологический учет физических величин, расчетные модели, отражение в учете и влияние на финансово-экономические показатели деятельности организации.

Критерии эффективности инвестиций в ядерную энергетику

*Харитонов В.В., Курельчук У.Н.
НИЯУ МИФИ*

*Молоканов Н.А.
ОАО «НИКИЭТ»*

Предпринята попытка сформулировать и оценить условия, при которых ядерная энергетика может стать «рентабельным саморазвивающимся бизнесом». То есть, определить условия устойчивого роста установленной мощности АЭС (числа действующих реакторов) в целях обеспечения народного хозяйства заданным темпом производства электроэнергии без привлечения иных финансовых ресурсов, кроме доходов от деятельности самой ядерной отрасли. Иначе говоря, развитие за счет собственной прибыли отрасли.

Работа состоит из двух частей. В первой части рассмотрены условия прибыльности инвестиционных проектов в отрасли. Для этого использованы четыре критерия, учитывающие денежные потоки на всем жизненном цикле АЭС [1, 2]. В работе получены аналитические выражения широко применяемых критериев UNIDO эффективности инвестиционных проектов на примере энергетики (NPV, IRR и период окупаемости), включая эффективность горных проектов, а также критерия МАГАТЭ — приведенной себестоимости электроэнергии, определяемой как тариф безубыточности проекта. Полученные здесь аналитические выражения для критериев эффективности инвестиций в энергетические проекты позволяют решать не только «прямую задачу» (расчет критериев по прогнозируемым доходам и расходам), но и «обратную задачу» — определять ограничения на доходы и расходы, капитальные и эксплуатационные затраты, сроки строительства и эксплуатации объекта при желаемых величинах критериев эффективности.

Во второй части использовано так называемое «релаксационное приближение» динамики развития ядерной энергетики для оценки возможных темпов ее развития за счет собственной прибыли и для выявления ограничений на капитальные и эксплуатационные затраты и выручку в условиях саморазвития отрасли. Условие саморазвития ядерной энергетики выполняется, когда отношение ежегодной прибыли к капитальным затратам на новый блок АЭС превышает заданный (директивный, предпочтительный) темп развития (относительный ежегодный прирост), связанный с периодом удвоения числа действующих реакторов. Чем выше необходим темп развития энергетики, тем больше должно быть отношение ежегодной прибыли, направляемой на развитие (включая НИОКР) отрасли, к капитальным затратам на строительство новых блоков АЭС.

Методика оценки стоимости сооружения АЭС за рубежом на предпроектной стадии

Виханский Н.И.

Госкорпорация «Росатом»

В настоящий момент в портфеле зарубежных заказов более 20 энергоблоков АЭС ВВЭР и еще больше находятся в стадии проработки. Часть из этих проектов будет реализовываться или уже реализуется по схеме «строй, владей, эксплуатируй» (ВОО). Все более актуальным становится вопрос систематизации деятельности по планированию и оценке стоимости сооружения АЭС, все чаще требуется в максимально сжатые сроки принимать инвестиционные решения, по проектам с высокой степенью риска, к которым относятся в первую очередь проекты сооружения АЭС за рубежом.

Методика оценки стоимости сооружения АЭС за рубежом на предпроектной стадии призвана систематизировать подходы к оценке и оптимизировать процесс принятия инвестиционных решений. Методика должна применяться для оценки проектов АЭС, в которых Корпорация или её ДЗО являются инвесторами, на стадии прединвестиционной и предпроектной, когда основные затраты по проекту еще не произведены и основное решение не принято, а также может применяться на стадии реализации проектов строительства для актуализации и оптимизации оценки стоимости и путей сокращения сроков строительства АЭС. Полученные прединвестиционные оценки также могут использоваться с целью мониторинга конкурентоспособности проектов АЭС российского дизайна.

При оценке стоимости предлагается использовать следующие подходы к оценке стоимости проекта (стоимостного инжиниринга) с учетом соответствующих сроков проведения оценки:

№	Наименование подхода	Характеристика подхода	Срок проведения оценки
1	Экспресс оценка	На основе анализа и экстраполяции удельных показателей ранее реализованных проектов.	Максимально сжатый (до 1 дня)
2	Титульная декомпозиция	На основе анализа стоимости отдельных объектов внутри титула	
3	Декомпозиция элементов	На основе анализа стоимости отдельных элементов объектов внутри титула	
4	Декомпозиция ресурсов	На основе анализа стоимости ресурсов по проекту/ОСР	
5	Декомпозиция смежных ресурсов	На основе анализа стоимости ресурсов ЛСР	Максимально развернутый (до полугода)

Пример использования метода «экономического креста» в расчетах по инновационному ядерному топливу для атомной энергетики

*Путилов А.В., Тимохин Д.В., Разоренов М.Ю., Галкин Д.В.
НИЯУ МИФИ*

В докладе предложена методика определения экономически эффективного распределения добавленной стоимости, получаемой в результате внедрения инновационной технологии, между участниками производства атомной энергии в рамках модели «экономического креста». Предложен порядок использования методов расчета и дисконтирования денежных потоков сторонами на примере экономических взаимоотношений поставщиков и потребителей ядерного топлива по проблеме закупок инновационных типов ядерного топлива. Под дисконтированием денежных потоков понимается корректировка цены денег в любой момент времени путем деления суммы денежного потока на соответствующий ему коэффициент дисконтирования. Определены параметры дисконтирования финансовых показателей при одновременности затрат на инвестиции в различные стадии жизненного цикла ядерных энергоресурсов. Предложены формулы для расчета эффективности инвестирования в развитие ядерного топливного цикла. Под экономической эффективностью инвестиций

понимается отношение дисконтированного конечного результата к дисконтированным затратам. Для определения общей эффективности суммируются все денежные потоки как по горизонтали, так и по вертикали экономического креста с поправкой на коэффициент дисконтирования. При этом актуальная для каждого конкретного этапа развития рынка технология определяется исходя из последующего экономического эффекта от использования этой технологии и приведенной цены сырья и материалов. Проведены оценки эффективности использования инновационных типов ядерного топлива при поставке на традиционные ядерные энергетические установки с учетом возможных выгод при их эксплуатации. Описан подход к оценкам инновационных нововведений при пересечении жизненных циклов ядерных энергоресурсов и ядерных энергоблоков. Для этого положительный экономический эффект, полученный всеми участниками, уменьшается на дисконтированную величину затрат всех участников инвестиционного процесса. При этом доля каждого из участников определяется как произведение экономического эффекта на долю этого участника в совокупных дисконтированных затратах. При экономических оценках дисконтирования возможно использовать ставку, рекомендуемую Центральным Банком Российской Федерации. Подобные показатели наиболее сложно поддаются прогнозам, однако эту проблему можно решить посредством использования в методике элементов хеджирования. В целях снижения волатильности цен на ядерное сырье и оборудование, которые необходимо приобретать и затем утилизировать на всем сроке эксплуатации объекта предлагается оперировать не с конкретными ценами на энергию, привязанными к настоящему времени и дисконтированными во времени, а с фьючерсными ценами активов, динамика цен которых сильно коррелирована с интересующими инвестора. При этом во избежание возможных потерь от резких колебаний цен инвестору предлагается хеджировать инвестиции вложениями в товары, динамика цен на которые обратно коррелирована с интересующими инвестора показателями.

Одной из важнейших проблем развития системы экономических взаимоотношений как внутри Госкорпорации «Росатом», так и на примере оценки деятельности зарубежных ядерных компаний является проблема объективной оценки стоимости топлива, особенно если новый вид (тип, конструкция и пр.) дает экономические преимущества производителю электроэнергии на АЭС. В соответствии со сложившейся практикой, при определении цены тепловыделяющей сборки (ТВС) для ВВЭР используется метод «определения цены по доходам», то есть исходя из потенциальной ценности для контрагента продаваемого товара в виде ядерных энергоресурсов. В то же время,

в соответствии с концепцией «экономического креста» конкретным «продавцом» ядерного топлива в полной производственной цепочке может считаться не только реальный его производитель (особенно на мировом рынке), но и промежуточный покупатель топлива (тоже претендующий на часть добавленной стоимости после его переработки), а «покупателем» — конечный потребитель продукции (электроэнергии). Исходя из такого подхода, встает два экономических вопроса:

- Какую долю в конечной стоимости продукции (электроэнергии) занимает ядерное топливо и возможно ли изменение этой доли после отказа от традиционного вида топлива в пользу инновационного типа ядерных энергоресурсов.
- Как распределить конечную добавленную стоимость нового типа ТВС между производителем и потребителем ядерного топлива с учетом разновременности затрат на оплату ядерных энергоресурсов и получения выгоды за счет производства дополнительной электроэнергии.

Изначально эти пропорции были определены исходя из практики хозяйствования субъектов экономических отношений ещё в советское время, а некоторые их элементы были определены дополнительно в 90-е годы прошлого века. Однако, некоторое один раз установленное компромиссное соотношение не имело под собой сколь угодно проработанной методологии подсчета. Прямым следствием этого является невозможность определить, исходя из сложившейся практики, экономически оправданную цену на более эффективные инновационные виды ядерного топлива, что увеличивает риски как для их потенциальных разработчиков, так и для производителей и в целом препятствует инновационному развитию атомной промышленности и конкурентного потенциала национальной экономики в целом. Поставленная проблема может быть решена путем создания модели «транспарентного» и экономически оправданного разделения добавленной стоимости, получаемой от реализации инновационного процесса внедрения перспективных типов ядерного топлива.

Предложенный подход к формированию модели конфликта интересов и его разрешения может быть использован для предварительных оценок, однако ставит и ряд дополнительных вопросов, которые могут быть в дальнейшем решены. В частности, при использовании атомных энергоблоков в целях развития природных комплексов часть природной ренты может быть направлена на снижение стоимости вырабатываемой энергии для их освоения.

Задачи обеспечения качества человеческого капитала в направлениях деятельности атомной энергетики: безопасность, эффективность и экономика

*Абрамова В.Н.
НИЯУ МИФИ*

Задачи по формированию человеческого капитала в деятельности атомной энергетики решаются в концепции культуры безопасности и организационной культуры производства. Имеются все основания утверждать, что в социотехнической системе обеспечения эффективности отрасли, в выборе оптимального пути развития ее экономики, имеет наиболее значимый вес Человеческий фактор.

Человеческий фактор определяется характеристиками человеческого капитала организации, представляющего собой самое ценное в отрасли. Исследования и многолетний опыт отраслевой психологической службы в атомной энергетике подтверждают: надежность, ответственность, интеллектуальный потенциал, компетенции, мотивация, система ценностей и удовлетворенность трудом определяют успешность персонала и руководителей, а значит, и безопасность производства, его эффективность и экономическую целесообразность. Важно управление безопасностью в реальных условиях функционирования предприятий и организаций, включая социальную, социально-экономическую и социально-политическую безопасность.

В условиях изменчивого мира обеспечение качества человеческого капитала в значительной степени зависит от динамики внешних условий, от системы оценки реальной ситуации и точного прогноза предстоящих изменений социально-экономических, военно-политических и иных внешних условий, угроз и вызовов, производственных рисков. При этом работа по формированию резерва в человеческих ресурсах для обеспечения развития атомной энергетики не менее важна, чем прорывы в технических решениях проблемы. Зачастую задачи технического, технико-технологического уровня и уровня кадрового обеспечения, социальной политики решаются разными людьми и организациями без должной координации.

Системный подход в работах по научно-методическому и организационно-практическому обеспечению безопасности и эффективности производства в отрасли предполагает плановую, на 5–20 лет вперед, непрерывную и интенсивную работу по формированию человеческих ресурсов, а не от случая к случаю, «от гранта к гранту». Это работа по управлению человеческими ресурсами в регионах, в структурах науки и образования, в смежных отраслях экономики страны. Такая работа требует сопряжения с работой по формированию, развитию и под-

держке человеческого капитала на предприятиях и в организациях по ее управлению по системе горизонтальных и вертикальных коммуникаций на всех уровнях деятельности отрасли.

В постановке и решении задач обеспечения качества человеческого капитала строится политика совершенствования системы работы по управлению персоналом, которая подразумевает комплексный подход в обеспечении организаций отрасли грамотными и психологически подготовленными кадрами на всех этапах жизненного цикла предприятий.

Основные направления работ по повышению энергетической эффективности АЭС

Кругликов П.А., Смолкин Ю.В.
ОАО «НПО ЦКТИ»

При реализации Федерального закона №261 от 23.11.09 г. «Об энергосбережении и повышении энергетической эффективности...» необходимо учитывать принципиальное отличие АЭС от ТЭС, использующих органическое топливо, в части критериев энергосбережения и энергетической эффективности.

Характеристиками энергетической эффективности АЭС являются: годовые отпуска электрической и тепловой энергии.

Экономическим критерием повышения энергетической эффективности действующей АЭС является увеличение годового дохода.

Направлениями повышения энергетической эффективности АЭС являются: увеличение выработки электроэнергии, снижение расхода электроэнергии на собственные нужды, увеличение выработки тепловой энергии, снижение расхода тепловой энергии на собственные нужды.

Если исходить из срока окупаемости инвестиций 5 лет и современного тарифа на электроэнергию, то экономически оправдываются следующие затраты:

- 33,8 млн руб. и менее при увеличении на 1 МВт отпуска электроэнергии;
- 6,2 млн руб. и менее при увеличении на 1 Гкал/ч отпуска тепловой энергии за счет снижения расхода на собственные нужды.

Наибольшая энергетическая и экономическая эффективность заключается в увеличении выработки электроэнергии. На порядок меньшую эффективность могут обеспечить мероприятия, направленные на уменьшение расхода электроэнергии на собственные нужды, и на два порядка и более реализация мероприятий по увеличению выработки и уменьшению расхода тепловой энергии на собственные нужды.

В отечественной практике по инициативе ОАО «Концерн Росэнергоатом» выполнялись работы по увеличению выработки электроэнергии: установка шариковой очистки конденсаторов, модернизация ЦНД турбины К-500-65/3000 и ЦВД турбины К-1000-60/1500, модернизация сепараторов СПП практически всех турбоустановок АЭС.

При реализации мероприятий по повышению энергетической эффективности АЭС необходимо иметь в виду, что эффективность этих мероприятий должна отражаться в отчетной документации АЭС.

Отчетная документация по технико-экономическим показателям АЭС составляется на основе показаний штатного КИП, имеющего определенную погрешность измерений.

При разработке и реализации «Программы по энергосбережению и повышению энергетической эффективности» нужно иметь в виду, что 90% энергетического и экономического эффекта АЭС заключается в системе генерации и не более 9% в системе потребления электроэнергии на собственные нужды.

Для того чтобы расчетная энергетическая и экономическая эффективность мероприятий получила подтверждение в отчетной документации АЭС необходимо:

- дополнительно устанавливать на АЭС измерительные приборы более высокого класса точности;
- разработать и создать на каждой АЭС автоматизированную систему расчета ТЭП на основе использования математических моделей турбоустановок и энергоблоков, адаптированных к конкретным условиям работы и показаниям штатного КИП.

Оценка экономической эффективности работ по восстановлению ресурсных характеристик графитовой кладки энергоблоков РБМК

Молоканов Н.А.
ОАО «НИКИЭТ»

В результате выполнения комплекса НИОКР в период 2012–2013 гг. была разработана и внедрена технология восстановления ресурсных характеристик (ВРХ) реакторной установки РБМК. Реализация технологии ремонтных работ на первом энергоблоке Ленинградской АЭС позволила произвести включение блока в энергосеть и вывести его на номинальный уровень мощности.

Принятие решения по комплексу работ, связанных с восстановлением ресурсных характеристик (ВРХ) графитовой кладки энергоблоков РБМК, с экономической точки зрения должно приниматься на основе критериев экономической эффективности.

При этом целесообразно рассматривать два предельных случая (сценария):

- Сценарий 1. Выполнение работ по ВРХ на всех энергоблоках РБМК и продолжение работы всего парка АЭС с РБМК до вывода из эксплуатации с учетом продления.
- Сценарий 2. Отказ от выполнения работ по ВРХ на всех энергоблоках РБМК и продолжение работы всего парка АЭС с РБМК до вывода из эксплуатации в момент планируемого перехода в предельное состояние ТК.

Случай одномоментного закрытия всех блоков РБМК не рассматривается в виду тривиальности получаемых технико-экономических показателей.

Горизонт расчета технико-экономических показателей АЭС с РБМК охватывает период 2014–2035 гг.

Результаты расчетов показывают, что за рассмотренный период времени 2014–2035 гг. отказ от выполнения работ по ВРХ приведет к недополученной энерговыработке в размере 401 млрд кВт·ч (50 % от возможной), что эквивалентно сокращению суммарной накопленной выручки на 520 млрд руб. (рис. 1).

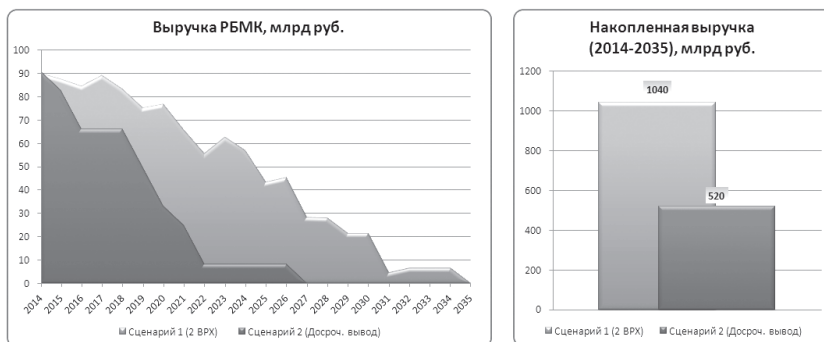


Рис. 1. Выручка АЭС с РБМК по годам и накопленным итогом за 2014–2035 гг.

Накопленный сгенерированный инвестиционный ресурс за 2014–2035 гг., который целесообразно направлять на строительство замещающих мощностей, составит 497 млрд руб. в сценарии с ВРХ, с учетом финансирования работ по ВРХ, 263 млрд руб. — без ВРХ.

Все показатели рассчитаны при самофинансировании работ по ВРХ из амортизационных отчислений блоков с РБМК.

Полученные результаты свидетельствуют, что проведение работ по ВРХ для всех энергоблоков с РБМК-1000 является экономически выгодным и отличается существенным (двукратным) превышением

накопленных за период 2014–2035 гг. выручки и инвестиционного ресурса над вариантом без ВРХ и досрочного вывода из эксплуатации.

Среди негативных последствий досрочного прекращения генерации и вывода реакторов РБМК из эксплуатации также отмечаются:

- значительное сокращение инвестиционных ресурсов для финансирования строительства новых АЭС, т.к. практически половина выручки от продажи электроэнергии формируется за счёт энергоблоков с РБМК;
- необходимость изыскания в ближайшие 5–10 лет финансовых средств на консервацию и вывод из эксплуатации практически всего парка энергоблоков РБМК;
- снижение экономической устойчивости, увеличение кредитной нагрузки (Debt/EBITDA) «Концерна Росэнергоатом», что повлечет за собой репутационные риски и усложнит привлечение дополнительных кредитных средств;
- снижение уровня загрузки производственных мощностей предприятий ядерного топливного цикла, сокращение выручки в звене фабрикации и обогащения.
- дестабилизация в ценообразовании на электроэнергию в регионах расположения АЭС;
- рост социальной напряженности в регионах, т.к. работа АЭС обеспечивает высокую занятость населения;
- «энергетический голод» до момента ввода замещающих мощностей, в регионах поставки электроэнергии, вырабатываемой на АЭС.

АЭС в российской модели рынка электроэнергии и мощности

Смирнова Л.С., Родионова Е.В.

НИЦ «Курчатовский институт»

Аналитическое исследование посвящено современным аспектам формирования российской модели рынка электроэнергии и мощности, рискам энергетических компаний, связанным с правилами организации рынка, с механизмами регулирования рынка, с правилами реализации продукции на рынке. Представлен краткий анализ текущей концепции рынка, возможных тенденций и направлений в развитии, требующих учета энергетическими компаниями.

Отмечены системные и рыночные факторы, влияющие на экономические показатели функционирования АЭС на энергетическом рынке (проектные аспекты, режимно-балансовые ситуации в энергосистемах присутствия АЭС, коммерческие факторы — усложнение модели пакета договоров по реализации электроэнергии и мощности на рынке).

Обозначены задачи, требующие анализа с точки зрения экономических обоснований целесообразности и экономической эффективности работы новых проектов АЭС в маневренных режимах с применением маржинального анализа безубыточности проекта АЭС (объемы, цены, структуры продаж). Рассмотрены сопряженные задачи, требующие учета и обоснования при сооружении и функционировании в различных режимах работы энергоблоков АЭС разной мощности в энергосистемах РФ.

Применение имитационного моделирования для оценки затрат на вывод из эксплуатации при проектировании новых энергоблоков АЭС

Носков А.А.

ПКФ ОАО «Концерн Росэнергоатом»

Современный уровень развития атомной энергетики требует оценки затрат на вывод из эксплуатации проектируемой АЭС.

В настоящее время затраты оценивают в соответствии с методическими указаниями, которые основываются на расчетах по укрупненным показателям. Методические указания по сути являются феноменологической моделью с простейшим иерархическим уровнем. Такие модели чересчур укрупнены, что не позволяет оценить зависимость конечного результата (полная стоимость ВЭ) от изменения качества проведения технологических процессов (демонтаж оборудования, дезактивация строительных конструкций и др.). Усложнение иерархической структуры позволяет детализировать моделируемые процессы и тем самым находить критические элементы, что дает ключ к оптимизации финансовых затрат.

В докладе изложена концепция модели имитационной модели расчета затрат на вывод из эксплуатации современной АЭС с РУ ВВЭР по вариантам, принятым нормативами РФ.

Предлагаемая модель, как и многие другие, является феноменологической. Но в силу перехода на более высокий иерархический уровень, она при моделировании финансовых затрат позволяет максимально учитывать изменения стоимости вывода из эксплуатации АЭС при изменениях технических средств и технологий выполнения работ.

Предлагаемая модель является новым шагом в определении объема финансирования на этапе проектирования новой АЭС. С помощью модели возможна корректировка принимаемых проектных и конструкторских решений для нового объекта.

Методика расчета себестоимостей и отпускных тарифов на продукты энергетики с позиций энергетического баланса

Будылов Е.Г.

ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ»

Предложено проводить оценки конкурентоспособности и эффективности инновационных и инвестиционных проектов энергоустановок с использованием эквивалентных себестоимости и отпускного тарифа, объединяющих себестоимости и отпускные тарифы на отдельные продукты энергетики: электроэнергию, электрическую мощность и тепловую энергию для теплофикации.

Последующее разложение эквивалентных себестоимости и отпускного тарифа на себестоимости и отпускные тарифы отдельных продуктов предложено выполнять на основе соотношений энергетического баланса энергоустановок. Представлено описание упомянутых соотношений.

Представлен также алгоритм расчета себестоимостей и отпускных тарифов на продукты энергетики.

В заключение представлен пример расчета себестоимостей и отпускных тарифов на продукты энергетики для энергоустановки с произвольно выбранными параметрами.

Оптимизация системы логистики атомных электростанций

Портнов А.С.

Консалтинговая компания «А ДАН ДЗО»

1. Оптимизация складского хозяйства

- Организационные решения и процессный подход
- Ключевые показатели эффективности
- Склад по принципам «Бережливого производства»
- Основные эффекты и риски оптимизации склада при внедрении

2. Оптимизация запасов ТМЦ

- Цена вопроса
- Ключевые показатели эффективности
- Модели управления запасами
- Основные эффекты и риски оптимизации запасов при внедрении

3. Оптимизация доставки ТМЦ в цеха

- Распределение зон ответственности
- Ключевые показатели эффективности
- Модели управления доставкой
- Основные эффекты и риски оптимизации доставки при внедрении

Влияние показателей аварийности АЭС на цену электроэнергии в условиях всемирного страхового пула

Журавлев И.Б.

ОАО «Техснабэкспорт»

Кабашев К.В., Харитонов В.В.

НИЯУ МИФИ

За все время существования ядерной энергетики накоплен опыт эксплуатации энергетических реакторов около 15000 «реактор·лет» (это сумма сроков эксплуатации всех реакторов мира на данный момент времени). Произошедшие за это время три крупные аварии привели к полной потере шести блоков АЭС: 2-й блок АЭС «Three Mile Island» (США, 28 марта 1979 г., ущерб около 1 млрд долл.); 4-й блок Чернобыльской АЭС (СССР, 26 апреля 1986 г., ущерб приблизительно 25 млрд долл.); четыре блока АЭС Fukushima-Daiichi (Япония, 11 марта 2011 г., ущерб порядка 200 млрд долл.). То есть средняя частота тяжелой аварии около $6/15000=4\cdot 10^{-4}$ 1/год [1, 2].

Аварии на АЭС произошли в трех странах, но их последствия, так или иначе, повлияли на развитие ядерной энергетики во всех странах, на формирование международных стандартов безопасности АЭС и на усовершенствование конструкций реакторов во всех странах-производителях АЭС. Поэтому и целесообразно создание «всемирного пула страхования АЭС». Именно «всемирного пула», поскольку каждая авария, где бы она ни происходила, влияет на технологический прогресс во всех странах, производящих АЭС.

Экономические потери от аварий на АЭС можно компенсировать, если заранее создать соответствующие страховые фонды путем включения в стоимость электроэнергии страховых выплат такой величины, чтобы за предполагаемое время между 2 возможными авариями накапливалась сумма средств, равная ожидаемому ущербу. Наши оценки показывают, что относительное увеличение приведенной стоимости электроэнергии с учетом страховых выплат прямо пропорционально возможной частоте аварий и возникающему ущербу (коэффициенту потерь). Поскольку отношение эксплуатационных затрат к капитальным затратам АЭС слабо зависит от мощности реактора, относительное увеличение стоимости электроэнергии при отчислениях на страхование приблизительно одинаково для всех энергетических реакторов.

Если принять среднюю частоту тяжелой аварии $\leq 4\cdot 10^{-4}$ (1/год) и эффективную норму амортизации 10%/год, то для каждой АЭС мира относительное увеличение приведенной стоимости электроэнергии для страхования аварий с различными ущербами составит:

- $\leq 0,6$ % для аварии типа Три-Майл-Айленд;

- $\leq 4,5 \%$ для Чернобыльской аварии;
- $\leq 12 \%$ для аварии типа Фукусимы.

То есть экономическая эффективность АЭС в значительной степени сохраняется, если все АЭС мира отчисляют страховые взносы во всемирный страховой пул. В этом случае даже такие аварии, как в Фукусиме, не катастрофически ухудшают конкурентоспособность АЭС.

Имитационная модель для оценки затрат на вывод из эксплуатации энергоблока АЭС ВВЭР-ТОИ

Меркулов Е.В., Носков А.А.

ПКФ ОАО «Концерн Росэнергоатом»

Зверков Ю.А.

НИЦ «Курчатовский институт»

Разработана имитационная модель, рассчитывающая суммарные затраты на вывод из эксплуатации энергоблока АЭС ВВЭР-ТОИ по варианту «Ликвидация с немедленным демонтажем» на основе определения и суммирования дискретных стоимостных оценок, связанных с выполнением требуемых работ и технологических операций.

В структурной схеме разработанной модели число объектов, видов работ и технологических операций, выполняемых на этих объектах, определено с учетом компоновочных и конструктивных особенностей энергоблока.

Функционирование модели осуществляется в соответствии с задаваемым календарем событий, отражающим перечень и последовательность выполнения работ и технологических операций на каждом объекте.

Для стоимостной оценки каждого вида работ или технологических операций, выполняемых на объектах модели, разработан специальный формульный механизм.

Исходными данными для модели являются:

- массогабаритные характеристик оборудования, систем и строительных конструкций энергоблока технологии ВВЭР-ТОИ;
- радиационные характеристики оборудования, систем и конструкций энергоблока технологии ВВЭР-ТОИ;
- удельные технико-экономические показатели выполнения технологических операций, включая обращение с РАО, и другие необходимые данные.

Модель позволяет оценивать затраты на проведение работ как на каждом объекте модели, так и для энергоблока в целом, в том числе оценить требуемое число контейнеров с радиоактивными отходами

различных классов активности, передаваемых национальному оператору.

Данная модель также может использоваться для выполнения сравнительного стоимостного анализа различных компоновочных, конструкторских и технических решений вывода из эксплуатации, принимаемых при проектировании энергоблоков АЭС технологии ВВЭР.

О влиянии динамики добычи природного урана на стратегию развития ядерной энергетики

*Харитонов В. В., Кабашев К. В., Курельчук У. Н.
НИЯУ МИФИ*

Дан анализ современного состояния обеспеченности мировой ядерной энергетики запасами природного урана. Результаты анализа констатируют дефицит этого вида не возобновляемого ресурса для долгосрочного развития отрасли при существующих типах ядерных реакторов. Экономическое значение ресурсов урана в классификации МАГАТЭ определяется вероятной себестоимостью продукции. До 2009 г. использовались три ценовые категории урана: <40, <80 и <130 долл./кг U. С 2009 г. введена категория <260 долл./кг. Ресурсы урана ценовой категории <40 долл. США/кг можно считать исчерпанными. По данным Всемирной ядерной ассоциации извлекаемые ресурсы урана составляют 5.3 Мт по цене менее 130 долл./кг и 7.1 Мт по цене менее 260 долл./кг.

Приведена аналитическая «релаксационная модель» прогнозирования трендов и пиков добычи природного урана на основе его существующих запасов и фактических темпов, уровней и технологий добычи [2]. Приведены результаты расчетов динамики добычи урана до конца XXI века по предлагаемой модели в Канаде, Австралии, Казахстане, России, США и мире в целом. Расчеты показывают, что пик добычи урана в этих странах может быть достигнут в период 2015–2040 гг. Во второй половине XXI века добыча урана в мире из действующих месторождений при существующих технологиях существенно сократится, а запасы природного урана по себестоимости менее 130 долл. США за 1 кг будут практически исчерпаны. То есть экономически приемлемые запасы природного урана при его неэффективном использовании в существующих реакторах на тепловых нейтронах невелики. Они не превышают в энергетическом эквиваленте запасы нефти и не в равной степени доступны для разных стран.

Основой долгосрочного развития ядерной энергетики должны стать реакторы-размножители (бридеры) на быстрых нейтронах, позволяющие увеличить ресурсную базу ядерной энергетики в 100 и более раз благодаря включению в топливный цикл изотопов уран-238 и торий-232.

Коммерчески приемлемые и безопасные реакторы на быстрых нейтронах должны широко включаться в электроэнергетику не позже середины века, пока достаточно природного урана для их запуска.

Предложенная модель удобна для ежегодного мониторинга и коррекции динамики добычи урана (и других не возобновляемых ресурсов) с учетом новых данных о входных параметрах (последних значений темпов изменения и уровня годовой добычи, уточненных данных о запасах урана на начало прогнозного периода).

Секция 3

**РАЗВИТИЕ
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

Подсекция 3.1

СОЗДАНИЕ НОВЫХ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС

Оптимизация подходов к вводу энергоблоков АЭС в эксплуатацию

Дерий В.П., ОАО «Атомтехэнерго», г. Мытищи

Шестаков Н.Б., ОАО «Атомтехэнерго» Калининский филиал «Калининатомтехэнерго», г. Удомля

В докладе будет описана оптимизация подходов к вводу энергоблоков АЭС в эксплуатацию на основе целевого планирования. Комплексная задача ввода энергоблока АЭС в эксплуатацию декомпозируется на конечный набор целевых задач. Для каждой целевой задачи разрабатывается отдельный целевой график. Целевые графики взаимосвязываются для формирования единого комплексного сетевого графика ПНР 4-го уровня. В докладе будут описаны методы построения целевых графиков.

Целевой график как инструмент планирования и контроля. Управление реализацией целевых задач с помощью целевых графиков. Определение приоритетности выполнения СМР для своевременной реализации целевых задач. Своевременное вскрытие потенциальных проблем, влияющих на конечные сроки ввода энергоблока АЭС в эксплуатацию. Оперативная разработка компенсирующих мероприятий, позволяющая своевременно и успешно разрешать возникающие проблемы. Достижение цели (ввод энергоблока АЭС в эксплуатацию в требуемые сроки) через планомерное успешное решение целевых задач.

Оптимизация процессов монтажа оборудования РУ БН-800

Седаков В.Ю., ОАО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

Сараев О.М., ОАО «Концерн Росэнергоатом»

Митин В.В., ПО «Уралэнергомонтаж», г. Екатеринбург

Носков Ю.В., Белоярская АЭС

При сооружении энергоблоков АЭС, с целью сокращения сроков и окупаемости, при проектировании оборудования и планировании работ по строительству энергоблока, как правило, используют следующие основные подходы к организации работ:

А. Изготовление и поставка на монтажную площадку готового оборудования (корпуса реактора, отдельного оборудования).

Осуществление одновременного, с изготовлением оборудования, строительства зданий энергоблока АЭС.

Б. С целью оптимизации сроков строительно-монтажных работ используется способ совмещенного монтажа, при котором производится:

- монтаж полностью готового оборудования заводского исполнения на штатное место строительными кранами до завершения перекрытия помещений или через оставленные при строительстве зданий временные монтажные проемы;
- блочный монтаж оборудования на штатном месте после окончания всех строительных, облицовочных и отделочных работ конкретных помещений и подготовки их к «чистому» монтажу оборудования.

Совмещенный монтаж

Совмещенный монтаж позволяет:

- включить время монтажа оборудования в сроки строительства помещений;
- сократить сроки монтажа оборудования за счет уменьшения объема сборочно-монтажных работ;
- повысить качество оборудования за счет сокращения количества сварных соединений, выполняемых на монтаже.

Это, в конечном счете, снижает стоимость сооружения энергоблока.

Блочный монтаж

К началу сооружения помещений на монтажной площадке сооружается корпус сборки реактора (КСР), предназначенный для укрупнения (доизготовления) поставляемых с заводов элементов (узлов) оборудования в монтажные блоки. Производится укрупнение поставочных блоков в КСР в монтажные блоки с последующей транспортировкой их к месту монтажа. Производится установка монтажных блоков в помещение (шахту) строительными кранами большой грузоподъемности (типа «ДЕМАГ»). Окончательная сборка монтажных блоков производится в помещениях энергоблока до окончания его сооружения.

В качестве примера приводится последовательность монтажа корпуса реактора БН-800.

Совмещенные со строительством здания доизготовление и монтаж корпуса реактора позволили сократить сроки сооружения энергоблока до 1,5 лет.

Экономический эффект составил примерно до 420 млн. руб.

Разработка новых энергоблоков АЭС средней мощности

Яшкин А.В., Толстов Е.В.

ОАО «НИАЭП», Нижний Новгород

По классификации МАГАТЭ к атомным станциям средней мощности (АС СМ) относятся атомные энергоблоки с установленной мощностью от 300 до 700 МВт.

Области применения АС 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.

Преимуществом АС СМ являются меньшие затраты на реализацию проекта и снижение рисков для инвесторов.

Несмотря на имеющийся научно-технический задел в этой области, в России пока не уделяется должного внимания вопросам создания опытно-промышленных образцов энергоблоков АС СМ и своевременного выхода на международный рынок отечественных проектов энергоблоков АС СМ.

Результаты исследований конъюнктуры и перспектив развития мирового рынка АС СМ позволяют считать возможным участие России в строительстве таких АС в Азербайджане, Армении, Казахстане, Малайзии, Катаре, Монголии и других странах.

В настоящее время ОАО «НИАЭП» выполняет предпроектные работы по двум вариантам АЭС СМ - на базе реакторной установки (РУ) ВВЭР-600 и на базе реакторной установки ВБЭР-600.

Особенности АЭС с ВВЭР-600:

- Применение в основных системах серийного оборудования с высокими эксплуатационными характеристиками, подтвержденными опытом эксплуатации.
- Отработанные технологии изготовления, сооружения, монтажа, ПНР, эксплуатации, технического обслуживания и ремонта.
- Отсутствие необходимости проведения ключевых НИОКР.
- Разработка проектной и рабочей документации в ближайшее время.

Особенности АЭС с ВБЭР-600:

- Использование освоенных судовых технологий.
- Использование нестандартного оборудования с предполагаемо высокими эксплуатационными характеристиками.
- Использование метода крупноблочного изготовления оборудования.
- Разработка проектной и рабочей документации после завершения ключевых НИОКР, выполнения расчетных обоснований и разработки технического проекта РУ.

Оба из представленных вариантов АЭС средней мощности имеют близкие технико-экономические показатели. Каждый из них ис-

пользует инновационные технологии в сочетании с применением апробированных традиционных решений.

Разработки турбоустановок для АЭС по проекту ВВЭР ТОИ на основе оборудования ОАО «Силовые машины»

Иванов С.А., Забродов С.Ю.

ОАО «Силовые машины», Санкт-Петербург

В докладе подробно описаны конструкции паровых турбин и другого оборудования, предлагаемого компанией «Силовые машины» для российских и международных проектов АЭС, в том числе по проекту ВВЭР ТОИ. Приведён краткий обзор турбоустановок мощностью 1000 МВт, которые успешно эксплуатируются на АЭС в РФ и за рубежом, а также турбоустановок мощностью 1200 МВт, которые изготовлены и поставлены на Нововоронежскую АЭС-2 (бл.1-2), Ленинградскую АЭС-2 (бл.1-2), а также изготавливаются для Белорусской АЭС. Кроме подробного обзора парка современных быстроходных турбин компании, в докладе также представлено вспомогательное оборудование турбоустановки, поставляемое компанией.

Отдельная часть доклада посвящена новым разработкам турбоустановок для машзалов АЭС по проекту ВВЭР ТОИ. Приводятся компоновочные решения, дано сравнение отдельных технических показателей вариантов турбоустановок.

В докладе отражены — опыт и последовательное развитие компании, учитывающие динамику развития рынка и самые высокие требования современных проектов по надёжности и экономичности оборудования машинного зала новых проектов АЭС.

Техническое диагностирование как элемент управления жизненным циклом АЭС

Козырев В.Д.

Ростовский филиал ОАО «Атомтехэнерго», г. Волгодонск

В настоящем докладе приведена предлагаемая автором концепция — «Техническое диагностирование как элемент управления жизненным циклом (УЖЦ) АЭС». Создание и развертывание этой концепции отвечает требованиям «Федерального закона об использовании атомной энергии» Российской Федерации [1], соответствует целям и задачам развития диагностики, требованиям других нормативных документов, правил, включая распорядительные документы и решения ГК «Росатом» и эксплуатирующей организации ОАО «Концерн Росэнергоатом» по обеспечению безопасности, качества, и эффективности эксплуатации объектов ядерной энергетики.

Повышенный проектный срок эксплуатации новых энергоблоков АЭС (60 и более лет) требует более представительной доказательной базы обеспечения условий безопасной эксплуатации. Существует комплекс рекомендаций МАГАТЭ по обеспечению долгосрочной эксплуатации (Long Term Operation) [2, 3], который может быть эффективно учтен при вводе в эксплуатацию новых энергоблоков АЭС.

Эффект для новых АЭС от применения средств диагностики на всех этапах УЖЦ заключается в обеспечении бесперебойной эксплуатации, переходе на обслуживание по техническому состоянию и, в конечном счете, к снижению издержек владения основными фондами эксплуатирующей организации и получению максимальной прибыли.

В основу концепции положена потребность эксплуатирующей организации в получении от проектных, строительных, монтажных и наладочных организаций заполненного Цифрового досье на каждом этапе УЖЦ, а именно:

1. Цифрового Досье «Как спроектировали / As Designed»;
2. Цифрового Досье «Как построили / As Built»;
3. Цифрового Досье «Как ввели в эксплуатацию / As Commissioned»;
4. Цифрового Досье «Как эксплуатировали / As Operated»;
5. Цифрового Досье «Как Модернизировали / As Is»;
6. Цифрового Досье «История ВЭ / As Decommissioned».

Актуальные вопросы диагностического сопровождения арматуры и вращающихся механизмов на предэксплуатационных этапах жизненного цикла АЭС

Рачков В.Л.

Ростовский филиал ОАО «Атомтехэнерго», г. Волгодонск

Создание такого перспективного направления в атомной энергетике, как цифровая информационная модель изделия (ЦИМИ) [1], накладывает определённые требования к составу диагностического наполнения модели информацией и к формату информационного обмена. Прежде всего это стандартизация и унификация. Сюда должны быть включены все соглашения о форматах и правилах обмена и хранения информации. Кроме того, информация, вносимая в ЦИМИ технического устройства АЭС, должна содержать сведения из каждой стадии жизненного цикла, начиная от проектирования и заканчивая выводом из эксплуатации. Уже на сегодняшний день есть необходимость в установлении этого формата и в разработке документа, определяющего или регламентирующего информационное содержание ЦИМИ.

Создание ЦИМИ повлечёт за собой создание цифровой информационной модели энергоблока, единого информационного пространства, правил работы с информационной моделью, норм,

общих принципов и регламента технологии работы. Диагностическая составляющая как ЦИМИ, так и цифровой модели энергоблока, должна являться базовой информацией. При управлении жизненным циклом энергоблока АЭС цифровые модели изделий, содержащие диагностическую составляющую, могут и обязаны послужить основным инструментом для контроля устранения несоответствий, переходящих из последующей стадии в новую.

Анализ статистики несоответствий в сегменте жизненного цикла – наладка и обеспечение готовности электрифицированной арматуры к функционированию за период пусконаладочных работ энергоблоков №2 и №3 Ростовской АЭС показал, что положительный опыт сочетания процесса настройки электроприводов с диагностикой работоспособного состояния по электрическим параметрам электродвигателей в режиме реального времени позволяет предотвратить более 80% поломок, вызванных влиянием ранее не выявленных дефектов. При этом применение мобильных технических средств диагностики способствует сокращению сроков и улучшению качества пусконаладочных работ т.к. диагностирование подтверждает работоспособное состояние, в случае отсутствия дефектов, и способствует выявлению скрытых заводских дефектов, дефектов монтажа и ошибок проектирования. И наоборот, позднее диагностирование электрифицированной арматуры может затягивать этот процесс во времени, т.к. появляется временной разрыв между наладкой (настройкой) арматуры и не всегда есть возможность создать условия для повторной прокрутки арматуры с целью диагностирования.

Применение центровки валов при монтаже роторного оборудования с последующим его контролем с применением современных средств диагностики, контроль «пятна прилегания» поверхности лап электродвигателей к раме, вибрация фундаментов, всё это способствует сокращению сроков и увеличению качества пусконаладочных работ.

Проводя большую совместную с филиалами ОАО «Концерн Росэнергоатом» работу, ОАО «Атомтехэнерго» удаётся решать вопросы о диагностическом сопровождении ПНР, но этого недостаточно. Установленный лимит по пусконаладочным затратам не позволяет выходить за рамки сводного сметного расчета стоимости строительства энергоблока по статье «пусковые расходы». Отдельного целевого финансирования на диагностическое сопровождение пусконаладочных работ на текущий момент времени не предусмотрено.

Направляется вопрос о целевом фиксировании диагностического сопровождения оборудования АЭС, но не только на этапах ПНР и ввода в эксплуатацию АЭС, но и на более ранних стадиях жизненного цикла оборудования – проектирование, изготовление (включая при-

ёмочные и приёмо-сдаточные испытания), входной предмонтажный контроль на площадке АЭС.

Для принятия к руководству введённых в действие «Отраслевых мероприятий по повышению безопасности, качества сооружения и ввода в эксплуатацию новых энергоблоков АЭС...», необходимо обсуждение вопросов по привлечению ОАО «Атомтехэнерго» к:

- входному контролю оборудования;
- приёмочным испытаниям головных образцов оборудования на предприятиях-изготовителях.

Обеспечение проектного ресурса оборудования и трубопроводов АС в условиях длительной эксплуатации

Аржаев А.И., Маханев В.О., Павлович А.А., Подлатов М.А.
ОАО «Атомтехэнерго», Москва

Жолобов В.А., Иванов А.И., Мейер В.В., Рогожкин В.В.
ОАО «ГИ «ВНИПИЭТ», Санкт-Петербург

Дурынин В.А., Разыграев А.Н., Разыграев Н.П.
ОАО НПО «ЦНИИТМАШ», Москва

Задачи обеспечения длительной эксплуатации новых энергоблоков АС в рамках назначенного срока службы требуют реализации комплексного подхода и его применения уже с этапа «предэксплуатации»: техническое и рабочее проектирование, изготовление оборудования, строительно-монтажные работы, пусконаладочные работы и ввод в эксплуатацию.

Современная концепция Управления Жизненным Циклом (УЖЦ) предусматривает применение технологий системной инженерии и средств технического диагностирования состояния элементов (тепло-механического оборудования и трубопроводов) на всех этапах жизненного цикла. Поэтому для проектируемых и даже для сооружаемых блоков АС серии «АЭС-2006» необходима «точечная» актуализация проекта с учетом аспектов УЖЦ.

Действующие нормативные документы уровня федеральных норм и правил, имеющие опыт применения в атомной энергетике в течение почти 25 лет, требуют оперативной актуализации.

Концепция Госкорпорации «Росатом» в области технического регулирования, доложенная на конференции АТОМЕКС-2013, гармонично учитывает требования действующих ФЗ и предусматривает развитие системы технического регулирования при участии Ростехнадзора в четырех базовых областях: формирование обязательных требований, стандартизация, оценка несоответствий и аккредитация в области использования атомной энергии.

Система контроля состояния металла в процессе эксплуатации является одной из базовых составляющих в обеспечении длительной эксплуатации. Она предусматривает применение современных технологий неразрушающего контроля основного металла и сварных соединений, формирование по результатам входного и предэксплуатационного контроля информационных моделей изделий (оборудования) со стадии изготовления на заводах и цифрового досье энергоблока по результатам контроля на монтаже, в процессах пуска-наладки и ввода в эксплуатацию.

Тщательность предэксплуатационного контроля, применение средств диагностики и результаты обоснования безопасности (включая оценку прочности и конструкционной целостности) позволят дифференцировать объем и периодичность эксплуатационного неразрушающего контроля (ЭНК) и проведение технического обслуживания и ремонта ответственных элементов по техническому состоянию.

Обеспечение безопасной эксплуатации трубопроводов и оборудования блока АС, потенциально подверженных ЭКИ

Аржаев А.И., Маханев В.О., Павлович А.А., Подлатов М.А.
ОАО «Атомтехэнерго», Москва

Иванов А.И., Рогожкин В.В.
ОАО «ГИ «ВНИПИЭТ», Санкт-Петербург

Дурьинин В.А., Разыграев А.Н., Разыграев Н.П.
ОАО НПО «ЦНИИТМАШ», Москва

Буторин С.Л.
АНО МЦЯБ, Москва

Повреждения трубопроводов и оборудования, изготовленного из малоуглеродистых сталей, под действием потока теплоносителя по механизму эрозионно-коррозионного износа (ЭКИ) характерны для многих атомных станций (АС) как в России, так и за рубежом.

С учетом многофакторного характера повреждений по механизму ЭКИ основного металла и сварных соединений элементов тепломеханического оборудования (ТМО) и трубопроводов АС для обеспечения их безопасной эксплуатации необходимы скоординированные усилия в следующих направлениях:

- уточнение спектра фактических нагрузок (в том числе, выявление возможных гидравлических ударов, непроектных монтажных усилий и пр.);
- внедрение эффективных средств и методик неразрушающего контроля в зонах с неэквидистантными наружной и внутренней

поверхностями, характерными для локальных повреждений по механизму ЭКИ, а также для зон сварных соединений;

- контроль содержания в основном металле и корневой зоне сварных соединений содержания таких химических элементов как хром, медь, алюминий, оказывающих влияние на скорость процесса ЭКИ;
- регистрация фактической истории ведения водно-химического режима для рассматриваемых ТМО и трубопроводов;
- применение средств консервативного прогнозирования возможных скоростей ЭКИ в рассматриваемых элементах с учетом перечисленных выше особенностей эксплуатации.

Положительный опыт АЭС Ловииза заслуживает тщательного анализа и учета при разработке и осуществлении комплекса мероприятий по контролю и мониторингу ситуации с повреждениями по механизму ЭКИ на российских АС.

Для новых блоков АС представляется необходимым проводить уже на этапе «предэксплуатации» тщательный контроль начального технического состояния ТМО и трубопроводов, потенциально подверженных повреждениям по механизму ЭКИ, с занесением всех результатов контроля в диагностические паспорта.

Дифференцированный график инспекций на этапе эксплуатации как для действующих, так и для новых энергоблоков АС может быть разработан на базе нормативных методик обеспечения конструкционной целостности.

Выбор методологии подтверждения сейсмостойкости оборудования АЭС

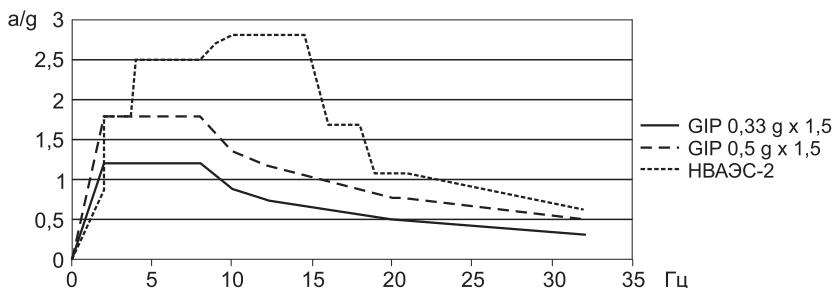
*Ряский С.И., Казновский П.С., Щугорев А.В.
ОАО «Атомтехэнерго», г. Мытищи*

Оценка сейсмостойкости (квалификация на сейсмостойкость) оборудования на АЭС может проводиться различными способами: расчетными, расчетно-экспериментальными или косвенными методами на основе полученных ранее результатов.

Все перечисленные способы включают процедуры сбора и анализа проектной документации, установочных чертежей, паспортов оборудования, осуществлявшихся ранее расчетов на сейсмостойкость или испытаний на сейсмостойкость в лабораторных условиях. Также все способы сейсмической квалификации включают процедуру визуального осмотра оборудования на соответствие проекту по раскреплению и трассировке примыкающих трубопроводов, во время которого также производится оценка реального состояния крепежных элементов, возможных неучтенных взаимодействий с другим оборудованием или строительными конструкциями.

Для оборудования в сейсмостойком исполнении, имеющего протоколы испытаний, установленного на жестких фундаментах и не имеющего внешних механических связей, заключение о его сейсмостойкости на объекте делается в случае выполненных проектных требований по раскреплению. Для оборудования, имеющего внешние механические связи, трубопроводную обвязку, установленного на промежуточных металлоконструкциях, необходимо делать дополнительную расчетно-экспериментальную оценку сейсмостойкости, поскольку достоверно учесть влияние взаимосвязей на его динамические характеристики только расчетным путем практически невозможно. Для уточнения расчетных моделей применяется практика экспериментального определения собственных динамических характеристик оборудования в реальных условиях его установки на объекте.

В качестве альтернативы такому довольно трудоемкому способу определения сейсмостойкости, в США разработана методика отсева оборудования по процедуре GIP, включающей сопоставление граничных спектров с реальными спектрами ответа на сейсмические воздействия. Граничные спектры ускорений, при которых оборудование остается сейсмостойким, получены на основе обобщения результатов стендовых испытаний оборудования или результатов реальных землетрясений на энергетических объектах. Необходимым условием сейсмической квалификации оборудования таким методом является огибание (превышение) требуемого спектра, построенного для 5% затухания, граничным спектром. Однако, как показано на рисунке, граничные спектры довольно низкие и если сравнить их, например, с поэтажными спектрами на Нововоронежской АЭС-2, то хорошо видно, что граничные спектры GIP заметно ниже требуемого спектра во всем диапазоне частот. Следовательно, процедура GIP является неприемлемой и, фактически, альтернативы расчетно-экспериментальной оценке сейсмостойкости оборудования в реальных условиях на энергоблоках АЭС не существует.



Анализ результатов предварительного напряжения защитной оболочки энергоблока № 3 Ростовской АЭС

Медведев В.Н., Ульянов А.Н., Стрижов В.Ф., Киселев А.С.

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики, Москва

Предварительное напряжение защитной оболочки энергоблока № 3 Ростовской АЭС выполнялось с использованием системы предварительного напряжения СПЗО-М.

При производстве работ по преднапряжению защитной оболочки энергоблока № 3 Ростовской АЭС были приняты меры по совершенствованию технологии производства работ с учетом результатов выполнения аналогичных работ на энергоблоке № 4 Калининской АЭС. Принимая во внимание достаточно большой разброс потерь усилий при выполнении анкеровки пучков на Калининской АЭС, на этот процесс обратили особое внимание. Учитывая достаточно большое количество датчиков ПСИ-01, установленных на оболочке энергоблока № 3 Ростовской АЭС, появилась возможность не только контролировать усилие на тяжном конце пучка при анкеровке, но также оценивать время стабилизации усилия по длине пучка после его заанкеривания.

Проектная величина усилий в арматурных канатах при преднапряжении (на домкрате) составляет 9,0 МН (918 тс), с учетом потерь преднапряжения на анкерном устройстве усилия в армоканатах по проекту составляют: 8,7 МН (887,15 тс) – в цилиндрической части оболочки; 8,58 МН (874,92 тс) – в купольной части оболочки.

После преднапряжения первых девяти армоканатов в цилиндре оболочки усилия на анкере в среднем составляли 849,27 тс, что на 4,3 % ниже проектных значений.

В этой связи для достижения проектного уровня натяжения армоканатов было предложено увеличить время выдержки усилия на домкрате перед передачей нагрузки с домкрата на анкер с 5 до 15 минут. Полученные результаты показывают, перед передачей нагрузки на анкерный блок усилия на домкрате имели переменчивый характер, а усилия на анкере незначительно возросли.

После этого было предложено во время выдержки (15 минут) каждые 5 минут давление поднимать до проектного. Анализ результатов преднапряжения, выполненных с учетом вышесказанного показал, что перед передачей нагрузки с домкрата на анкер усилия имели большую величину и более стабильный характер, что важно для определения распределения усилий по длине каждого армоканата. На анкере усилия приблизились к проектной величине.

В этой связи ИБРАЭ РАН было сделано предложение по изменению технологии натяжения армоканатов системы преднапряжения защитной оболочки энергоблока № 3 Ростовской АЭС.

В результате в армоканатах цилиндра защитной оболочки средние усилия после передачи нагрузки с домкрата на анкер составляет 878,67 тс. В армоканатах купола защитной оболочки средние усилия после передачи нагрузки с домкрата на анкер составляет 879,59 тс.

Таким образом, приведенные результаты показывают, что предложенная ИБРАЭ РАН технология натяжения армоканатов позволила обеспечить проектный уровень преднапряжения защитной оболочки энергоблока № 3 Ростовской АЭС.

Конструкционные материалы для энергоблока с реакторной установкой БН-1200

*Карзов Г.П., Марков В.Г., Кудрявцев А.С., Сазонов В.Н., Щербинина Н.Б.
ФГУП «ЦНИИ КМ «Прометей», Санкт-Петербург*

В структуре крупномасштабной атомной энергетики будущего доминирующая роль отводится реакторам на быстрых нейтронах. Они позволяют повысить эффективность использования естественного урана и, тем самым, снять ограничения на развитие атомной энергетики со стороны природных ресурсов ядерного топлива. С момента зарождения этого направления в России в середине прошлого столетия ФГУП «ЦНИИ КМ «Прометей» занимается разработкой основных и сварочных материалов и технологических процессов, необходимых для изготовления быстрых натриевых реакторов.

В настоящее время проектируется новый серийный энергоблок с реакторной установкой БН-1200, к которому предъявляются повышенные требования, в части повышения уровня безопасности, снижению удельной металлоемкости (по сравнению с РУ БН-800), увеличению срока службы РУ до 60 лет, а парогенератора до 30 лет. Выполнение данных требований невозможно без применения более совершенных конструкционных материалов, работы, по созданию которых выполняются ФГУП «ЦНИИ КМ «Прометей» с 2007 г по двум направлениям.

Для корпуса реактора и внутрикорпусных устройств, натриевых трубопроводов проводятся работы по корректировке химического состава стали марок 10X18N9 (09X18N9) и 08X16N11M3 в части изменения содержания углерода и дополнительного легирования стали азотом. Предварительные данные экспериментальных исследований показывают повышение сопротивления ползучести стали опытных составов, а также коррозионной стойкости, необходимой для снижения вероятности коррозионного повреждения материалов в предэксплуатационный период (на монтаже).

Для трубной системы и корпусных элементов парогенератора была разработана новая жаропрочная коррозионностойкая сталь марки

07X12НМФБ мартенсито-ферритного класса. Сталь обладает существенно большей стойкостью против язвенной коррозии в воде третьего контура, чем применяемая в настоящее время сталь марки 10Х2М. Предварительные экспериментальные данные свидетельствуют о том, что разработанный материал полностью удовлетворяет требованиям конструктора парогенератора по кратковременным и длительным механическим свойствам.

Сталь марки 07X12НМФБ прошла промышленное освоение в широком сортаменте металлургических полуфабрикатов. Разработана и освоена технология изготовления бесшовных холоднодеформированных труб из стали марки 07X12НМФБ диаметром 16 мм с толщиной стенки 2 мм длиной до 25 м.

Применительно к стали марки 07X12НМФБ разработана и освоена в промышленности сварочная проволока марки Св-10Х12НМФТ и сварочные электроды на её основе марки ЭМ-99. Разработана и опробована в промышленных условиях технология автоматической сварки под слоем флюса, ручной дуговой сварки электродами в толщинах до 40 мм, а также технология приварки теплообменных труб к трубным доскам моделей многопроходной автоматической аргонодуговой сваркой с присадочной проволокой.

Материаловедческие аспекты повышения безопасности эксплуатации энергетических установок типа ВВЭР на основе совершенствования стали для корпусов реакторов

*Карзов Г.П., Марголин Б.З., Теплухина И.В.,
ФГУП «ЦНИИ КМ «Прометей», г. Санкт-Петербург*

*Пиминов В.А.
ОАО «ОКБ Гидропресс»*

Одним из материаловедческих направлений повышения безопасности эксплуатации перспективных ВВЭР является повышение сопротивления хрупкому разрушению корпусов реакторов (КР) до уровня, когда при любых штатных и аварийных режимах эксплуатации их катастрофическое разрушение является невозможным. В этом случае потенциальное разрушение материалов при их эксплуатации в составе КР возможно только по вязкому механизму, требующему очень большой энергии для реализации развития трещины в КР. Данное условие должно быть обеспечено как за счет совершенствования конструкции КР, так и за счет повышения эксплуатационных характеристик реакторных сталей с учетом охрупчивающего воздействия на материал нейтронного облучения и рабочей температуры.

В представленном докладе сформулированы требования по повышению безопасной эксплуатации КР типа ВВЭР-1200 и ВВЭР-ТОИ и введено два уровня безопасности.

Условие обеспечения безопасной эксплуатации 1^{го} уровня означает такое состояние материала КР, при котором его разрушение может происходить только по вязкому механизму, т.е. хрупкое разрушение и, как следствие, катастрофическое разрушение КР принципиально исключается.

Условие обеспечения безопасной эксплуатации 2^{го} уровня означает, что при наличии паро-водяной смеси в КР при его аварийном расхолаживании, разрушение материала также может происходить только по вязкому механизму. Развитие трещины по хрупкому механизму возможно только, когда давление в реакторе отсутствует, и трещина может развиваться под действием только самоуравновешенных термических напряжений. При таких условиях развитие трещины не может привести к сквозному повреждению КР. Однако, образование протяженных трещин не исключено, что не позволяет производить дальнейшую эксплуатацию КР.

Произведен анализ применимости сталей 15X2НМФА кл. 1 и 15X2МФА-А (мод. А и мод. Б) для изготовления КР повышенной безопасности. Показано, что применение стали 15X2НМФА-А кл. 1 может обеспечить только 2^{ой} уровень безопасной эксплуатации КР.

Обеспечить безопасную эксплуатацию КР 1^{го} уровня можно при использовании для его изготовления новых сталей (15X2МФА-А мод. А и 15X2МФА-А мод. Б), созданных на базе легирующей композиции стали 15X2МФА.

Управление рисками при переходе на бесцеховую организационную структуру АЭС

Хмелев А.А.

ОАО «ВНИИАЭС»

1. Предпосылки перехода на бесцеховую структуру российских АЭС. Анализ лучших практик и зарубежного опыта.
2. Краткая информация по анализу положительных сторон и сложностей перехода на бесцеховую структуру на основе российского и зарубежного опыта внедрения бесцеховых структур на предприятиях электроэнергетики.

Методология управления рисками организационных изменений с учетом рекомендаций МАГАТЭ.

Перечень и назначение документов методологического обеспечения управления рисками организационных изменений:

- МАГАТЭ – ТЕСДОС-1226 Международное агентство по ядерной энергии, «Управление изменениями в энергетических компаниях АЭС»;
- ТП 1.2.6.1.0098-2012 «Типовое положение по анализу организационных изменений и оценке их влияния на безопасность АЭС на основе рекомендаций МАГАТЭ»;
- МР 1.3.3.99.0159-2013 «Методические рекомендации по проведению анализа влияния на безопасность организационных изменений».

Краткое описание основных этапов проведения анализа и оценки влияния рисков организационных изменений на безопасную эксплуатацию АС:

- классификация изменений по значимости для безопасности
- идентификация видов рисков (типовые и индивидуальные риски)
- расчет и оценка рисков, разработка предупреждающих мероприятий по снижению влияния рисков планируемых организационных изменений на безопасную эксплуатацию АС .

3. Опыт проектирования и внедрения бесцевых структур российских АС и анализ рисков связанных с организационными, социальными и человеческими факторами.

Краткая информация об опыте проектирования и внедрения бесцевых структур на примере Ленинградской и Нововоронежской АС.

4. Мероприятия по минимизации влияния рисков планируемых организационных изменений на безопасную эксплуатацию АС и управление рисками при переходе на бесцевую структуру (на примере Балтийской АС):

- описание рисков и превентивных мероприятий по минимизации их влияния на безопасную эксплуатацию Балтийской АС;
- анализ картограмм значений рисков «Проекта «Бесцевая структура» до и после выполнения превентивных мероприятий по минимизации их значений;
- управление рисками при переходе на бесцевую структуру на основе увязки календарного плана Проекта «Бесцевая структура» с календарным планом строительства и ввода в эксплуатацию Балтийской АЭС и мониторинга выполнения предупреждающих мероприятий.

Подготовка персонала, выполняющего ПНР по вводу в эксплуатацию энергоблоков АЭС

Ивакин В.П.

Нововоронежский учебно-тренировочный центр «Атомтехэнерго»,

Требования к подготовке персонала, выполняющего ПНР по вводу в эксплуатацию АС, определяются следующими документами:

- «Основные правила обеспечения эксплуатации атомных станций» (СТО 1.1.1.01.0678–2007);
- «Организация работы с персоналом на атомных станциях» (ОРП-2006);
- «Организация ПНР на объектах использования атомной энергии. Требования к персоналу» СТО СРО-С-60542960 00004–2010;
- «Положение о порядке обучения, проверки знаний и допуске к работе работников ОАО «Атомтехэнерго» ПЛ АТЭ.108.0157–2013. Подготовка персонала ПНР проводится по программам, которые разрабатываются для каждой должности, на основе МУ 1.3.3.99.0026-2010 «Системный подход к обучению персонала атомных станций. Методические указания по применению».

Системный подход к обучению реализуется на пяти связанных фазах:

1. Анализ — выявление потребностей в обучении и компетенций с целью определения необходимых знаний, умений и навыков, для выполнения конкретной работы;
2. Планирование — разработка программ подготовки с тематическими планами;
3. Разработка — разработка учебно-методических материалов;
4. Внедрение — проведение обучения;
5. Оценка — реализация обратной связи в виде корректирующих мероприятий.

Для каждого вновь принятого или переводимого на новую должность работника разрабатывается индивидуальная программа подготовки на основании типовой программы с учетом результатов входного контроля знаний.

Подготовка на должность включает:

- теоретическую подготовку;
- практическую подготовку;
- стажировку на рабочем месте;
- первичную проверку знаний;
- допуск к самостоятельной работе.

В НВ УТЦ АТЭ разработаны программы подготовки на должность для специалистов ПНР ОАО «Атомтехэнерго», а также программы повышения квалификации для руководителей и специалистов организаций — членов СРО НП «СОЮЗАТОМСТРОЙ», выполняющих персоналадочные работы на объектах использования атомной энергии:

- Проведение ПНР на системах и оборудовании РО АЭС
- Проведение ПНР на системах и оборудовании ТО АЭС
- Проведение ПНР на системах и оборудовании ХО АЭС
- Проведение ПНР на системах и оборудовании ЭТО АЭС
- Проведение ПНР на оборудовании АСУ ТП АЭС

Основы функционирования АЭС (Проект АЭС-2006)

Обучение на курсах повышения квалификации проходит в 2 этапа:

1 этап – дистанционное обучение без отрыва от производства (32 часа)

2 этап – очное обучение (40 часов)

Информационная система «Портал поддержки пусконаладочных работ»

Плешакова Н.В.

Смоленский учебно-тренировочный центр «Атомтехэнерго»

ОАО «Атомтехэнерго» является бизнес-единицей электроэнергетического дивизиона ОАО «Атомэнергопром» и выполняет все виды пусконаладочных работ (ПНР) по всей номенклатуре оборудования и систем АЭС. ПНР включают разработку координационного плана и пусконаладочной документации, разработку и ведение сметно-финансовой документации, контроль за проведением испытаний и предоставлением отчетно-сдаточной документации и другие виды деятельности. Для автоматизации части функций основной деятельности предприятия, повышения эффективности контроля и управления ПНР, повышения активности и мотивирования персонала в области инновационной деятельности организации, а также сокращения сроков исполнения проектов внутри ОАО «Атомтехэнерго» была инициирована разработка информационной системы «Портал поддержки пусконаладочных работ».

Портал представляет собой комплекс программно-технических средств, обеспечивающих единую точку доступа (портальное решение) пользователям для использования заложенных функций согласно назначенным правам доступа.

Портал обеспечивает решение следующих задач:

- создание единой системы управления проектами;
- обеспечение информационной поддержки основной деятельности предприятия;
- контроль сроков выполнения работ;
- организация единого информационного пространства для территориально распределенных подразделений предприятия;
- автоматизация части рутинных процессов с целью сокращения сроков выполнения работ;
- повышение активности и эффективности инновационной деятельности;
- обеспечение возможности оперативного получения пользователями информации об интересующем объекте;

- предоставление единого инструмента для общения пользователей. Программно-аппаратный комплекс Портала состоит из центрального сервера, включающего кластер из двух серверов-обработчиков, центральное файловое хранилище и хранилище резервных копий, а также дочерних серверов подразделений предприятия и клиентских рабочих станций. Весь программно-аппаратный комплекс Портала будет проходить сертификацию на соответствие классу IГ защищенности системы от несанкционированного доступа.

Портал включает 12 подсистем, семь из которых непосредственно связаны с выполнением ПНР (например, подсистемы поддержки ПНР, хранения документации, планирования и управления и т.д.), а остальные пять - реализуют обеспечивающие и дополнительные функции (администрирование, коммуникации, информирование и пр.).

В период с марта по июль 2014 г. в одном из филиалов ОАО «Атомтехэнерго» в рамках проекта производственной системы «Росатом» «Оптимизация процесса выпуска пусконаладочной документации для энергоблока №1 НВАЭС-2» прошел опытно-промышленную эксплуатацию (ОПЭ) один из модулей Портала - «Управление пусконаладочной документацией». Результаты ОПЭ модуля показали значительное улучшение и повышение эффективности процесса выпуска пусконаладочной документации. В настоящее время ведется активная разработка функционала других подсистем и модулей Портала.

Подготовка персонала с применением системы дистанционного обучения «Профессионал»

Сердюк А.В., Кириенко А.В., Тригуб М.Ю.

Смоленский филиал учебно-тренировочный центр «Атомтехэнерго» Система дистанционного обучения (СДО) «Профессионал» является комплексным функциональным решением для управления дистанционным обучением. Преимуществами системы являются использование сетевых и мультимедиа технологий для предоставления учебно-методического материала, использование единой порталной точки доступа в сети internet/intranet и использование материалов, соответствующих международному стандарту SCORM.

СДО «Профессионал» разработана на базе конструктора порталных решений Microsoft SharePoint с использованием надстроек SharePoint Learning Kit и Microsoft Learning Gateway, что позволяет производить модернизацию СДО с применением встроенных обновляемых библиотек.

В 2007 году руководство ОАО «Атомтехэнерго» приняло решение о создании дополнительных возможностей для непрерывного и своевре-

менного совершенствования теоретических знаний своих работников, путем внедрения системы дистанционного обучения «Профессионал», способной обеспечить передачу знаний о новых технологиях в очень короткие сроки большому количеству пусконаладочного персонала, территориально распределенному в филиалах Общества. Начиная с 2010 года СДО «Профессионал» находится в промышленной эксплуатации и прочно занял свое место в учебном процессе организации. В конце 2012 года закончилась комплексная программа обучения персонала для подготовки к работам по основным направлениям пусконаладочных работ на энергоблоке №4 БАЭС с реактором БН-800, где рассматриваемая система выступала в качестве основного инструмента получения теоретических знаний.

Основным применением системы дистанционного обучения является теоретическая подготовка персонала без отрыва от производственного процесса. Так для ОАО «Атомтехэнерго» цель теоретического обучения – приобретение персоналом специальных знаний в рамках своих и смежных специализаций по составу, конструкции, особенностям систем и оборудования, режимам работы, включая аварийные и переходные, параметрам физических процессов, функциям, схемам и параметрам управления технологическими процессами. Перечень необходимых программ и их тематика определяется исходя из специализаций персонала по видам оборудования и работ.

Организация учебного процесса СДО «Профессионал» основана на двойном администрировании: со стороны филиала-заказчика обучения и со стороны обучающей организации. Такой подход призван обеспечить мотивацию обучаемого и необходимый уровень качества полученных знаний по результатам обучения.

Во время проведения обучения центральный сервер СДО «Профессионал» функционирует в круглосуточном режиме, ежедневно обновляется программное обеспечение для проведения учебного процесса, еженедельно пополняется учебными материалами и ежедневно используется обучаемыми.

Математическая модель теплогидравлики активных зон ядерных реакторов на сверхкритических параметрах

*Чусов И.А., Зуборев Е.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ*

*Тревгода М.М.
ГНЦ РФ-ФЭИ*

Одним из путей повышения к.п.д. энергетических установок с ядерными реакторами является переход на сверхкритические параметры.

Однако переход на сверхкритические параметры приводит к необходимости решения проблемы ухудшения теплообмена. К настоящему моменту на основании экспериментальных исследований выяснено, что резкое уменьшение коэффициента теплоотдачи вызывается эффектом термического ускорения потока.

Расчет течения теплоносителя со сверхкритическими параметрами в проточной части реакторной установки (на активном участке подогрева, как подъемном, так и опускном) характеризуется тем, что изменение энтальпии потока много больше характерной величины кинетической энергии. Это обстоятельство приводит к необходимости решения уравнений переноса с учетом кинетических эффектов — барнеттовских слагаемых входящих 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 и турбулентные напряжения O . Рейнольдса.

Математическая модель течения теплоносителя была построена на основе формального применения процедуры Чепмена-Энскога и удержания в разложении по числам Кнудсена трех первых слагаемых. Такой подход позволил получить выражения для тензора напряжений и теплового потока с учетом поправок Барнетта.

Течение теплоносителя в реакторных установках с умеренными и большими числами Рейнольдса в значительной степени определяется геометрией: для большинства внутренних течений поток ограничен стенкой (стенками), и геометрия стенок определяет выделенное (доминирующее) направление. Это соображение позволяет перейти от уравнений сохранения записанных в форме O . Рейнольдса с учетом барнеттовских поправок для тензора напряжений и теплового потока к упрощенным уравнениям O . Рейнольдса, которые являются параболическим.

Параболизированные уравнения O . Рейнольдса были получены применением к исходной системе уравнений разложения в ряд по числам Рейнольдса и отбрасыванием слагаемых более высокого порядка малости, чем $O(1)$ и $O(1/Re^{-1/2})$. Полученная упрощенная модель течения теплоносителя включает в себя слагаемые учитывающие вклад от поправок Барнетта.

Модель течения теплоносителя в активных зонах реакторных установок

*Авдеев Е.Ф., Чусов И.А., Аитухов Ю.В.
ИАТЭ НИЯУ МИФИ*

*Тревгода М.М.
ГНЦ РФ-ФЭИ*

Модели течений, построенные на основе параболизированных уравнениях Навье-Стокса или О. Рейнольдса (в зависимости от типа течения), являются наиболее полными из всех моделей параболического типа. В настоящее время модель параболизированных уравнений применяется в основном для расчета течений со сверхзвуковыми параметрами при наличии химически реагирующих газов, либо без химических реакций. Однако ее основное преимущество – возможность расчета поперечной составляющей скорости решением параболического уравнения является очень заманчивой, особенно при разработке тренажерных систем реального времени или понятийных тренажеров для ядерной энергетики.

Среди множества задач современной реакторной теплогидравлики задача корректного учета поперечного переноса количества движения и тепла в активных зонах реакторных установок является одной из наиболее важных.

Построение модели выполнено на основе отбрасывания в уравнениях Навье-Стокса слагаемых содержащих вторые производные, как повторные, так и смешанные, содержащие дифференцирование по маршевой координате. Получающаяся при этом модель является не вполне последовательной, так как получающиеся уравнения содержат лишь часть слагаемых полной системы Навье-Стокса, имеющие порядок $O(1/Re^{-1/2})$, но в то же время сохраняют часть слагаемых более высокого порядка малости.

Предлагаемая модель построена для двумерного случая течения теплоносителя в активной зоне и кольцевом опускном зазоре. Уравнения импульса содержат слагаемые обусловленные действием силы тяжести, подъемной силы и сил сопротивления трения и давления. В уравнение теплопроводности включено слагаемое, учитывающее энерговыделение обусловленное ядерными реакциями. Связь между уравнением энергии для потока теплоносителя и уравнением теплопроводности осуществляется на основании формулы для теплового потока. Коэффициент теплоотдачи вычисляется по известным соотношениям для пучков стержней дистанционированных, либо решеткой, либо проволочной навивкой.

Численное решение полученной системы уравнений осуществляется методом прогонки.

Оптимизация составов бетонов радиационной защиты АЭС нового поколения

Енговатов И.А.

ГБОУ ВПО МГСУ, Москва

Былкин Б.К., Кожевников А.В.

РНЦ «Курчатовский институт»

Современный подход к проектированию и строительству атомных станций нового поколения, требует уже на стадии проектирования разработки комплекса мероприятий, направленных на уменьшение объемов РАО при будущем выводе из эксплуатации блоков АЭС.

Проведенные ранее исследования показали, что существенно уменьшить объемы радиоактивных отходов можно за счет целенаправленного выбора малоактивируемых составов бетонов и конструкционных сталей.

Учитывая, что проекты АЭС нового поколения в частности АЭС ВВЭР-ТОИ является оптимизированным, такую оптимизацию необходимо провести и с составами бетонов, используемых в конструкциях радиационной защиты реактора.

С этой целью в одномерной геометрии проведены расчетные исследования переноса нейтронного излучения и активации конструкции радиационной защиты, выполненной из различных составов бетонов.

Для определения содержания «примесных» и «следовых» элементов, таких как кобальт, европий, цезий и др., на изотопах которых образуются долгоживущие радионуклиды, использовались в основном использовались данные ранее полученные авторами.

Проведенные исследования показали, что за счет целенаправленного выбора малоактивируемых составов защитных бетонов шахты реактора типа ВВЭР возможно **значительное снижение** уровней наведенной активности, а, следовательно, и объемов РАО.

Учитывая перспективу массового строительства блоков АЭС нового поколения и их оптимизацию необходимо уже в ближайшем будущем осуществить:

- разработку, аттестацию и внедрение технических условий и паспортов на технологический и химический состав защитных материалов для сооружения наиболее ответственных конструкций и элементов радиационной защиты;
- разработку соответствующих нормативно-технических документов, регулирующих практическое использование перспективных защитных материалов для АЭС нового поколения.

Практическая реализация предложенных в докладе подходов позволит осуществить будущую стадию вывода из эксплуатации

АЭС нового поколения безопасным и экономичным образом, за счет уменьшения объемов радиоактивных отходов, снижения радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду, увеличения объемов повторного использования материалов демонтируемых АЭС.

Характеристики активной зоны ВВЭР-1000 при многократном рециклировании РЕМИКС-топлива

*Бобров Е.А., Алексеев П.Н., Чибиняев А.В., Теплов П.С., Дудников А.А.
НИЦ «Курчатовский институт»*

В данной работе основное внимание уделено обоснованию характеристик топливных циклов в действующих РУ ВВЭР-1000 и в перспективных проектах РУ ВВЭР при использовании топлива, изготавливаемого по REMIX-технологии. Рассмотрены основные особенности загрузки активной зоны ВВЭР таким топливом при многократном рециклировании. Проводится сравнение с другими вариантами топливных циклов (преимущественно с МОХ-топливом). Рассматривается возможность подпитки ВВЭР ураном-233 из ториевых экранов БН-1200 и обмен выгружаемым плутонием между ВВЭР и БН.

Актуальность работы: Решение проблем накопления ОЯТ и обеспечения ресурсами топлива на весь жизненный цикл энергоблоков — острейшие вопросы сегодняшнего дня как для отечественной атомной энергетики, так и для ее места на мировом рынке услуг атомной отрасли. Поэтому поиск и анализ оптимальных вариантов замыкания топливного цикла системы атомной энергетики с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах является важной задачей. Это обусловлено необходимостью снижения объемов хранящегося отработавшего ядерного топлива, повышения эффективности использования урана-238 и сокращением расхода природного урана. Показано, что одним из перспективных вариантов замыкания ядерного топливного цикла для ВВЭР является концепция использования REMIX-топлива, разрабатываемая НПО «Радиевый Институт» с участием НИЦ «Курчатовский Институт». Рассмотрены предложения в Программу работ по обоснованию роли и места REMIX-топлива в замкнутом ядерном топливном цикле и экспериментальному обоснованию элементов технологии REMIX-топлива. Рассмотрены аспекты радиационной безопасности при обращении с REMIX-топливом.

Разработка конструкции корпуса блока реакторного реакторной установки на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300

Щекин М.В.

*ОАО «Конструкторское бюро специального машиностроения»,
Санкт-Петербург*

Рассмотрены принципы безопасности реакторных установок, схема закрытого топливного цикла, концепция естественной безопасности реакторной установки «БРЕСТ-ОД-300», ее особенности конструкции и отличительные особенности.

Предложения по установлению требований по структуре и составу эксплуатационных пределов и условий, в том числе по пределам и условиям безопасной эксплуатации

Стацура Д.Б., Севастьянов В.С.

Нововоронежская АЭС

В соответствии с требованиями НП-006-98 в главу 16 отчета по обоснованию безопасности энергоблока в качестве пределов безопасной эксплуатации включаются предельные значения контролируемых параметров и уставки срабатывания систем безопасности. Происходит подмена пределов безопасной эксплуатации эксплуатационными пределами.

Предлагается систематизация и структурирование проектных пределов и условий для всех состояний и режимов энергоблока на основе концепции глубокоэшелонированной защиты.

Эксплуатационные пределы и условия должны устанавливаются с целью предотвращения нарушения нормальной эксплуатации, в том числе при проведении испытаний.

С целью предотвращения перерастания нарушений нормальной эксплуатации в аварии предлагается установить пределы и условия при эксплуатации с малыми отклонениями.

Пределы и условия безопасной эксплуатации устанавливаются с целью предотвращения тяжелых последствий аварий.

В условиях тяжелых запроектных аварий предлагается установить пределы и условия снижения рисков для населения и окружающей среды.

Пределы устанавливаются с целью идентификации начальных и конечных границ различных состояний и режимов энергоблока. По пределам, определяющим начальные границы состояний производятся те или иные действия автоматическими системами или оперативным

персоналом с целью предотвращения достижения пределов, определяющих конечные границы состояний.

Возможность проведения этих действий является условиями предотвращения перехода в более тяжелое по радиационным последствиям состояние.

Информационная система использования опыта эксплуатации «ОРНИС»

Суров М.В., Тригуб М.Ю.

Смоленский филиал учебно-тренировочный центр «Атомтехэнерго»

Настоящая доклад посвящен созданию информационной системы использования опыта эксплуатации «Орнис» (ИСИОЭ) и внедрению на Смоленской АЭС (САЭС). Внедрение ИСИОЭ призвано автоматизировать производственные процессы, связанные с использованием опыта эксплуатации. Разработка ведется на базе Смоленского филиала учебно-тренировочного центра «Атомтехэнерго» ОАО «Атомтехэнерго».

Накопление и анализ опыта эксплуатации (ОЭ) объектов атомной энергетики, в частности, атомных электростанций (АЭС), является источником информации для принятия решений, направленных на обеспечение безопасной, надежной и экономичной эксплуатации АЭС. Учет и анализ ОЭ позволяет снижать количество инцидентов и аварий на АЭС, предсказывать отказы и своевременно проводить профилактические ремонты технологического оборудования и систем, уменьшать потери в выработке электроэнергии и, следовательно, увеличивать экономичность АЭС и повышать квалификацию эксплуатационного персонала.

Информационная система использования опыта эксплуатации «Орнис» предназначена для повышения эффективности использования ОЭ в условиях распределенного использования информации специалистами подразделений АЭС.

Первичная задача ИСИОЭ – регистрация событий. Регистрация событий производится как внутренними средствами системы, так и смежными системами эксплуатирующей АЭС, процесс регистрации зависит от источника событий:

- информационное сообщение – целевое или анонимное сообщения сотрудника АЭС, содержащее в себе сведения о возможных сбоях или дефектах в работе АЭС;
- событие – выявляется на этапе эксплуатации и ремонта, заносится в «Журнал событий» начальником смены;
- информационное сообщение о внешнем ОЭ – документ, содержащий описание нарушения, предлагаемые корректирующие мероприятия;

- событие, зарегистрированное сторонней системой АЭС – аномальное событие, содержащее в себе ряд описательных атрибутов. Автоматически попадает в «Журнал событий» для рассмотрения к расследованию в качестве одного из типовых событий.

При анализе «Журнала событий» принимается решение о расследовании события в качестве одного из следующих типовых событий: нарушение, отклонение или малозначимое событие.

По результатам расследования событий и заполнения карты информационного сообщения внешнего ОЭ требуется разработать корректирующие мероприятия (КМ).

Корректирующая мера — действие, предпринятое для устранения причин аномального события и предотвращения аналогичного события в будущем (СТО 1.1.1.01.002.0646).

Каждый из этапов разработки и реализации корректирующих мероприятий обрабатывается отделом использования опыта эксплуатации и расследования нарушений АЭС.

По результатам регистрации событий, расследования событий и реализации корректирующих мер формируется отчетная документация об использовании ОЭ.

На данный момент система использования опыта эксплуатации «Орнис» успешно прошла опытную эксплуатацию и сдана в промышленную эксплуатацию в декабре 2012 года на Смоленской АЭС.

Экспериментальное обоснование работоспособности пассивных систем безопасности в новых проектах АЭС с ВВЭР

*Морозов А.В., Ремизов О.В., Калякин Д.С.
ГНЦ РФ-ФЭИ*

В Российской Федерации разработан проект атомной электростанции с водо-водяным реактором нового поколения «3+» с улучшенными технико-экономическими показателями – «АЭС-2006». Главная особенность проекта - использование дополнительных пассивных систем безопасности в сочетании с традиционными активными системами. Площадкой для сооружения головных блоков в серии «АЭС-2006» является вторая очередь Нововоронежской АЭС. Кроме того, основные решения по безопасности используются в эксплуатируемой АЭС «Куданкулам» в Индии.

Пассивные системы охлаждения активной зоны данных проектов ВВЭР включают в себя систему залива активной зоны из гидроемкостей первой ступени (ГЕ-1), дополнительную пассивную систему залива активной зоны из гидроемкостей второй ступени (ГЕ-2), а также систему пассивного отвода тепла (СПОТ).

В системе ГЕ-2 реализовано четырёхступенчатое профилирование расходной характеристики, которое обеспечивается использованием коллектора, позволяющего осуществлять пассивное изменение расхода, основанное на идее последовательного прекращения истечения по сливной линии, оказавшейся выше уровня воды в баке. Дополнительной функцией системы ГЕ-2 является автоматическое пассивное удаление (отвод) неконденсирующихся газов первого контура из трубчатки парогенератора, что способствует улучшению теплообмена и обеспечивает более длительную работу ПГ в конденсационном режиме.

Система пассивного отвода тепла предназначена для длительного отвода остаточных тепловыделений от активной зоны реактора, при авариях с потерей всех источников переменного тока, как при плотном первом контуре, так и при возникновении течей в первом или во втором контурах. В случае течи в первом контуре система работает совместно с гидроемкостями второй ступени. Система состоит из четырех независимых каналов, по одному на каждый парогенератор реакторной установки.

При авариях с разрывом главного циркуляционного трубопровода СПОТ обеспечивает перевод горизонтальных парогенераторов в режим конденсации пара первого контура, поступающего в трубчатку ПГ из реактора, тем самым обеспечивая подпитку активной зоны. В результате конденсации происходит нагрев воды второго контура до температуры насыщения с образованием пара. За счет естественной циркуляции в паро-конденсатном тракте СПОТ пар поступает в воздушные теплообменники, установленные на наружной поверхности защитной оболочки. Пар конденсируется, отдавая тепло окружающему воздуху, а образовавшийся конденсат поступает обратно в межтрубное пространство ПГ.

Для обоснования проектных функций и работоспособности пассивных систем охлаждения активной зоны РУ ВВЭР нового поколения в ГНЦ РФ-ФЭИ было организовано проведение широкомасштабной программы экспериментальных исследований. Основные результаты проведенных работ представлены в докладе.

Технические требования на систему представления параметров безопасности в проекте новых энергоблоков АЭС

Стацура Д.Б., Севастьянов В.С.

Нововоронежская АЭС

Система представления параметров безопасности (СППБ) на первом уровне выполняет контроль состояния критических функций без-

опасности КФБ. В случае нарушения КФБ при аварии, активируются видеофрагменты второго уровня СППБ, содержащего интерактивные электронные аналоги процедур восстановления КФБ.

Предлагается возложить на СППБ не только функции информационной поддержки операторов по контролю состояния энергоблока и принятию решений при выполнении управляющих действий, но и функции поддержки операторов по выполнению управляющих действий.

При обосновании безопасности энергоблока выполняется анализ сценариев аварий с определенными исходными событиями и начальными условиями. На этом основан событийно ориентированный способ организации управления авариями. В инструкцию по ликвидации проектных аварий (ИЛАС) и в руководство по управлению запроектными авариями (РУЗАС) включаются процедуры управляющих действий для конкретных сценариев аварий, с определенными исходными событиями и условиями работы оборудования, рассмотренных в проекте или в дополнительных не консервативных расчетных обоснованиях. При этом для каждого сценария аварии используется определенная процедура управляющих действий и количество их не ограничено. Однако, все происшедшие на АЭС крупные аварии развивались по не учтенным сценариям, для которых не были разработаны и обоснованы процедуры управляющих действий.

Начиная с 90-х годов прошлого века на отечественных АЭС с ВВЭР разрабатываются и внедряются ИЛАСо и РУЗАСо, основанные на симптомно ориентированном способе организации управления авариями. При этом для любого сценария аварии используется стандартная система взаимосвязанных процедур управляющих действий.

Использование видеофрагментов, привязанных к отдельным технологическим системам, для выполнения управляющих воздействий во всех режимах, в том числе и в аварийных, предполагает большую интеллектуальную работу оператора, занимает много времени. Это вынужденная мера при использовании не ограниченных по количеству событийно-ориентированных процедур. При использовании стандартного набора симптомно-ориентированных противоаварийных процедур управляющие воздействия должны выполняться с формализованных видеофрагментов интерактивных электронных аналогов симптомно-ориентированных аварийных процедур.

Подсекция 3.2

ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ПРОЕКТЫ ЭНЕРГБЛОКОВ АЭС

Некоторые перспективы 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 энергоблоков в мире около 300 блоков именно этого типа. Несмотря на имевшую место постперестроечную стагнацию, в настоящее время атомная отрасль России вышла на достойные рубежи. По уровню научно-технической обоснованности обеспечения надежности и безопасности энергоблоков с ВВЭР «Росатом» занимает лидирующее положение в мире. Современное состояние отечественных РУ с ВВЭР далеко не исчерпывает их потенциальных возможностей. Имеются реальные перспективы увеличения их срока службы до 60 лет, глубины выгорания ядерного топлива, существенного повышения коэффициента его воспроизводства при введении спектрального способа регулирования реактора, реализации новых компоновочных решений, расширения мощностной цепочки от 300 до 1500 МВт и др. Находят реальное применение технические решения корабельных РУ для транспортабельных (плавучих) АЭС (примером является КЛТ-40).

Развитие РУ с водяным теплоносителем может основываться как на новых схемных и конструктивных решениях, так и на основе «извлечения» из существующих РУ потенциальных возможностей, которые не были использованы ранее. В частности кооперация «вузовской науки» с ведущими предприятиями отрасли позволила обосновать «Концепцию расширенного использования естественной циркуляции теплоносителя (ВВЭР-1000/1200)» с целью самозапуска и обеспечения собственных нужд при длительном полном внешнем обесточивании АЭС.

В докладе высказываются определённые сомнения в правильности полного отказа «Росатома» от развития канальных уран-графитовых реакторов – проект МКЭР, разработанный после Чернобыля, не имел недостатков РБМК, связанных с обеспечением ядерной безопасности.

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).

Важнейшая проблема освоения водяного теплоносителя сверхкритических параметров (СКД) с целью ухода от существующего «низкого температурного потолка» в РУ не обеспечена необходимым размахом научных исследований и ОКР, где определяющая роль должна принадлежать физикам по созданию безопасного реактора, исключающего мгновенную чувствительность к изменению плотности теплоносителя. За решение этой проблемы еще в 60-е годы прошлого века брался крупный выдающийся физик С.М. Фейнберг в ИАЭ им. И.В. Курчатова в варианте корабельного реактора на промежуточных нейтронах (ВПН-705), но за полвека практически ничего не изменилось.

Успех в решении проблемы возможен лишь при четкой высокопрофессиональной централизованной организации всего комплекса работ как в научном, так и в проектно-конструкторском плане.

Обеспечение работы энергоблока АЭС с ВВЭР в маневренных режимах и следования за нагрузкой (100-50-100)% от $P_{\text{ном}}$ с сохранением основных параметров энергоэффективности на основе комплексного применения высоковольтного частотно-регулируемого электропривода на энергоемком технологическом оборудовании (ГЦНА, ПЭН, КЭН и ЦН) в автоматическом режиме

*Зыков А.С., Плаксеев А.А., Воробьев П.С.
ОАО «Атомэнергопроект», Москва*

Все новые проекты, включая ВВЭР-ТОИ, пока не имеют возможности глубокого маневрирования мощности (100-50-100)% от $N_{\text{ном}}$ и следования за нагрузкой.

Тенденция ближайшего десятилетия для российской генерации, особенно это касается её европейской части, — невозможность поддержания АЭС в базовом режиме и, как следствие, эксплуатация их в режимах не полной мощности с большим разнообразием переходных и маневренных режимов, что предполагает другой подход к качеству

систем регулирования мощностью реакторной установки (РУ) и энергоемким технологическим оборудованием энергоблока АЭС.

Требования потенциальных мировых заказчиков по маневрированию (100-30-100)% от $N_{ном}$. Все проекты «ключевых» мировых инжиниринговых компаний имеют возможность маневрирования (100-25-100)% от $N_{ном}$.

Отсутствие возможности маневрирования мощности в новых проектах АЭС с ВВЭР — потеря международного рынка, финансовые потери ГК «Росатом» на отечественном рынке продажи э/энергии — один день простоя э/блока АЭС равен 28 млн руб.

В настоящее время появилась необходимость комплексного решения задачи по обеспечению работы энергоблока АЭС с ВВЭР в маневренных режимах и следования за нагрузкой (100-50-100)% от $P_{ном}$ с сохранением основных параметров энергоэффективности, которая разделяется на два направления:

1. Изменение и регулирование мощностью реакторной установки (РУ) в пределах (100-50-100)% от $N_{ном}$ (отв. «ОКБ «Гидропресс», НИЦ «Курчатовский институт» и ОАО «ТВЭЛ»).

2. Регулирование энергоемким технологическим оборудованием (ГЦНА, ПЭН, КЭН и ЦН) и турбогенератором в маневренных режимах и следования за нагрузкой (100-50-100)% от $P_{ном}$ с сохранением основных параметров энергоэффективности в автоматическом режиме (отв. ОАО «Атомэнергопроект»).

При существующих в настоящее время способах регулирования энергоемким технологическим оборудованием и турбогенератором работа энергоблока в режиме суточного маневрирования и следования за нагрузкой (100-50-100)% от $N_{ном}$ крайне неэффективна как с точки зрения качества систем регулирования технологическим оборудованием I, II контура и контура охлаждающей воды, так и с точки зрения потребления электроэнергии на собственные технологические нужды, а также уровня надежности и безопасности работы всего энергоблока в соответствии требованиям, предъявляемым в новых проектах АЭС с ВВЭР.

Реализовать оптимальный режим работы энергоблока АЭС в переходных и маневренных режимах возможно с применением современных систем частотно-регулируемого электропривода (ВЧРП) на насосах ГЦНА, ПЭН, КЭН и ЦН.

Частотно-регулируемый электропривод может плавно и синхронно изменять производительность четырех ГЦНА по заданному или изменяемому технологическому параметру или любой другой закономерности, сохраняя одинаковый поток теплоносителя во всех петлях РУ.

Перед включением технических решений по ГЦНА в рабочую документацию необходимо проведение комплекса НИОКР по обо-

снованию применения высоковольтного частотно-регулируемого электропривода на ГЦНА с проведением комплексных натурных испытаний на стендовом оборудовании по разработанной, согласованной и утвержденной программе и НИОКР по моделированию работы энергоблока в переходных и маневренных режимах с применением высоковольтного частотно-регулируемого электропривода на энергоемком технологическом оборудовании I, II контура и контура охлаждающей воды энергоблока.

Оптимизация составов бетонов радиационной защиты АЭС нового поколения

*Енговатов И.А.
ГБОУ ВПО МГСУ*

*Былкин Б.К., Кожевников А.В.
РНЦ «Курчатовский институт»*

Современный подход к проектированию и строительству атомных станций нового поколения, требует уже на стадии проектирования разработки комплекса мероприятий, направленных на уменьшение объемов РАО при будущем выводе из эксплуатации блоков АЭС.

Проведенные ранее исследования показали, что существенно уменьшить объемы радиоактивных отходов можно за счет целенаправленного выбора малоактивируемых составов бетонов и конструкционных сталей.

Учитывая, что проекты АЭС нового поколения в частности АЭС ВВЭР-ТОИ является оптимизированным, такую оптимизацию необходимо провести и с составами бетонов, используемых в конструкциях радиационной защиты реактора.

С этой целью в одномерной геометрии проведены расчетные исследования переноса нейтронного излучения и активации конструкции радиационной защиты, выполненной из различных составов бетонов.

Для определения содержания примесных и следовых элементов, таких как кобальт, европий, цезий и др., на изотопах которых образуются долгоживущие радионуклиды, использовались в основном использовались данные ранее полученные авторами.

Проведенные исследования показали, что за счет целенаправленного выбора малоактивируемых составов защитных бетонов шахты реактора типа ВВЭР возможно **значительное снижение** уровней наведенной активности, а, следовательно, и объемов РАО.

Учитывая перспективу массового строительства блоков АЭС нового поколения и их оптимизацию необходимо уже в ближайшем будущем осуществить:

- разработку, аттестацию и внедрение технических условий и паспортов на технологический и химический состав защитных материалов для сооружения наиболее ответственных конструкций и элементов радиационной защиты;
- разработку соответствующих нормативно-технических документов, регулирующих практическое использование перспективных защитных материалов для АЭС нового поколения.

Практическая реализация предложенных в докладе подходов позволит осуществить будущую стадию вывода из эксплуатации АЭС нового поколения безопасным и экономичным образом, за счет уменьшения объемов радиоактивных отходов, снижения радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду, увеличения объемов повторного использования материалов демонтируемых АЭС.

Технические характеристики ВВЭР-1250 со спектральным регулированием (ВВЭР-С-1250)

*Алексеев П.Н., Бобров Е.А., Теплов П.С., Чибиняев А.В.
НИЦ «Курчатовский институт»*

В последние годы в НИЦ «Курчатовский институт», ОКБ «Гидропресс» и ОАО «Атомэнергопроект» по заданию ОАО «Концерн Росэнергоатом» проводились работы по поиску возможностей повышения инвестиционной привлекательности перспективных корпусных энергетических реакторных технологий с водяным теплоносителем (Супер-ВВЭР). Тематика Супер-ВВЭР имеет два, самостоятельных, определенных и структурированных направления: эволюционное и инновационное.

Направление эволюционного развития ВВЭР со спектральным регулированием изменения реактивности активной зоны в процессе выгорания топлива получило название ВВЭР-С. Реактор ВВЭР-С является одним из вариантов эволюционно-модернизированных тепловых реакторов, отвечающих требованиям системы Ядерной Энергетики в среднесрочной перспективе. Развитие технологии ВВЭР-С имеет целью:

- повышение эффективности и конкурентоспособности перспективных энергоблоков ВВЭР;
- экономию природного урана в ОЯТЦ (менее 130 т природного урана на 1 ГВт·год электроэнергии);
- разработку гибких топливных циклов, включающих работу как в ОЯТЦ, так и в ЗЯТЦ;
- применение загрузок с различными видами топлива (UOX, REMIX, MOX и с их комбинациями);

- обеспечение требуемого уровня безопасности управления и защиты реактора без использования системы компенсации реактивности борной кислотой во всех режимах эксплуатации, включая стояночные.

Спектральное регулирование изменения реактивности активной зоны в процессе выгорания топлива проводится за счет изменения водо-уранового соотношения в ТВС за счет использования подвижных вытеснителей воды.

В работе представлены результаты расчетных исследований характеристик активной зоны реактора ВВЭР со спектральным регулированием мощностью 1250 МВт в стационарном 6-ти годичном топливном цикле с урановым топливом без использования системы борного регулирования при работе на мощности и в стояночных (перезрузочных) режимах.

Автономные пассивные системы аварийного охлаждения реакторных установок на основе двухфазных термосифонов

Свириденко И.И.

Севастопольский национальный технический университет

Шевелев Д.В.

ОП НТЦ НАЭК «Энергоатом», Севастополь

Выборнов С.С.

ОП «Атомпроектинжиниринг» НАЭК «Энергоатом», Киев

Свириденко Н.Н.

Международный инженеринговый центр передовых технологий, Севастополь

Рассматриваются принцип действия, схемы и расчетные характеристики термосифонных СПОТ РУ, системы пассивного расхолаживания (СПР) КД, СПОТ ГО и СПОТ БВ ОЯТ, а также термосифонного устройства пассивной тепловой защиты трубопроводных гермопроходок (ГП) 2-го контура. Применение теплообменного оборудования на основе испарительно-конденсационных устройств замкнутого типа — двухфазных термосифонов (ДТС) является одним из эффективных методов повышения надежности и безопасности отвода остаточного энерговыделения РУ в условиях полного длительного обесточивания. Являясь автономными замкнутыми устройствами теплоотвода, ДТС создают систему дополнительных барьеров между источниками энерговыделения и конечным поглотителем.

СПОТ РУ осуществляет отвод теплоты от 1-го контура и состоит из четырех подключаемых к трубопроводам САОЗ автономных петель

расхолаживания. СПР КД состоит из двух автономных петель и обеспечивает расхолаживание компенсатора с целью ускоренного снижения давления в 1-м контуре для более раннего подключения ГЕ САОЗ, что предотвращает выход реактора на повторную критичность. Каждая из петель СПОТ РУ и СПР КД включает промежуточный теплообменник на основе ординарных ДТС, замкнутый кольцевой двухфазный промконтур, выводимый за пределы ГО, и теплообменник-конденсатор, осуществляющий отвод теплоты конечному поглотителю.

Основной особенностью рассматриваемых систем является то, что 1-й контур и конечный поглотитель разделяют два последовательно расположенных промежуточных замкнутых контура теплопереноса: сборка ДТС теплообменника расхолаживания и промконтур, работающий по принципу кольцевого ДТС. Приводятся характеристики функционирования СПОТ РУ и СПР КД, а также сравнительные характеристики эффективности предлагаемых систем с использованием в качестве конечного поглотителя воды, размещаемой в баках аварийного отвода теплоты, и атмосферного воздуха.

СПОТ БВ ОЯТ и СПОТ ГО сформированы кольцевыми ДТС, испарители которых размещаются, соответственно, в бассейне и в ГО, а конденсаторы расположены за пределами ГО. Представлены расчетные характеристики СПОТ БВ и ГО, приведено сравнение тепловой эффективности предложенных конструктивных вариантов систем.

Устройство пассивной тепловой защиты трубопроводной ГП представляет собой L-образный ДТС с горизонтальным коаксиальным испарителем, внутри которого расположен горячий трубопровод 2-го контура, и вертикальным трубчатый конденсатором, размещенным за пределами защитной оболочки в вертикальном воздушном канале. Пассивный теплоотвод от горячего трубопровода осуществляется переносом скрытой теплоты парообразования промежуточного теплоносителя ДТС атмосферному воздуху, движущемуся за счет естественной тяги в воздушном канале. Приведены результаты расчетного моделирования процесса пассивной тепловой защиты трубопроводной ГП с оценкой влияния температуры атмосферного воздуха на эффективность тепловой защиты ГП.

Секция 4

МЕЖДУНАРОДНОЕ СОТРУДНИЧЕСТВО В ЦЕЛЯХ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС

Международное научно-техническое сотрудничество — эффективный способ получения новых знаний и опыта

Антипов С.И.

ОАО «Концерн Росэнергоатом»

За все время существования ОАО «Концерн Росэнергоатом», а это более 20 лет, неотъемлемой частью его деятельности является международное научно-техническое сотрудничество (МНТС), которое направлено на:

- укрепление репутации Концерна, формирование благоприятных внешних условий для его функционирования и развития в условиях мирового бизнес-сообщества;
- организацию выполнения международных обязательств России в части, касающейся деятельности ЭО;
- использование примеров лучшей мировой практики в технологической, инженерной и организационной областях и практики учета человеческого фактора за счет обмена опытом эксплуатации, знаниями и технологиями;
- использование результатов НИОКР, связанных с безопасностью, их рассмотрение, анализ и извлечение уроков с принятием соответствующих мер в целях избежания дублирования деятельности и снижения затрат;
- повышение культуры безопасности;
- использование примеров лучшей мировой практики для реализации бизнес-проектов за рубежом по вопросам эксплуатации энергоблоков АЭС;
- использование зарубежных управленческих решений, имеющих положительные референции.

МНТС ОАО «Концерн Росэнергоатом» осуществляется на основе международных конвенций и соглашений о сотрудничестве в области мирного использования атомной энергии, подписанных правительством России, Госкорпорацией «Росатом»; соглашений и протоколов между Концерном и зарубежными предприятиями и организациями, чья деятельность является родственной деятельности Концерна или может представлять для Концерна практический интерес.

Уже в течение 20 лет ОАО «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».

Концерн исторически активно участвует в работе крупнейших международных организаций — Всемирной ассоциации организаций, эксплуатирующих атомные электростанции (ВАО АЭС), Международного

агентства по атомной энергии (МАГАТЭ), Клуба европейских эксплуатирующих организаций (EUR).

Деятельность под эгидой МАГАТЭ осуществляется в соответствии с государственными обязательствами Российской Федерации при координирующей роли Государственной корпорации «Росатом».

Членство в ВАО АЭС и Европейском клубе EUR отражает добровольное намерение концерна участвовать в работе крупнейших международных организаций в области атомной энергетики, объединяющих операторов атомных электростанций, осуществляющих деятельность в области использования атомной энергии.

С 2013 года под эгидой Госкорпорации «Росатом» Концерн участвует в деятельности Агентства по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития (АЯЭ ОЭСР).

Такие события, как аварии на АЭС Три-Майл-Айленд в США, Чернобыльской АЭС в Украине и АЭС Фукусима-Дайичи в Японии, меняют ситуацию в мире, соответственно, меняется и международное сотрудничество.

Процесс осмысления и усвоения уроков аварий продолжается, возникают новые вызовы, которые в условиях глобализации отрасли все больше приобретают международный характер.

Учитывая внешние обстоятельства, ОАО «Концерн Росэнергоатом» постоянно находится на уровне мировых тенденций развития, одновременно решая свои внутренние задачи путем эффективного использования и внедрения лучших мировых практик и опыта в производственную деятельность концерна.

Деятельность Московского центра ВАО АЭС по повышению безопасности

Чудаков М.В.

Московский центр ВАО АЭС

После аварии на АЭС Фукусима (Япония) 11 марта 2011 г. Всемирная Ассоциация организаций, эксплуатирующих атомные электрические станции (ВАО АЭС) взяла курс на усиление влияния на ядерное сообщество, и специально созданная комиссия Митчелла разработала 5 основных направлений реформирования ВАО АЭС.

В соответствии с выбранным курсом на реформирование ВАО АЭС, деятельность Московского Центра ВАО АЭС в 2013 году была направлена на внедрение рекомендаций комиссии Митчелла, повышение качества программ, увеличение необходимых для этого ресурсов.

ВАО АЭС взяла на себя обязательства достичь значительного прогресса в реализации рекомендаций комиссии Митчелла. В рамках выполнения этих рекомендаций было выполнено следующее:

- Реализована инициатива Совета Управляющих Московского Центра ВАО АЭС по созданию представительств ВАО АЭС-МЦ на каждой площадке АЭС. Были разработаны и утверждены контракты по представительствам с организациями-членами ВАО АЭС-МЦ. Персонал представительств прошел конкурсный отбор, обучение по программам ВАО АЭС и английскому языку, был сертифицирован.
- В 2013 году стартовал пилотный проект Московского Центра ВАО АЭС по мониторингу АЭС, определению категорий взаимодействия и разработки планов поддержки. Это стало возможно благодаря организации представительств и разработке документов Московского центра ВАО АЭС, определяющих порядок мониторинга и организации поддержки. По результатам мониторинга разработаны планы взаимодействия ВАО АЭС-МЦ с каждой АЭС на 2014 год, на основании которых разработан и утвержден план работ ВАО АЭС-МЦ на 2014 год, направленный на поддержку членов ВАО АЭС-МЦ.
- Внедрена одна из важнейших инициатив Московского Центра ВАО АЭС – создание Регионального Кризисного Центра на базе КЦ РЭА. В состав участников РКЦ вошли все компании-члены ВАО АЭС-МЦ и поддерживающие организации. Разработаны и утверждены регламентные документы, проведены 2 тренировки с участием АЭС. Работы по РКЦ будут продолжены в 2014 году.
- Одна из рекомендаций Комиссии Митчела по реформированию ВАО АЭС касалась расширения объема программ ВАО АЭС, и включала в себя, помимо прочего, управление тяжелыми авариями (УТА). Общая ответственность за проект УТА была возложена на ВАО АЭС-МЦ. Отчетные документы по указанному проекту были разработаны в конце 2012 г. В настоящее время ведутся работы по самооценке эксплуатирующих организаций и АЭС в области управления тяжелыми авариями.

О сотрудничестве с АЯЭ ОЭСР

Андреева-Андриевская Л. Н.

Госкорпорация «Росатом»

Российская Федерация с 1 января 2013 года стала полноправным членом Агентства по ядерной энергии Организации экономического сотрудничества и развития (ОЭСР).

АЯЭ ОЭСР – одна из немногих авторитетных международных организаций, создающих условия для технологического и научно-технического международного сотрудничества. В сферу деятельности АЯЭ ОЭСР входит изучение долгосрочных аспектов мирного использования атомной энергии в контексте устойчивого развития, технических аспектов обеспечения и регулирования ядерной и ради-

ационной безопасности (безопасность АЭС, вывод из эксплуатации ядерных установок, обращение с радиоактивными отходами, ядерный топливный цикл), проведение прикладных исследований, расчётных, экспериментальных работ в рамках международных программ и проектов, содействие совершенствованию и гармонизации международного законодательства, обмен опытом и информацией по вопросам регулирования ядерной и радиационной безопасности при использовании атомной энергии, проведение исследований, содействующих повышению эффективности регулирующих требований.

Формат полноправного членства Российской Федерации в АЯЭ ОЭСР обеспечивает дополнительные условия для продвижения российских ядерно-энергетических технологий на мировые рынки. В частности, это поможет в нашей работе по гармонизации существующих в России требований к сертификации реакторных технологий с международной практикой, позволяет в полном объеме пользоваться Банком данных АЯЭ, содержащим обширную и полезную информацию, в том числе по расчетным кодам, результатам интегральных экспериментов, свойствам реакторных материалов и возможностям экспериментальной базы стран-членов. Участие российских организаций в реализации проектов и программ АЯЭ ОЭСР содействует совершенствованию расчетных и экспериментальных обоснований безопасности российских ядерно-энергетических технологий.

Со своей стороны Россия, являясь сильным игроком на рынке мировой атомной энергетики и одной из немногих стран, где продолжает осуществляться развернутая программа НИОКР, поделится своим опытом и знаниями со странами-членами АЯЭ ОЭСР.

Обзор деятельности ЭдФ и Постфукусимские улучшения безопасности — практическая реализация и вызовы

Мишель Дебес

Отделение ядерной генерации и инжиниринга ЭдФ

В докладе представлена актуализированная информация, обмен которой с РЭА уже имел место, в т.ч. на последней конференции МНТК в мае 2012 г. В докладе, после общего обзора основной деятельности ЭдФ результатов и ядерного опыта, главное внимание будет уделено основным вызовам, стоящим перед подразделениями, занимающимися ядерной генерацией и НИОКР. Подробно излагаются результаты «стресс-тестов» реакторов ЭдФ и Основные шаги по развертыванию. Затем будут представлены последние сведения об исследованиях и взаимодействиях с французским органом регулирования безопасности, касающихся оценки существующих запасов безопасности и улучшения действующих АЭС после «стресс-тестов». Будут изложены ключевые

дополнительные меры: реализация т.н. «защищенного ядра безопасности» и «сил быстрого реагирования» (о которых более подробно будет сообщено в другом докладе ЭдФ). Будут подробно представлены и обсуждены основные шаги по реализации модификаций с течением времени, их содержание, технические вопросы и вызовы, особенно в связи с целью безопасности, каковой является предупреждение и ослабление любого крупного выброса.

Уроки, которые следует изучить по тяжелой аварии на АЭС Fukushima Daiichi

Апаркин Ф.М.

МАГАТЭ, Австрия

В 14:46 11 марта 2011 произошло Великое восточно-японское землетрясение, которое принесло немыслимый ущерб этому региону. В тот момент величина землетрясения было более 9,0 баллов, это было самое большое землетрясение за всю историю Японии. Последующее цунами привело серию волн (7 волн), которые покрыли площадь в 561 км² побережья и погубили более 25000 человек. Проектный уровень цунами для NPP Fukushima Dai-ichi составлял 3,1 м. В соответствии с оценкой, основанной на методике “Tsunami Assessment Methods for Nuclear Power Plants” by the Japan Society of Civil Engineers, проектный уровень цунами был пересмотрен до 5,7 м. Тем не менее, высота набегающей волны была 11 марта от 14 до 15,5 кв.

После землетрясения и цунами 11 марта 2011 года NPP Fukushima Dai-ichi потеряла все внешнее и внутреннее электропитание, что привело к тяжелой аварии на этой АЭС и большому выбросу радиоактивных материалов в окружающую среду.

В презентации представлено развитие аварии и основные последствия ее. Рассмотрены основные причины, приведшие к потере критических функций безопасности на 1-3 блоках АЭС Fukushima Dai-ichi:

- Потерю охлаждения активных зон;
- Сохранение радиоактивных материалов внутри контейментов.

Рассмотрены слабости в уровнях защиты в глубину и недостатки проектов, оценок выбора места размещения АЭС, культуре безопасности и в управлении аварией на NPP Fukushima Dai-ichi.

Рассмотрены основные уроки, которые следует извлечь из аварии на NPP Fukushima Dai-ichi, а так же положительный опыт по борьбе со стихией цунами, полученный на АЭС Онагава и АЭС Fukushima Dai-ichi при воздействии на них землетрясения и цунами 11 марта 2011 года.

Проведен краткий анализ восприятия Японской ядерной индустрией уроков тяжелых аварий на АЭС ТМІ и Чернобыльской АЭС в контексте аварии на NPP Fukushima Dai-ichi.

Исходя из извлеченных уроков сделаны предложения по укреплению глобальной ядерной безопасности в мире, и в особенности в тихоокеанском регионе.

Ответственность за ядерный ущерб: вопросы международного сотрудничества

Арсентьев С.В.

НИЯУ МИФИ

Ольбинская Н.И.

ОАО «Концерн Росэнергоатом»

К настоящему времени совместными усилиями государств и международных организаций сформировался международно-правовой режим регулирования безопасного использования атомной энергии, участницей которого является и Российская Федерация. Глобальный режим безопасности включает международные конвенции, принятые на международном уровне нормы безопасности МАГАТЭ, многостороннее и двустороннее сотрудничество. Одна из составляющих комплекса мероприятий по ядерной безопасности – ответственность за ядерный ущерб («ядерная ответственность»), которая, являясь составной частью как глобальной ядерной безопасности, так и развития ядерных технологий, одновременно выступает связующим звеном между ними. Именно в этой области должен быть сосредоточен баланс между рисками и выгодами, между адекватной компенсацией за ущерб и защитой инвесторов. Во всех документах, принятых международным сообществом и посвященных мерам по укреплению международного сотрудничества в области обеспечения безопасности, подчеркивается важность наличия эффективных и согласованных механизмов ответственности за ядерный ущерб на национальном и глобальном уровнях. МАГАТЭ неоднократно отмечало, что государства-члены должны совместно работать в направлении создания глобальной системы ответственности за ядерный ущерб, которая рассматривает интересы всех государств, которые могут пострадать в результате ядерной аварии, с целью обеспечения соответствующей компенсации за ядерный ущерб.

Характерные особенности ядерного ущерба привели к созданию особого режима гражданской ответственности в наднациональных рамках, поскольку режим общего права является неподходящим для специфических проблем в данной области. Этот режим направлен на повышение ответственности по определению правовых рамок использования атомной энергии в дополнение к созданию и постоянному улучшению условий обеспечения ядерной безопасности. Международный режим ответственности за ядерный ущерб

формируется соответствующими международными конвенциями и протоколами, вносящими в них поправки (одна группа - под эгидой ОЭСР, другая – под эгидой МАГАТЭ). Основные усовершенствования в конвенциях связаны с расширением определения ядерного ущерба, увеличением срока исковой давности для ущерба физическим лицам и расширением географических границ применения конвенций. Основные принципы ответственности, заложенные в этих конвенциях: абсолютная и исключительная ответственность оператора ядерной установки, ограничение ответственности по сумме и по времени, наличие финансовой гарантии, единство юрисдикции и отсутствие дискриминации. Развитие национального законодательства в области использования атомной энергии определяется теми же факторами, что и развитие международной отрасли, но на него оказывают влияние различные процессы, происходящие в отдельных странах.

Особый режим гражданской ответственности требует от эксплуатирующей организации обязательного обеспечения средствами, необходимыми для возмещения ущерба пострадавшим. Ядерное страхование является важнейшим из финансовых инструментов при рассмотрении ответственности за ядерный ущерб и, по существу, единственной доступной формой финансовой гарантии возмещения ядерного ущерба эксплуатирующей организации.

Завершение первого цикла страховых инспекций на объектах ОАО «Концерн Росэнергоатом»

Бабенко С.В.
НАСАО

Организация Международных страховых инспекций (МСИ).

В ходе проведения МСИ АЭС ОАО «Концерн Росэнергоатом», инспекторами зафиксирован ряд факторов, которые отражают определённые страховые риски по 3-м основным направлениям инспектирования: ЯБ, эксплуатация, ответственность перед третьими лицами, противопожарная защита

Основные подходы оценок страховых рисков для АЭС:

- углублённое рассмотрение обследований проектных и эксплуатационных решений, модернизаций, мероприятия по ПСЭ блоков;
- оценки ЯБ, РБ, уровня эксплуатации по результатам проведённых ранее инспекций (страховых, ПП ВАО АЭС, миссий МАГАТЭ);
- анализ предпринятых ЭО/АЭС шагов по взаимодействию с НАСАО (мероприятия, встречи, отчёты);
- оценка старения и выработки проектного ресурса оборудования АЭС;
- разбор нарушений и отклонений в работе АЭС связанных с человеческим фактором, недостатками в работе подрядных организаций;

- рассмотрение статистики нарушений и отклонений при пуске новых энергоблоков, а также блоков после модернизации с ПСЭ и после капитальных ремонтов.

Новые форматы МСИ АЭС на следующий пятилетний цикл:

- влияние на страховые риски человеческого фактора эксплуатации АЭС, обеспечение ЯБ, РБ и надёжности эксплуатации блоков (требуется доработка руководств, привлечение специалистов для оценок и анализа событий, нарушений, ПФО персонала);
- углублённый подход к оценкам рисков страхования имущества АЭС от поломок;
- страхование СМР новых объектов (блоков АЭС, ледоколов, ПАТЭС);
- сбор дополнительной информации, анализ, расчёт СТР – страхового технического рейтинга (engineering rating factor) энергоблоков АЭС
- инженерные оценки страховых рисков поломок основного оборудования блоков АЭС (технологического и электротехнического) с учётом их фактического ресурса;
- проблемы организации ТОиР на блоках силами сторонних ремонтных организаций – потенциальных выгодоприобретателей;
- СИ площадок строительства новых блоков до их физ.пуска для оценки рисков проведения СМР, ПНР систем и оборудования;
- выезды на площадки АЭС для рассмотрения текущих проблем эксплуатации, расследования страховых событий и т.п.;
- расширить список привлекаемых к участию в МСИ на российских АЭС инспекторов французского и японского национальных ядерных страховых пулов.

Культура безопасности. Особенности внедрения для различных профессиональных сообществ и стран АТР

Халецкая М.В., Селезнёв Ю.Н., Артисюк В.В.

НОУ ДПО «ЦИПК Росатома», г. Обнинск

Концепция культуры безопасности (далее – КБ) впервые была представлена Международной Консультативной Группой по Ядерной безопасности (INSAG) в Итоговом Докладе Совещания по рассмотрению причин и последствий Чернобыльской аварии в 1985 году [1]. Позднее концепция была расширена в 1988 году в докладе «Основные принципы безопасности атомных электростанций» [2] и в 1991 году в докладе «Культура безопасности» [3], а так же ряде других документов МАГАТЭ [4,5]. В России понятие КБ было введено ОПБ-88/97.

Дальнейшее развитие понятия КБ привело к пониманию необходимости различных подходов её формированию для различных профессиональных групп: эксплуатация АЭС, ремонт АЭС, физическая защита ядерных объектов и материалов. Данный список не является исчерпывающим и требует, по мнению авторов, дополнения на основе анализа жизненного цикла ядерных объектов.

Формирование понятия КБ, методология её внедрения и развития в основном определялись на основе опыта европейских и американских эксплуатирующих организаций и таким образом основаны на общих принципах западной культуры и западном менталитете. Представляется, что специфика национального менталитета стран АТР, сформировавшаяся в большой степени под многовековым влиянием китайской культуры, к сожалению, приводит к низкому уровню культуры безопасности, особенно в части принятия решений и прозрачности в отношении нарушений. На это есть четкое указание в Докладе независимой комиссии по расследованию аварии на Фукусиме [6]: «Что мы должны допустить - очень болезненно - это то, что эта катастрофа носит клеймо «сделано в Японии». Ее фундаментальные причины должны искаться в глубоких корнях японской культуры: в нашей покорности на уровне рефлекса, нашем нежелании ставить под сомнение указания начальства, нашему рвению исполнять инструкции, нашему коллективизму и нашей сдержанности». Ситуации вокруг нарушений при поставке оборудования на АЭС Южной Кореи (также высокотехнологичной стране) являются еще одним примером недостатка культуры безопасности.

В представленном докладе авторы проводят анализ влияния профессиональной среды и национальных особенностей на процесс развития культуры безопасности.

Об институте старения материалов (МАИ)

Ян ван дер Ли

МАИ, Отделение НИОКР ЭдФ, Франция

Мишель Дебес

Отделение производства и инжиниринга ЭдФ, Франция

Институт Старения Материалов (МАИ) был основан исходя из убежденности в том, что совместное использование результатов исследований и экспериментов, информации обратной связи и научных сведений о деградации материалов может в значительной степени способствовать ведению длительной эксплуатации и продлению срока службы атомных электростанций. Во всем мире постоянно нарастает понимание того, что управление старением материалов является ключевой проблемой обеспечения безопасной длительной эксплуатации.

МАИ подходит к этому критически важному вопросу с точки зрения прикладных научных исследований и разработок. Объединяя усилия с энергокомпаниями и соответствующими промышленными секторами, а также с партнерами в академической сфере, МАИ способен обеспечить соединение эксплуатационного опыта и теоретического знания, проведение экспериментов и применение компьютерного моделирования для достижения понимания процессов старения материалов и компонентов. Со времени учреждения МАИ компанией ЭдФ (2008 г.) членами Института стали и другие операторы атомных станций и организации. На сегодня в число его одиннадцати членов входят Электроэнергетическая компания Канзай (КЕРСО, Япония), Токийская электроэнергетическая компания (ТЕРСО, Япония), НИИ электроэнергетики (EPRI, США), ЭдФ-Энерджи (Великобритания), CGN (Китай), Росэнергоатом (РЭА, Россия), Мицубиси Хэви Индастриз (МНИ, Япония), Центральный НИИ электроэнергетической промышленности (CRIEPI, Япония), Арева (Франция) и французский Комиссариат по атомной энергии (СЕА, Франция).

Миссия МАИ состоит в том, чтобы являться международным центром передового опыта, осуществляющим координацию совместной, подпитываемой потребностями энергокомпаний, мировой программы НИОКР в области процессов старения материалов. Институт предоставляет ученым и инженерам доступ к новейшим экспериментальным установкам с целью развития и подкрепления самого надежного и современного знания, которое может быть интегрировано в инженерно-физические модели, дающие энергокомпаниям возможность прогнозирования мер управления и ослабления, что требуется для целей длительной эксплуатации атомных электростанций. Определенным развитием этой миссии является обмен знаниями и предложение необходимой подготовки по вопросам деградации материалов как действующим работникам, так и будущим поколениям научно-инженерных кадров энергокомпаний.

Международное сотрудничество по повышению безопасности в условиях тяжелых аварий с применением стратегии IVMR для энергоблоков ВВЭР-1000

Здарек Й., Дусива Й.

Институт ядерных исследований, г. Ржеж, Чехия

После аварии на АЭС Фукусима требования к усилению безопасности и предотвращению последствий тяжелых аварий повысились не только для электростанций новой конструкции, но и для работающих энергоблоков. Предлагаемые новые направления модернизации ори-

ентированы на ряд проблем, связанных с тяжелыми авариями и одним из ключевых вопросов является локализация и охлаждение кориума. Стратегия IVMR (внутрикорпусное удержание расплава) представляет собой одно из возможных решений локализации расплава. Эта стратегия уже применяется для АЭС с пониженной выходной мощностью до 600 МВт. В своей презентации мы останавливаемся на международном сотрудничестве, направленном на изучение применимости стратегии IVMR также для действующих энергоблоков ВВЭР-1000 и в то же время на разработку руководящих принципов для применения этой стратегии на новых реакторах более высокой мощности. В настоящее время этот международное сотрудничество получило сильную поддержку не только со стороны института UJV Rez, но и со стороны IRSN, CEA, AREVA, и EdF – и это только нескольких из ключевых участников. Ведутся переговоры об участии российских институтов, таких как Московский Атомэнергопроект, ОКБ Гидропресс и Курчатовский институт (Москва). Работа началась с установления очень тесного и эффективного сотрудничества между UJV Rez и Курчатовским институтом в Москве по первому аналитическому моделированию формирования расплава и распределения теплового потока в стенках корпуса реактора. В сообщении подробно описывается завершенная, текущая и планируемая работа.

Организация сервисного обслуживания на зарубежных АЭС с ВВЭР

*Кузьмин В.П., Дементьев В.Н., Забавин В.А.
ЗАО «Русатом Сервис»*

Настоящий доклад посвящен вопросам организации сервисного обслуживания на зарубежных атомных станциях с реакторами типа ВВЭР.

В настоящее время в эксплуатации находится более 70 энергоблоков АЭС с реакторами типа ВВЭР, сооруженным по российским проектам. На стадии строительства находится 9 энергоблоков АЭС с ВВЭР-1200.

В соответствии с условиями эксплуатации вновь вводимых энергоблоков АЭС требуется обеспечить проведение в течении 10 лет полного комплекса работ по техническому обслуживанию и ремонту оборудования 1 и 2 класса безопасности по требованиям, установленным Ростехнадзором России и стандартами ОАО «Концерн Росэнергоатом».

В докладе описываются основные этапы организации планирования, подготовки и проведения ремонтных работ на остановленном энергоблоке, а также критерии обеспечения качества выполненных работ. На основании опыта проведения первого среднего ремонта АЭС

«Бушер» (Иран) в 2014 году, определены критические позиции в части управления ремонтом энергоблока.

В настоящее время консорциумом российских предприятий организовано проведение комплексного обследования и мероприятий по оценке и обоснованию продления сроков эксплуатации оборудования АЭС «Мецамор» в Армении и АЭС «Козлодуй» в Болгарии. Продолжаются работы по организации модернизации оборудования с целью повышения мощности, надежности и безопасности зарубежных АЭС с ВВЭР.

По результатам анализа проведения работ по ремонту, модернизации и продлению срока эксплуатации АЭС с ВВЭР в России и за рубежом авторами предлагается комплекс мероприятий по организации сервисного обслуживания на зарубежных АЭС с ВВЭР с участием российских предприятий ГК «РОСАТОМ».

Секция 5

**КАДРОВЫЙ РЕСУРС
АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ**

Подсекция 5.1

ПОДГОТОВКА МОЛОДЫХ СПЕЦИАЛИСТОВ ДЛЯ АЭС

Инновационная модель подготовки специалистов для атомной энергетики

Лебедев Ю.В.

Ростовская АЭС

Руденко В.А., Бубликова И.А., Заяров Ю.В.

Волгодонский инженерно-технический институт – филиал НИЯУ «МИФИ», город Волгодонск

Высокий уровень требований, предъявляемый к персоналу атомных станций, значительно усложняет и удлинняет процедуру подготовки выпускника вуза к самостоятельной работе. Процесс трудоустройства на РоАЭС может занимать полгода и более. За этот период жизненные планы выпускника могут измениться: от ухода в другую отрасль до перемены места жительства.

Предлагаемая инновационная модель позволяет значительно сократить время трудоустройства молодых специалистов на АЭС за счет переноса проверочных мероприятий, оформления необходимых документов и индивидуальной программы подготовки на должность на учебный период в вузе.

Модель предполагает решение следующих задач:

- 1) повышение успеваемости студентов по профильным и общеобразовательным дисциплинам до среднего балла 4 и выше;
- 2) системное взаимодействие РоАЭС и ВИТИ НИЯУ МИФИ при организации и проведении практик с целью углубленного изучения студентами оборудования и технологий АЭС;
- 3) активное привлечение персонала РоАЭС к проведению занятий со студентами на старших курсах по профильным дисциплинам с привлечением образовательных ресурсов УТП и возможностей базовой кафедры «Атомные электрические станции»;
- 4) формирование тем выпускных квалификационных работ по решению технических задач структурных подразделений РоАЭС;
- 5) экспертиза и корректировка образовательных программ подготовки специалистов руководителями структурных подразделений РоАЭС;
- 6) трудоустройство студентов-выпускников в цеха и отделы РоАЭС по рабочим должностям до начала преддипломной практики.

Инновационная модель, разработанная при активном участии начальников цехов и отделов РоАЭС, была утверждена на расширенном совещании специалистов АС и ВИТИ НИЯУ МИФИ, состоявшемся на атомной станции под руководством директора Сальникова А.А.

Для её реализации на базе учебно-тренировочного подразделения РоАЭС в ноябре 2013 года состоялось распределение по цехам и отделам 63 студентов выпускных курсов ВИТИ НИЯУ МИФИ с участием руководителей структурных подразделений атомной станции и заведующих выпускающими кафедрами. После распределения началась процедура оформления документов по трудоустройству студентов на рабочие должности. Студенты успешно сдали сессию и были направлены на преддипломную практику в соответствующие подразделения АС. Сейчас, в период дипломного проектирования, студенты, являясь штатными работниками РоАЭС, проходят индивидуальную программу подготовки на должность, и к окончанию ими института полностью завершатся проверочные мероприятия, и будут сданы все необходимые экзамены для начала работы на соответствующих должностях.

Апробирование предлагаемой модели на РоАЭС позволит доработать ее с учетом индивидуальных требований отдельных цехов и отделов АС с последующим широким использованием в филиалах ОАО «Концерн Росэнергоатом». ВИТИ НИЯУ МИФИ в рамках заключенных договоров о сотрудничестве с Ленинградской, Смоленской, Курской, Калининской АЭС может стать площадкой для реализации предлагаемой инновационной модели подготовки специалистов для атомной энергетики.

Организация практики на Калининской АЭС: проект «8 семестр»

Журавлева В.С.

Калининская АЭС

- Достойная профессия, карьерный рост, реализация в работе – цели, которые нужно преследовать, особенно когда профессиональный путь только начинается.
- Сегодня более чем с десятью ВУЗами страны налажена активная совместная работа.
- Восьмой семестр в Ивановском государственном энергетическом университете, к слову, одной из основных кузниц кадров для атомной отрасли страны, студенты проходят в Учебно-Тренировочном подразделении.
- Организация практики студентов происходит в два этапа: первый – это трехнедельное обучение в учебно-тренировочном подразделении, а второй – приобретение практических навыков в цехах.

- Пример расписания практики студентов за 2014 год.
- Студенты слушают лекции от непосредственных участников производственного процесса.
- По окончании трехнедельного «семестра» студенты сдают сессию на Калининской АЭС преподавателям-сотрудникам предприятия.
- Диалог с руководством.
- Второй этап – практика в цехах под руководством специалистов РЦ, ТЦ, ОЯБиН.
- Условия проживания и возможность досуга.
- Проблемы и возможные пути решения.

Программа опережающего развития кадрового потенциала «От Новой школы к рабочему месту» ОАО «РусГидро»

Венидиктов В.В.

АНО «Корпоративная академия Росатома», Москва

Проект «Программа опережающего развития кадрового потенциала «От Новой школы к рабочему месту»» направлен на создание институциональной среды для привлечения и подготовки инженерных кадров для гидроэнергетики. Предпосылками разработки программы являются: необходимость кадрового обеспечения ввода 22,2 ГВт новых мощностей ОАО «РусГидро» до 2020 года на фоне существующей в стране проблемы «нехватки» инженерных кадров», «старения» инженерно-технического персонала, низкой популярности инженерных специальностей при выборе вуза молодежью, а также ряд существующих проблем системы образования, связанных с качеством инженерного образования на текущий момент. При этом проведенные компанией исследования в ряде школ показывают, что если следовать традиционному подходу в обучении школьников, то к концу старших классов происходит потеря потенциала к развитию инженерных способностей практически в 2,3 раза в отношении интеллектуальных структур и креативности в 1,3 раза.

В соответствии с Инновационной Стратегией России 2020 и в целях реализации технологии создана и внедрена постоянно действующая система «Корпоративных лифтов», которая позволила сформировать правила взаимодействия профессионального сообщества с образовательной общественностью и механизмы обеспечения краткосрочной, среднесрочной и долгосрочной потребности компании в молодых инженерах.

Программа является примером внедрения инновационных разработок в сфере образования, в том числе создание эффективных технологий обучения и организации образовательного процесса. Уникальность реализуемых проектов заключается в формировании

новых инновационных институциональных механизмов в сфере взаимоотношений с учебными заведениями в части развития практической направленности образовательных программ, внедрения инновационных образовательных технологий и современных интерактивных методов обучения, формировании корпоративной системы непрерывного образования от младшей школы к рабочему месту с использованием компетентностного подхода. Применение компетентностного и проблемно-ориентирующего подходов на практике формирует инженерное мировоззрение: способность изобретать, понимать и осваивать новое, находить решения сложных ситуациях. Главным продуктом системы является обеспечение прихода в Компанию не только профессионально подготовленных по требованиям Компании специалистов, но и ценностно-вовлеченных в профессию гидроэнергетика молодых людей.

Программа позволяет максимально сблизить образование и рынок труда, повысить качество инженерного образования, решить ряд проблем, стоящих перед всей системой образования, а также обеспечить профессионализацию учащихся и сформировать будущее поколение инженеров, способных решать поставленные государством задачи модернизации экономики страны. Систематизация и тиражирование технологий и практик, которые мотивируют школьников выбирать технические образовательные учреждения для получения проф. образования и формируют условия для получения компетенций, востребованных в стратегически важных отраслях государства.

Программа востребована преподавателями школ, вузов и сузов, отмечена наградой Министерства энергетики Российской Федерации в номинации «За инновационный подход к подготовке инженерных кадров». Благодаря применению данной технологии за первые 4 года с 2009 г. по 2012 год в 4 раза увеличился конкурс на профильные специальности, в 1,4 раза приток молодых, квалифицированных, мотивированных кадров.

Роль инструктора в обеспечении безопасности АЭС

Овдак К.В.

Нововоронежская АЭС

При эксплуатации атомных станций (АС) приоритетной целью является такое производство электроэнергии, при котором жизни и здоровью людей, а также окружающей среде не наносится непоправимый вред. Для достижения поставленной цели существует комплекс мероприятий, включающий в себя техническое совершенствование, модернизацию с внедрением новейших разработок и применением передовых технологий, и организационную составляющую, в которую входит выполнение безопасной эксплуатации и ремонта в соот-

ветствии с существующими нормами и правилами в области атомной энергетики.

Согласно документу «Организация работы с персоналом на атомных станциях», в учебно-тренировочном пункте (УТП) АС осуществляется подготовка на должность и поддержание квалификации индивидуальным или групповым методом по программам, соответствующим стандартам эксплуатирующей организации.

Подготовка персонала на должность обеспечивает получение работниками профессиональных знаний и практических навыков работы и проводится по программам подготовки на должность. Персонал АС, подготавливаемый в УТП, проходит следующие этапы: теоретическая подготовка, практическая подготовка, стажировка, первичная проверка знаний, дублирование, допуск к самостоятельной работе. Для персонала блочного щита управления перед допуском к дублированию также необходимо получить разрешение Ростехнадзора на право ведения работ в области использования атомной энергии.

Поддержание квалификации персонала АС проводится с целью сохранения и развития ранее приобретенных персоналом знаний, умений, навыков или компетенций, необходимых для выполнения своих должностных обязанностей, определенных их должностными инструкциями или квалификационными характеристиками и инструкциями по охране труда.

При разработке учебного процесса применяется системный подход к обучению – поэтапная, логически последовательная организация обучения персонала АС, начиная с выявления и анализа потребностей в обучении, планирования обучения, разработки программ подготовки на должность и программ поддержания квалификации, учебно-методических материалов и технических средств обучения, проведения обучения и заканчивая оценкой проведенного обучения. Методология системного подхода, благодаря заложенным в ней возможностям применения стандартных процедур и процессов на любом этапе обучения, позволяет обеспечить высокое качество учебного процесса, а расширенные возможности контроля и отчетности – достоверно подтвердить соответствие квалификации персонала требованиям безопасной эксплуатации АС.

Роль инструктора в учебном процессе состоит в том, чтобы, применив необходимое и достаточное количество учебно-методических материалов и технических средств обучения, помочь обучаемым приобрести, сохранить и развить навыки, знания, умения, отношения и компетенции, необходимые для выполнения их должностных обязанностей.

Новые подходы при тренажерном обучении оперативного персонала

Середнев В.В.

Балаковская АЭС

1. УТЦ Балаковской АЭС: история создания, учебно-техническая база, организационная структура.

2. Профессиональное обучение персонала: требования, направления, пути осуществления, составные части, учебно-методическое обеспечение.

3. Подготовка оперативного персонала: программа предварительной подготовки, использование модуля тяжелых аварий и “Руководства по управлению тяжелыми авариями”, использование ПМТ/АТ при поддержании квалификации “полевых” операторов.

4. Тренажерная подготовка на ПМТ: общие принципы организации, формы и этапы тренажерных занятий, порядок подготовки, порядок разбора занятий, оценивание деятельности операторов на тренажере, ответственность.

5. Тренажерные занятия с использованием СОР (ситуативно-образная тренировка).

6. Формы тренажерных занятий.

7. Комплексные тренажерные занятия.

8. Оценочные тренажерные занятия.

9. Операторские навыки обучаемых и критериями их выполнения.

10. Ежегодная стажировка оперативного персонала БЩУ, НСС.

11. Вопросы эффективности.

12. Влияние профессионального обучения персонала на количество остановов блоков.

13. Совершенствование процесса подготовки.

Современные средства имитационного моделирования, информационных тренажеров и виртуальной реальности для повышения эффективности подготовки молодых специалистов для АЭС

Озеров К.И., Бунто П.А.

ЗАО «Неолант»

В данном докладе приводится обзор современных средств имитационного моделирования, информационных тренажеров и виртуальной реальности для повышения эффективности подготовки молодых специалистов для АЭС, разработанных ГК «НЕОЛАНТ».

События на атомной станции Японии «Фукусима-1» показали, что необходимо пересмотреть подход к подготовке и переподготовки персонала на атомных станциях. Применение современных методов обучения с применением трехмерных имитационных моделей, интерактивных тренажеров и комплексов виртуальной реальности может значительно повысить качество подготовки/переподготовки персонала для станций.

Применение трехмерного моделирования в последнее время глубоко проникло в производственный процесс на всех стадиях жизненного цикла предприятия, начиная от проектирования и заканчивая ликвидацией объекта.

Создание на базе трехмерного моделирования компьютерных обучающих систем позволяет осуществлять более эффективную подготовку, начиная со студентов обучающихся в ВУЗах и заканчивая персоналом атомных станций проходящих подготовку/переподготовку в учебно-тренировочных центрах.

ГК «НЕОЛАНТ» проводит работу по созданию информационных баз данных по выводу из эксплуатации. В настоящий момент разработаны информационные системы для следующих атомных станций:

- Ленинградская АЭС – промплощадки 1 и 2 очередей, внутреннее наполнение энергоблоков с 1 по 4;
- Билибинская АЭС – промплощадка и внутреннее наполнение энергоблоков с 1 по 4;
- Курская АЭС – промплощадка и внутреннее наполнение энергоблоков с 1 по 3;
- Смоленская АЭС – промплощадка и внутреннее наполнение первого энергоблока;
- Кольская АЭС – промплощадка и внутреннее наполнение 1 и 2 энергоблоков;
- Нововоронежская АЭС – промплощадка и внутреннее наполнение 1 и 2 энергоблоков.

Для обучения операторов роботизированных устройств и верификации выполнения сложных технологических операций ГК «НЕОЛАНТ» разработаны имитационные модели.

Имитационная модель демонтажа реакторных конструкций реактора АМБ-100 Белоярской АЭС предназначена для отработки технологии демонтажа реакторных конструкций реактора АМБ-100. Имитационная модель содержит в себе трехмерные модели шахты реактора АМБ-100, а также оборудования и конструкций, используемых в процессе демонтажа.

В имитационной модели смоделирована работа мобильного роботизированного устройства (МРУ) BROKK 90 и его навесного оборудования.

Благодаря реализованной в имитационной модели физики твердых тел, имитационная модель позволяет максимально достоверно отрабатывать различные технологические операции.

Помимо верификации технологии, имитационная модель может использоваться как имитационно-обучающий тренажер для подготовки операторов МРУ БРОКК, ввиду того что в имитационной модели точно реализован процесс управления МРУ и система видеонаблюдения, которая предназначена для наблюдения за работой МРУ. Также имитационная модель позволяет моделировать различные аварийные ситуации, что обеспечивает обучать операторов, как действовать в такие моменты.

Дальнейшим развитием имитационной модели демонтажа реакторных конструкций реактора АМБ-100 Белоярской АЭС стала имитационная модель демонтажа металлоконструкций подреакторного пространства между схемами «О» и «Р» РУ ПУГР АВ-1.

С помощью этой имитационной модели была произведена верификация технологии демонтажа металлоконструкций подреакторного пространства между схемами «О» и «Р» РУ ПУГР АВ-1. В дальнейшем эта имитационная модель может использоваться для подготовки операторов МРУ БРОКК 60 процессу демонтажа.

Для обеспечения своевременных и адекватных действий персонала при возникновении аварийной ситуации на АЭС очень важно сформировать у сотрудников понимание процесса развития аварийных ситуаций на АЭС. Для этой цели разработаны программные комплексы, моделирующие развитие аварийных ситуаций на АЭС.

Совместно с Институтом проблем безопасного развития атомной энергетики был разработан программный модуль, визуализирующий процесс развития радиационного загрязнения в воздушной среде в ходе протекания аварии на ЯРОО. Он позволяет обучаемым оценивать зону заражения, опасную для нахождения людей и понимать, какие пути эвакуации следует предпринимать в случае той или иной аварии.

Дальнейшим развитием этого модуля стала разработка симулятора распространения газо-аerosольных выбросов с РВ в районах размещения ЯРОО и действий оперативных служб в ходе развития аварийной ситуации.

Этот программный комплекс позволяет моделировать распространение радиационного загрязнения в зоне наблюдения АЭС, реакцию датчиков системы АСКРО, процесс оповещения ведомств, а также последствия аварии для населения, проживающего в ЗН АЭС.

Использование визуализатора позволит специалистам оценивать дозы облучения, получаемые населением в результате аварийных ситуаций на АЭС и вырабатывать меры защиты населения на основе этих данных

Для обучения персонала станции также разработан тренажер, моделирующий процесс протекания аварийных ситуаций внутри блока АЭС. В нем моделируются действия персонала и автоматических систем в ходе развития аварийной ситуации а также отображается динамика изменений наиболее критичных параметров реакторной установки и других систем.

Важной частью обучения персонала является выработка навыков работы со сложным оборудованием. Для целей обучения процессу работы с гайковертом одновременной вытяжки шпилек главного разъема реактора ВВЭР-1000 был разработан тренажер управления гайковерта одновременной вытяжки шпилек главного разъема реактора ВВЭР-1000.

В данном тренажере смоделировано рабочее место оператора центрального пульта управления гайковерта. Он позволяет отрабатывать последовательность операций при монтаже/демонтаже главного разъема реактора, что позволяет повысить уровень подготовки специалистов, работающих с гайковертом.

Также для подготовки специалистов станции был разработан программный комплекс Интерактивное электронное руководство по эксплуатации «Устройство отсекающее 484».

Этот программный комплекс позволяет на трехмерной модели изучить структуру Устройства отсекающего, его технические характеристики. Также программный комплекс позволяет демонстрировать на модели процесс монтажа/демонтажа Устройства отсекающего 484 с указанием наиболее важных моментов. Система тестирования, встроенная в программный комплекс позволяет проверять знания обучаемого специалиста.

Применение программных комплексов с использованием трехмерного моделирования в процессе обучения студентов в ВУЗах позволит:

- Сократить период адаптации молодого специалиста на предприятии;
- Сформировать и привить культуру безопасности еще в процессе обучения;
- Подготовить специалиста обладающего профессиональными навыками и компетенциями.

Применение программных комплексов с использованием трехмерного моделирования в процессе подготовки и переподготовки персонала на базе учебно-тренировочных центров позволит:

- Значительно сократить время обучения за счет более наглядного и понятного представления материала;
- Значительно улучшаются базовые знания персонала;

- Позволяет отработать навыки работы с оборудованием, как в условиях нормальной работы, так и в аварийных ситуациях;
- Позволит обучаемым специалистам нагляднее понимать процесс развития аварийных ситуаций и действия, которые необходимо предпринимать в таких случаях.

Проведение обучения в рамках практических договоренностей с МАГАТЭ: уроки и опыт, накопленный в Центральном институте повышения квалификации Госкорпорации «Росатом»

*Селезнев Ю.Н., Аспидов В.В., Артюсюк В.В.
НОУ ДПО «ЦИПК Росатома», г. Обнинск*

В представленной статье проводится анализ деятельности реализуемой Центральным институтом повышения квалификации Госкорпорации «Росатом» (ЦИПК Росатома) в рамках тройственных Практических договоренностей, подписанных между МАГАТЭ, ОАО «Концерн Росэнергоатом» и ЦИПК Росатома на 55-й Сессии Генконференции МАГАТЭ в 2011. Данные Практические договоренности были заключены с целью продвижения совместных инициатив в области подготовки человеческих ресурсов, образования и подготовки кадров для развития ядерной инфраструктуры в странах, вставших на путь создания новой или расширения имеющейся ядерно-энергетической программы. Является фактом то что, на ранней стадии развития национальной ядерно-энергетической программы, МАГАТЭ играет доминирующую роль в поддержке стран-новичков. В рамках упомянутых выше Практических договоренностей, МАГАТЭ, среди прочего, осуществляет финансовую и административную поддержку научных визитов в ЦИПК Росатома специалистов из стран новичков.

На основе накопленного опыта в организации таких визитов с 2011 г., в представленной статье сформулированы некоторые рекомендации для национальных стейкхолдеров, вовлеченных в создание ядерно-энергетических программ (прежде всего для NEPIO) .

Наивысшим приоритетом является изучение структуры и штатного расписания АЭС, которые имеют специфику в каждой из стран-поставщиков технологий. Это позволит ускорить самооценку развития национальной ядерной инфраструктуры и сформировать интегрированный рабочий план подготовки человеческих ресурсов, включая схемы подготовки ключевого оперативного персонала в стране-вендоре.

Сопряженный с этим этап – это формирование (на самой ранней стадии кооперации страны-поставщика и страны-реципиента) совместной рабочей группы для выработки дорожной карты развития

человеческих ресурсов для эксплуатирующей организации. Особой важности заслуживает создание интегрированного информационного и тренировочного центра на площадке АЭС, который должен вступить в строй одновременно с первым бетоном в фундамент реакторного зала АЭС. Этот Центр должен стать площадкой для подготовки местных подрядчиков на стадии строительства АЭС и монтажа оборудования.

В ЦИПК Росатома создан специализированный курс для менеджеров NERIO “Инициация новых ядерно-энергетических программ” в котором учтены уроки, полученные при обучении специалистов национальной ядерной инфраструктуры стран-новичков и данный курс предлагается в качестве платформы для создания совместной рабочей группы по выработке интегрированного рабочего плана в сотрудничестве с МАГАТЭ.

Организация работы по адаптации молодых специалистов в филиале ОАО «Концерн Росэнергоатом» «Кольская атомная станция»

Березюк С.В.

Кольская АЭС

Руководство Кольской АЭС уделяет большое внимание адаптации и развитию молодых специалистов.

В целях адаптации, стимулирования профессионального роста, закрепления на предприятии, повышения вовлеченности молодых специалистов на Кольской АЭС проводится ряд мероприятий.

1. С целью ознакомления молодых специалистов с производством, их психологической адаптации на предприятии работает «Школа молодого специалиста» — мероприятие, которое проводится 2-3 раза в год, по мере поступления на работу молодых специалистов. Программу утверждает директор Кольской АЭС. Продолжительность: 1 неделя (40 часов).

Профильные специалисты проводят с молодыми специалистами занятия по темам:

- адаптация, оценка, возможности для развития, принципы профессиональной этики, ценности компании;
- посещение Информационного центра, производственных подразделений;
- вопросы ремонта и техобслуживания;
- технико-экономические показатели Кольской АЭС;
- организационно-функциональная структура управления;
- социальная политика;
- правовые вопросы;

- принципы культуры безопасности;
- правила радиационной безопасности и охрана окружающей среды;
- принципиальная и электрическая схема;
- встреча с представителями Организации молодых атомщиков, мини-турнир «Что? Где? Когда?»;
- встреча с главным инженером, заместителем директора по управлению персоналом.

«Школа молодого специалиста» вошла в сборник «Простые истории успеха», выпуск №2//2013 как лучшая практика по адаптации и обучению молодых специалистов.

2. С целью развития компетенций и инженерного потенциала после оценки уровня развития компетенций в форме деловой игры «Атомный магнат» молодой специалист совместно со специалистами отдела развития персонала и наставником разрабатывает Индивидуальный план развития, в который включаются мероприятия по развитию компетенций, а также личное задание («итоговая работа»). Выполнение личного задания рассматривается на заседании комиссии под председательством главного инженера. Молодые специалисты, написавшие лучшие работы принимают участие в конкурсе научно-технических сообщений молодых специалистов Кольской АЭС и имеют приоритетное право принимать участие в отраслевых и корпоративных конференциях и форумах.

Указанные мероприятия помогают молодым специалистам сплотиться, познакомиться, оперативно и в интересном формате получить целостную картину о Кольской АЭС и мягко адаптироваться на предприятии. А главное, почувствовать себя сразу вовлеченными в общее дело.

Современные тенденции подготовки специалистов атомной отрасли в институте тепловой и атомной энергетики НИУ «МЭИ»

*Дедов А.В.
НИУ «МЭИ»*

История подготовки специалистов для атомной отрасли в Московском энергетическом институте (НИУ «МЭИ») насчитывает более полувека. В настоящее время обучение студентов в интересах ГК «Росатом» и смежных компаний в основном сосредоточено в рамках Института тепловой и атомной энергетики НИУ «МЭИ» (ИТАЭ). ИТАЭ проводит обучение по программам подготовки бакалавров и магистров по направлениям «Теплоэнергетика и теплотехника» и «Ядерная энергетика и теплофизика». Непосредственно в сферу деятельности ГК «Росатом» вовлечены практически все кафедры ИТАЭ,

выпускники которых имеют дело со всеми вопросами эксплуатации и проектирования АЭС, со вторым контуром станций, успешно решают физико-технические проблемы ядерной и термоядерной энергетики, работают в области безопасности и автоматизации станций. Так, при общем наборе на первый курс ИТАЭ в 2013 году в 300 человек, на работу в ГК «Росатом» в том же году трудоустроилось более 60 выпускников НИУ «МЭИ».

Система подготовки в ИТАЭ естественно базируется на традициях и опыте предыдущих поколений, сохраняет свою фундаментальность, но должна отвечать и новым вызовам, основными среди которых являются:

- окончательный переход с 2011 года поступления на систему подготовки бакалавриат-магистратура, без возможности получения диплома специалиста.
- работа по ФГОС, принятых взамен ГОС-2000. Новым также является разделение бакалавриата и магистратуры на прикладную и академическую направленность, в попытке предложить вузам готовить высококвалифицированные рабочие кадры.
- формируемые работодателями запросы к выпускникам.

К внешним условиям можно отнести и все более проявляющийся дефицит высококвалифицированных инженерных кадров, обусловленный общими тенденциями в обществе и сложившимся перекосом в сторону гуманитарных, управленческих и экономических специальностей подготовки кадров.

В тоже время надо признать и несовершенство существующих образовательных программ. При переходе к двухуровневой системе естественным желанием академического сообщества (не только в России, но и в Европе) было максимальное насыщение бакалаврской программы подготовки, попытка уместить в 4 года подготовки, то, что раньше получал специалист за 5 лет. Все это привело к перенасыщению материалом программ подготовки бакалавров и некому «разряжению» программ подготовки магистров.

В сложившихся условиях очевидными задачами вузов для повышения качества подготовки, соответствия всем основным свойствам современных запросов: фундаментальности; индивидуальности; адаптивности и междисциплинарности образования является:

- разработка новых государственных образовательных стандартов всех уровней подготовки, учитывающих (и частью опережающих) все современные требования к высшему образованию и исправляющих недостатки предыдущих поколений ФГОС, и на их основе образовательных программ и рабочих планов дисциплин;

- расширение вариативной части программ, предоставление студентам реальной возможности выбора дисциплин, сформированных с учетом требований отрасли;
- увеличение баз возможных практик студентов, привлечение сотрудников компаний к учебному процессу.

Психологическое обеспечение подготовки молодых специалистов для АЭС

Леонова Е.В.

Институт атомной энергетики НИЯУ «МИФИ», г. Обнинск

Рассматриваются проблемы подготовки кадров для атомной энергетики и промышленности в исследовательском университете в современных условиях: несформированность профессиональных намерений абитуриентов, длительный и сложный процесс адаптации студентов к обучению в вузе, недостаточный уровень учебно-профессиональной мотивации и низкая успеваемость первокурсников, компьютерная и интернет-зависимость студентов, недостаточная психолого-педагогическая компетентность преподавателей, а также проблема содержания программ дисциплин для новых направлений подготовки и ряд других проблем. Представлен комплекс мероприятий психологического обеспечения решения указанных проблем.

Ключевые слова: высшее образование, исследовательский университет, подготовка кадров для АЭС, психологическое обеспечение, компетенции.

Привлечение, подбор и адаптация молодых специалистов на Ленинградской АЭС

Поскотина Ю.В., Резникова А.А.

Ленинградская АЭС

Политика Ленинградской атомной станции в области управления персоналом определяется теми стратегическими целями и амбициозными задачами, которые стоят сегодня перед российской атомной отраслью. Для этого на Ленинградской АЭС внедряются и реализуются инновационные подходы к управлению человеческими ресурсами, которые при сохранении традиционной для всей атомной отрасли высокой степени социальной защиты, делают ставку на повышение эффективности работы каждого сотрудника, структурного подразделения и станции в целом.

Важным источником пополнения руководящих и инженерно-технических кадров Ленинградской АЭС являются молодые специалисты

– выпускники профильных ВУЗов. Успешная адаптация молодых специалистов служит первой ступенью в их профессиональном и карьерном росте, повышении их эффективности деятельности. С целью более успешной адаптации вновь принятых работников, в том числе и молодых специалистов, в филиале разработана Программа адаптации новых работников – комплекс мероприятий, направленных на ускорение процесса адаптации к условиям работы и специфике атомной станции, на обеспечение более быстрого вхождения в должность, уменьшение количества ошибок, связанных с включением в работу, формирование позитивного образа Ленинградской АЭС, ОАО «Концерн Росэнергоатом» и Госкорпорации «Росатом», а также на оценку уровня квалификации и потенциала работников во время прохождения ими испытательного срока. В филиале проводится регулярный мониторинг эффективности действующей системы адаптации. При оценке эффективности программы адаптации основной акцент делается не только на разработку различных критериев эффективности (субъективных и объективных), но и на анализ их влияния на внутриорганизационные процессы, т.е. оценка позволяет понять взаимозависимость результатов адаптации молодых специалистов, молодых работников и деятельности Ленинградской АЭС через формирование лояльности, вовлеченности и понимание стратегических целей филиала и Концерна.

Обучение основам культуры безопасности студентов, ориентированных на работу в атомной энергетике

Руденко В.А., Василенко Н.П.

Волгодонский инженерно-технический институт – филиал НИЯУ МИФИ, г. Волгодонск

В докладе, авторы отражают основные подходы к определению направлений развития культуры безопасности у студентов в вузе, ориентированном на подготовку кадров в атомной отрасли, которые определяются в соответствии с общими подходами к определению культуры безопасности при эксплуатации АЭС, с теми компетенциями по культуре безопасности, которые должны быть сформированными у персонала, с Концепцией образовательной политики в области безопасности и с теми особенностями, в которых развивается процесс обучения в вузе в настоящее время.

Опыт работы вуза по данному направлению позволил авторам выделить практические методы формирования приверженности культуре безопасности студентов вуза, такие как методы организации и проведения занятий с необходимой постановкой вопросов, организацией

соответствующих потоков информации, способствующие развитию культуры безопасности на индивидуальном уровне независимо от их содержания; активные методы проведения занятий, тренинги, отрабатывающие необходимые действия и формы должного, ответственного поведения студентов, демонстрирующие их приверженность к культуре безопасности.

Особое место в обучении основам культуры безопасности в Волгодонском инженерно-техническом институте НИЯУ МИФИ, который ведет подготовку кадров для ядерно-энергетического комплекса РФ в соответствии с потребностями атомной отрасли, обеспечении качественной опережающей подготовки специалистов для АЭС, занимает введение в учебные планы всех направлений подготовки и специальностей новой учебной дисциплины «Культура безопасности». Особенности отбора содержания, форм и методов преподавания дисциплины представлены авторами в докладе.

Инновационные подходы к подготовке специалистов для обеспечения безопасной эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах

Ташльков О.Л., Щеклеин С.Е., Карпенко А.И.

Уральский федеральный университет, г. Екатеринбург

Бельтюков А.И., Тучков А.М.

Белоярская АЭС

Быстриков А.А., Егоров А.К., Горшенин С.В.

ОАО «Концерн Росэнергоатом»

Перспектива развития атомной энергетики связывается сегодня с ядерной технологией, базирующейся на «быстрых» реакторах и замкнутом топливном цикле.

Одним из основных условий успешной реализации данного инновационного направления развития атомной энергетики является наличие высококвалифицированных специалистов по эксплуатации и обслуживанию систем и оборудования энергоблоков АЭС с реакторами на быстрых нейтронах.

Важность человеческого фактора в обеспечении безопасности АЭС имеет не меньшее значение, чем надежность оборудования.

Важную роль в обеспечении атомной энергетики специалистами играют так называемые региональные высшие учебные заведения, расположенные в регионе размещения АЭС и обеспечивающие для нее основной контингент набора молодых специалистов.

Кафедра «Атомные станции и возобновляемые источники энергии» (до 2012 года – «Атомная энергетика») Уральского федерального университета имеет 53 летний опыт подготовки специалистов для атомной отрасли и традиционно специализируется на подготовке специалистов для АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. Уникальность технологии быстрых реакторов требует специфической материально-технической базы для подготовки специалистов данного профиля.

Кафедра имеет уникальное оборудование, лабораторные стенды, тренажеры для подготовки специалистов для энергоблоков с реакторами на быстрых нейтронах. При их создании кроме специалистов кафедры активное участие приняли Белоярская АЭС, ОАО «Концерн Росэнергоатом», проектные и конструкторские организации, имеющие опыт работ в данной области.

Важную роль в повышении эффективности образовательного процесса на кафедре играет интеграция ведущих специалистов Белоярской АЭС, организаций и предприятий, обеспечивающих создание и обслуживание оборудования РБН. Ряд работников ОАО «Концерн Росэнергоатом» и его филиала – Белоярской АЭС по совместительству являются сотрудниками кафедры.

Инновационным направлением подготовки специалистов на кафедре «Атомная энергетика» является организация образовательного процесса на базе решения реальных проблем атомной энергетики с реакторами на быстрых нейтронах. Важным условием успешной реализации этого направления является сотрудничество кафедры с Белоярской АЭС, ОАО «Концерн Росэнергоатом» и другими предприятиями и организациями Росатома.

Тематика дипломных проектов студентов кафедры соответствует месту будущей работы. Это приводит к сокращению сроков адаптации выпускников на Белоярской АЭС. В настоящее время развивается практика устройства студентов на рабочие должности в процессе прохождения производственной (преддипломной) практики на предприятии, сдача экзаменов на должность и т.д.

Подготовка молодых специалистов для производства демонтажных работ при выводе из эксплуатации блоков АЭС

Берела А.И., Томилин С.А., Федотов А.Г., Якубенко И.А.

Волгодонский инженерно-технический институт – филиал НИЯУ МИФИ

Демонтаж оборудования и металлоконструкций – обязательная процедура заключительной стадии жизненного цикла блоков атомных электростанций (АЭС). В нашей стране прекращена эксплуатация

блоков первой очереди Белоярской АЭС и Нововоронежской АЭС. В этом и последующем десятилетии в связи с выработкой уже продленного срока службы, предстоит остановить эксплуатацию еще 28 блоков, построенных в советское время. Вывод из эксплуатации – сложный технологически и затратный экономически процесс, реализуемый в радиационно-опасных условиях. Значительное место в этом процессе занимают работы по демонтажу оборудования и металлоконструкций.

В разработке технологий демонтажных работ должны участвовать специалисты, обладающие профессиональными компетенциями в этой области. Для их обучения образовательным организациям, осуществляющим подготовку по профильным специальностям (направлениям подготовки), необходимо пересматривать основные образовательные программы с введением в них новых дисциплин или выделению соответствующих разделов в уже имеющихся.

Кроме того, становится актуальной задача разработки учебно-методических материалов, обеспечивающих изучение вопросов демонтажных технологий и средств их технологического оснащения. Указанные учебно-методические материалы требуются как для обучения студентов специальностей, связанных с проектированием и технической эксплуатацией АЭС, так при подготовке и переподготовке специалистов, уже работающих на АЭС и привлекаемых к данному направлению деятельности.

В настоящем докладе представлены некоторые соображения по разработке и внедрению в учебный процесс вуза учебно-методических материалов данного направления. Эти соображения опираются на опыт их применения в образовательном процессе ВИТИ НИЯУ МИФИ. В настоящее время авторами доклада осуществляется работа над учебным пособием по данной тематике. Предварительно учебное пособие структурировано следующим образом:

- вводная часть, представляющая современные взгляды на проблему вывода из эксплуатации блоков АЭС, варианты реализации этой заключительной стадии их жизненного цикла, в том числе принятый вариант для российских АЭС;
- общая часть охватывает вопросы нормативного регулирования стадии вывода из эксплуатации, разработки программы и проекта вывода из эксплуатации, проведения комплексного инженерно-радиационного обследования и обращения с радиоактивными отходами, образующимися при демонтажных работах;
- основная часть в расширенном изложении, чем предыдущие, представляет материалы по разработке технологий демонтажа оборудования в части:

- а) использования проблемно-ориентированной системы проектирования;
 - б) выполнения подготовительных работ;
 - в) обеспечения радиационной безопасности работ;
 - г) методов и способов демонтажа и разделки оборудования;
 - д) применения технологического оборудования;
 - е) выполнения транспортных операций.
- в заключительной части рассмотрен опыт проведения демонтажных работ на отечественных и зарубежных блоках АЭС.

Выявление закономерностей взаимосвязи данных психофизиологического обследования молодых специалистов основных производственных цехов с их профессиональным ростом

Тютин В.Д.

Калининская АЭС

Введение

Объекты использования атомной энергии являются потенциальными источниками промышленных аварий со значительными негативными последствиями для окружающей среды и человека.

В целях обеспечения профессиональной надежности персонала АС, а значит, для предупреждений нарушений в работе АС, связанных с неправильными действиями персонала, проводятся обязательные предварительные (при поступлении на работу) и периодические (ежегодные) психофизиологические обследования (ПФО) работников АС.

При вынесении итогового заключения специалисты ЛПФО учитывают актуальные особенности мотивационной сферы кандидатов на должности, особенности их познавательной сферы, личностные особенности, стрессоустойчивость, адаптационные возможности организма и др.

На каждого вновь принятого на КЛНАЭС работника затрачиваются материальные ресурсы (зарботная плата, обучение), время (в т.ч. время более опытных работников, руководителей). Для того, чтобы расходы на подготовку персонала были оправданы, целесообразно уже на этапе приема на работу специалиста иметь прогноз не только его профессиональной надежности, но и профессионального роста. Кроме того, прогноз профессионального роста молодого работника целесообразно использовать руководителям подразделений при планировании подготовки персонала на вышестоящие должности.

Цель исследования: выявить статистически достоверную связь данных психофизиологического обследования с профессиональным (карьерным) ростом молодых специалистов КЛНАЭС.

Задачи исследования:

1. Определение объема выборки и критериев временного интервала профессионального роста.
2. Статистический анализ данных.
3. Составление рекомендаций по использованию данных ПФО.

Гипотеза: существует взаимосвязь между данными психофизиологического обследования и профессиональным ростом молодых работников.

Объект исследования: молодые специалисты - 152 человека.

В рамках исследования собраны данные предварительного ПФО молодых специалистов с 2002 по 2011 год, проведен их статистический анализ с помощью критерия Манна – Уитни (парное сравнение элементов первой выборки с элементами второй выборки, для независимых выборок).

Выводы

Гипотеза, выдвигаемая в данном исследовании, подтвердилась – выявлена статистически достоверная связь данных предварительного ПФО с профессиональным ростом молодых работников, а также их карьерным ростом.

1. Специалисты, достигающие выраженных карьерных достижений, профессионального роста, отличаются с одной стороны, терпеливостью и сдержанностью, стремлением соблюдать правила и нормативные предписания, а с другой - необходимой активностью. Развиты такие качества, как оптимистичность, самоуважение, стрессоустойчивость и выраженность интеллектуальных интересов.

2. Статистически значимыми оказались различия по следующим методикам ПФО:

- ММРІ – шкалы 2 – пессимистичность, 4 - импульсивность, 6 - ригидность, 7 - тревожность, 8 – индивидуалистичность.
- «Опросник 16-ФЛО» (форма С), В – высокий интеллект, С – самоконтроль, Е - доминантность, L - подозрительность, Q4 – напряженность.
- Графический тест Равена.

3. Использование полученных в данной работе результатов позволит психологам ЛПФО, руководителям подразделений уже на этапе приема специалистов на работу прогнозировать успешность их адаптации к работе на предприятии, особенности профессионального роста и развития специалиста.

4. В данной исследовательской работе получено научно обоснованное подтверждение необходимости проведения психологической подготовки, тренингов не только по общепринятым тематикам (развитию коммуникативных качеств, работе в команде, управлению конфликтами и стрессами), но и развитию у персонала АС навыков самоконтроля.

5. Рекомендуются обратить внимание руководителей на целесообразность учета данных предварительного ПФО при приеме на работу молодых работников, а также при планировании их дальнейшего обучения на вышестоящие должности.

Развитие человеческих ресурсов: плюсы и минусы подхода ECVET в сравнении с российскими профессиональными стандартами

Шулепова Н.А., Аспидов В.В.

НОУ ДПО «ЦИПК Росатома», г. Обнинск

Глобализация ставит различные задачи в сфере развития человеческих ресурсов, что ведет к необходимости гармонизации и, как следствие, изучению систем подготовки и повышения квалификации персонала.

В рамках Европейской системы кредитов для профессионального образования и обучения (ECVET) разрабатываются общие требования к квалификации, знаниям и навыкам персонала ядерной инфраструктуры, что приводит к повышению степени доверия, транспарентности и взаимному признанию результатов профессионального обучения в государствах-членах ЕС и в ассоциированных странах. Основные направления политики ECVET сосредоточены на создании Европейского паспорта - пакета документов, предполагающего использование для соответствующего описания квалификации, и признание всеми потенциальными работодателями в странах ЕС.

В России основным документом, определяющим требования к знаниям и навыкам персонала, является Единый квалификационный справочник должностей руководителей, специалистов и служащих.

В данной работе проводится сравнительный анализ европейских и российских подходов к обучению и повышению квалификации сотрудников на основе ключевых позиций на АЭС, показаны недостатки и достоинства обоих подходов, и даны рекомендации по развитию системы подготовки персонала.

Подсекция 5.2 ТРАДИЦИИ И ОПЫТ ВЕТЕРАНОВ – МОЛОДЫМ

Пятидесятилетний опыт подготовки специалистов в области защиты металлов от коррозии на кафедре атомных электрических станций НИУ «МЭИ»

*Горбатов В.П., Иванов С.О., Нгуен Тхи Нгуен Ха, Яськив В.М.
НИУ «МЭИ»*

Курс коррозии и защиты металлов оборудования АЭС под названием «Материалы ядерной техники» для студентов специальности 0310 «Проектирование и эксплуатация атомных электростанций и установок» был поставлен в МЭИ д.т.н., профессором Герасимовым Валентином Владимировичем в 1963 г. Эта дисциплина состояла из лекций, упражнений, лабораторных работ. Она носила теоретико-прикладной характер: все три составляющих – лекции, упражнения, лабораторные работы были нацелены на привитие студентам навыков управления коррозионным ресурсом конструкционных сплавов посредством аналитического обоснования и экспериментального подтверждения кратности приращения наработки до отказа. Курс развивался и в докладе показано как он выглядит и приведена теория, которую он содержит.

Энергоэффективная технология передачи естественного света системой Solatube® Daylighting Systems через ограждающие конструкции зданий – гарантия комфорта и безопасности сотрудников атомных станций

*Казаков В.А.
ООО «РИТМ-2»*

Основное внимание уделено вопросам безопасности, светового комфорта и энергоэффективности при гарантированной передаче естественного света во внутренние пространства зданий. Представлена инновационная технология передачи естественного света по каналам Solatube® Daylighting Systems, как эффективный способ создания светового комфорта в зданиях. Данная система позволяет осуществить декомпозицию задач возложенных на традиционные светопрозрачные конструкции, широко применяемые при строительстве зданий и сооружений.

Природный солнечный свет жизненно необходим для обеспечения физического и психологического здоровья человека. Солнце — основной источник жизни на Земле, его свет внушает оптимизм и придает новые силы. Только естественный солнечный свет обеспечивает человеку должный визуальный комфорт, запускает сложный механизм биоритмов, спасает от депрессий.

Именно поэтому, наличие естественного света в местах постоянного пребывания человека, уделяется особое внимание. Отсутствие этого необходимого фактора в местах постоянного пребывания человека расценивается как условия вредные для здоровья.

Подтверждением данного факта является принятый в конце прошлого года ФЗ РФ № 426 от 28.12.13г. «О специальной оценке условий труда», где отсутствие естественного света на рабочем месте квалифицируется как вредные условия труда.

Рассматривается проблема передач естественного света во внутреннее пространство зданий и методы их решения.

Понимая существующие проблемы передачи естественного света через ограждающие конструкции и существующие противоречия, необходимо по-иному взглянуть на пути решения этой задачи. Необходим технологический прорыв в этом направлении.

В настоящее время, в России разработаны и подготовлены к производству первые образцы светодинамического модуля. Этот модуль — опция систем Solatube®, применение которого позволило создать светильник нового поколения: «гибридную» систему освещения. Данная система является источником полного света (естественного, смешанного или искусственного), в котором автоматически настраивается и регулируется световой поток в зависимости от факторов внешней среды, времени суток и предпочтений потребителя. Такое решение позволяет использовать гибридную систему освещения для освещения взрывоопасных объектов, а также объектов, в которых операторы выполняют работу, требующую повышенное внимание, сопряженную с высокими психо-эмоциональными нагрузками.

Гибридная систему освещения уже начали находить применения в новых проектах.

Широкое внедрение систем Solatube® в строительство позволит успешно решать задачи создания устойчивой среды обитания, в которой человек будет жить и выполнять свои рабочие функции с высоким качеством без ущерба для своего здоровья и опасности жизни.

Преимственность поколений — рост экономической эффективности деятельности ГК Росатом

Морозова А.А.

МСОО МСВАЭП

Ценность информации не в том, что ты ее просто услышал и воспринял, а в том, что только опыт позволяет применять эту информацию эффективно на практике.

Обсуждаются предпосылки, мотивирующие общество встраивать ветеранов в бизнес-процесс отрасли «Атомная энергетика», в частности, внешне- и внутриэкономические предпосылки, социальные предпосылки и т.п.

В настоящее время уже создан положительный прецедент по встраиванию ветеранов отрасли «Атомная энергетика» в бизнес-процессы отрасли: создан МСОО МСВАЭП (Международный Союз Общественных Организаций и Международный Союз Атомной Энергетики и Промышленности). Также для сохранения и масштабирования русской ядерной школы посредством эффективной методики передачи знаний и опыта через участие ветеранов в бизнес-процессах отрасли была создана ООО «Нулиан Профessional».

Изучив существующее законодательство России и нормативную базу ГК Росатом по «закупкам», в том числе по размещению заказа у единого поставщика услуг, предлагается алгоритм действий, позволяющий реально встроить ветеранов отрасли обратно в бизнес-процесс в качестве поставщика услуг инжинирингового характера:

- внести компанию «Нулиан Профessional» в Приказ от 21.02.2014 г. №1/157-П в качестве единого поставщика (исполнителя, подрядчика) в части услуг инжинирингового характера, в том числе в сфере «бэкэнд» в соответствии с российской системой классификации услуг (товаров, работ);
- внести компанию «Нулиан Профessional» в Приказ от 21.02.2014 г. №1/157-П в качестве единого поставщика (исполнителя, подрядчика) в части услуг инжинирингового характера в соответствии с положениями части 16 статьи 34 Федерального закона № 44-ФЗ «Контракт жизненного цикла»;
- по направлениям инжиниринговых услуг создать отделы, состоящие из ветеранов отрасли под эгидой «Нулиан Профessional»;

С целью обеспечения работоспособности отделов создать лечебно-реабилитационный центр. Источник финансирования — прибыль, полученная за счет деятельности «Нулиан Профessional».

Продление срока службы технологических трубопроводов на АЭС

Петухов В.С., Савельев В.Н., Сидоренко В.Г.

ЗАО «Катодъ», ООО «Прадиком»

Продление срока службы узлов и агрегатов довольно широко применяется в настоящее время в различных отраслях народного хозяйства, так как позволяет существенно экономить бюджетные средства и материальные ресурсы. В атомной энергетике продление срока службы имеет свои особенности, связанные с обеспечением при этом безопасности при дальнейшей эксплуатации этих объектов. Наибольшую актуальность имеет задача продления срока службы технологических трубопроводов (ТТ), поскольку их ремонт связан с земляными работами на благоустроенной территории и затруднил бы нормальную эксплуатацию атомной электростанции. Эта задача имеет две составляющие, решения которых различаются по методам их осуществления.

1. Диагностика коррозионного состояния трубопроводов.
2. Установка системы катодной защиты импульсными токами.

Наиболее полную и прямую информацию о развитии (степени опасности) дефектов в металле узлов и элементов технологического оборудования (ТО) и ТТ можно получить методом акустической эмиссии (АЭ), поскольку АЭ контроль трещинообразования по своей разрешающей способности значительно превышает возможности традиционных методов неразрушающего контроля (НК). С другой стороны, даже наличие крупных дефектов, “заложённых” при изготовлении или монтаже оборудования и трубопроводов и выявляемых традиционными методами НК, не является в общем случае основанием для выбраковки изделий после их эксплуатации в течение длительного срока (более 20-30 лет). Поэтому АЭ контроль может применяться в качестве определяющего для выработки критериев допуска в эксплуатацию ТО и ТТ с обнаруженными дефектами (обеспечивая при этом необходимый уровень безопасности и время их работы).

Диагностика коррозионного состояния трубопроводов осуществляется посредством электрометрирования (определения электрохимического потенциала трубопроводов) по всей их длине. По результатам электрометрирования и АЭ контроля выявляются участки, на которых отрываются шурфы, изучается состояние изоляционного покрытия, глубина, площадь и характер коррозионных повреждений и т. п., после чего делается заключение о дальнейшей эксплуатации, ремонте или замене повреждённого участка трубопровода. На этом этапе весьма желательно произвести рентгеноскопию сварных швов и соединений в месте раскопа.

После получения заключения о дальнейшей эксплуатации трубопровода в наиболее коррозионноопасном месте (и других коррозионноопасных местах) устанавливается измерительный электрод сравнения и свидетель коррозии. Затем в расчётном месте устанавливается анодный заземлитель (анодные заземлители), и в удобном для установки и дальнейшей эксплуатации месте — станция катодной защиты импульсным током. Установка станции катодной защиты импульсным током является неременным условием надёжной защиты трубопровода от почвенной коррозии. В случае установки станции катодной защиты постоянным током на участке с многониточными трубопроводами возникают условия для экранировки одной трубы другой (что приводит к отсутствию защиты) или перетекания тока с одной трубы на другую (что приводит к ускоренному образованию коррозионной язвы в месте выхода тока из трубы).

Вновь вводимые в эксплуатацию подземные металлические сооружения предлагается защищать только импульсным способом и, импульсные системы катодной защиты включать в проектную документацию ещё на этапе проектирования.

О целесообразности и необходимости участия ветеранов атомной энергетики России в международном сотрудничестве

Поройков В.С.

МСОО МСВАЭП

Обсуждаются результаты деятельности Международного Союза ветеранов атомной энергетики и промышленности. Рассматриваются вопросы возможных направлений общественной и производственной деятельности ветеранов, их вклад в поддержание положительного имиджа атомной энергетики и промышленности. Подчеркивается важность вклада ветеранов в борьбе за международные рынки строительства атомных станций за рубежом и особенно в период напряженности в международных отношениях. Рассматриваются возможные действия ветеранов по пропаганде российских достижений в проектировании и строительстве АЭС.

Предлагается разработать отраслевую (ведомственную) концепцию участия ветеранов в международном сотрудничестве под регулярным контролем со стороны руководства ведомства (ОАО «Концерн Росэнергоатом»).

Формирование предпроектных предложений для разработки Технических Требований на реализацию проекта «Система электрохимической защиты от коррозии импульсными токами трубопроводов технологических систем Калининской АЭС»

(метод катодной защиты подземных трубопроводов импульсными токами)

Терёхин Ю.К.

Секретариат МСВАЭП

Для сохранения подземных трубопроводов от коррозии применяют всевозможные защитные покрытия поверхности трубопроводов. С течением времени под воздействием перепадов температур, механических напряжений или подвижек грунта в защитных покрытиях образуются микротрещины, через которые в чистый металл проникают блуждающие токи. Они вызывают особенно опасный вид коррозии - электрохимическую коррозию. В связи с большой энергонасыщенностью промплощадки АЭС индуцируются блуждающие токи значительной величины и защита подземных трубопроводов и металлоконструкций сооружений от электрохимической коррозии становится первоочередной задачей.

Для преодоления указанных недостатков, органически присущих электрохимической защите постоянным током, разработана система катодной защиты **импульсным** током, принцип действия которой отличен от традиционной.

В последние годы всё более активно начинает применяться новый способ катодной защиты с использованием методом импульсных токов.

С момента разработки новой системы катодной защиты подземных трубопроводов уже около десятка объектов защищены от коррозии при помощи данного метода. Некоторые из них были обследованы вторично. Везде была отмечена несомненная польза от применения импульсной катодной защиты.

Для реализации задач по обеспечению надёжной эксплуатации системы ЭХЗ импульсными токами и контроля уровня защиты на всех контролируемых трубопроводах было разработано специальное оборудование и материалы, перечень которых достаточно полно отвечает поставленной задаче защиты от коррозии технологических трубопроводов в условиях энергонасыщенной промплощадки.

На площадке Калининской АЭС с целью предварительной оценки состояния электрических полей вблизи технологических трубопроводов были проведены электрометрические измерения и обследования в районе РДЭС первого блока для оценки возможности применения импульсной катодной защиты трубопроводов.

Проведённые эксперименты показали не только возможность, но и целесообразность внедрения системы катодной защиты импульсными токами на основе новых разработок, а реализация данного проекта даст возможность увеличить срок эксплуатации технологических трубопроводов без ремонта и повысить эксплуатационную надёжность и безопасность систем с подземными трубопроводами.

В настоящее время, на основании сформированной программы внедрения «Системы ЭХЗ от коррозии импульсными токами», «Нуклеар Профешинэлс», совместно с разработчиками из ЗАО «КатодЪ» и ООО «Алитир» и при активном участии инженеров Калининской АЭС, приступает к созданию данной системы на её промплощадке как наиболее передовой и многообещающей по защите подземных трубопроводов технологических систем Калининской АЭС.

Treatment of Waste – the Key of Nuclear Progress

Ключ к прогрессу ядерной энергетики лежит в решении проблемы радиоактивных отходов

Zoltan J Kiss

KGL Globus, Hungary

The priority problem of the nuclear operation today is the generation of nuclear waste.

The safety culture with management control and review techniques, technical solutions and control systems is subject to permanent progress and development.

The problem is nuclear waste.

Nuclear waste today is of different dimension than it was decades ago. The challenge the nuclear industry is facing today is the taking care of “invalid” elements with destroyed elementary structure, result of nuclear based energy generation.

All our conventional human activities and technologies in fact are about the use of the *Weak Interrelation* of the elementary world, utilising the “benefit” of burning, melting and froze; mixing, steaming and modifying the elementary structure, producing waste, toxic, non-toxic and any kind, but without impacting the *Strong Interrelations* and with that the proton-neutron process balance.

Nuclear based energy generation is about the impact of the *Strong Interrelation*. It destroys the elementary balance of the fuel element of the operation. The destroyed balance of the fuel results in the chain of damaged elements with destroyed balance. Elements impacted become nuclear waste – with invalid elementary structure.

Nuclear operation results in damaged elementary processes. The more we operate the more is the damage.

Does the nuclear industry need solution on this? Yes it certainly needs.

There is however no conventional way for finding the solution.

The solution is the *process based* quantum approach with the practical examples of the rehabilitation for experiments.

Необходимость внедрения на АЭС дефектоскопов «Омнискан» на базе фазированных решеток для контроля металла оборудования и трубопроводов

Козин Ю.Н.

МСОО МСВАЭП

Применение в технологии контроля металла и сварных соединений оборудования и трубопроводов АЭС дефектоскопов типа «Омнискан» на базе фазированных решеток позволит снизить дозовые нагрузки на контролеров сокращением времени нахождения их в поле излучения от оборудования и трубопроводов, при этом повышается качество контроля. Для широкого применения дефектоскопов «Омнискан» необходима разработка методики контроля, опробованной и утвержденной в установленном порядке. Проведение таких работ может быть осуществлено при участии специалистов - ветеранов ОАО «Концерн Росэнергоатом».

Содержание публикации:

1. Физические основы возбуждения в контролируемом объекте ультразвуковых волн с помощью фазированных решеток.
2. Принцип обнаружения несплошностей в контролируемом объекте с применением дефектоскопов «Омнискан» на базе фазированных решеток.
3. Документирование результатов контроля и оценка несплошностей по результатам контроля.
4. Содержание проекта методики контроля с применением фазированной решетки

Создание системы управления ядерными знаниями в ОАО «ВНИИАЭС»

Боженков О.Л., Толстенков А.Н.

ОАО «ВНИИАЭС»

Всероссийский научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций является головной организацией, обеспечивающей научное руководство пуском и научно-техническую

поддержку эксплуатации атомных электростанций на протяжении всего жизненного цикла АЭС: от ввода в эксплуатацию новых атомных энергоблоков до вывода из эксплуатации.

Спектр деятельности ВНИИАЭС – очень обширен и для выполнения основных задач институту требуется постоянное наличие широкого спектра специалистов, обладающих необходимыми знаниями и навыками. Столкнувшись с реальной проблемой старения основных кадров и разрывом между поколениями, ВНИИАЭС уже в 2011 году начал целенаправленную деятельность по внедрению элементов системы управления знаниями, основываясь на методиках МАГАТЭ. При этом основной фокус сделан на выявление, сохранение и передачу критически важных знаний молодому поколению.

В докладе описаны основные подходы по управлению ядерными знаниями в ОАО «ВНИИАЭС», которые уже внедрены или находятся в стадии разработки и внедрения. Основа – это комплексный подход, включающий все основные элементы по управлению ядерными знаниями: ясная политика и стратегия, работа с ключевыми специалистами по идентификации и сохранению критически важных знаний, использование современных информационных технологий, сотрудничество и обмен опытом с другими организациями атомной отрасли, работы по управлению результатами интеллектуальной деятельности, системный подход к обучению, мотивация передачи знаний и многие другие.

Так, в частности, выполнены следующие работы:

- разработана концепция по управлению знаниями в ОАО «ВНИИАЭС»;
- построена карта основных компетенций уровня организации;
- подготовлен пакет методических материалов для выявления критических знаний у сотрудников института;
- проведен анализ кадрового потенциала института и определены ключевые с точки зрения выделения критических знаний подразделения;
- выполнен анализ факторов риска потери критически важных знаний сотрудников научно-технических подразделений института и составлен список сотрудников с максимальными рисками;
- разработаны концепция и техническая спецификация сайта и интернет-портала знаний ОАО «ВНИИАЭС»;
- подготовлен и проведен при поддержке и участии экспертов МАГАТЭ семинар по управлению ядерными знаниями на площадке Смоленской АЭС (апрель 2013 г.);
- совместно со ОАО «СНИИП» проведена выездная школа по управлению ядерными знаниями с участием специалистов ведущих организаций отрасли и экспертов МАГАТЭ.

Обеспечение сохранения и передачи знаний о конфигурации энергоблока АЭС

Тихоновский В.Л., Шкарин А.В., Сальников Н.В., Чуйко Д.В.
ЗАО «НЕОЛАНТ»

Длительность жизненного цикла энергоблока АЭС характеризуется периодом порядка 50-70 лет и более. Наиболее длительная стадия ЖЦ энергоблока АЭС — этот вывод из эксплуатации. В связи с уходом значительного количества эксплуатационного персонала в начале на этой стадии ЖЦ энергоблока АЭС может произойти объективная потеря ключевых знаний о конфигурации энергоблока и его истории эксплуатации, если эксплуатирующая организация заблаговременно не осуществит комплекс мероприятий по сохранению знаний.

Вывод из эксплуатации энергоблока АЭС — комплексный процесс, включающий несколько этапов, на которых осуществляется разработка локальной (объектовой) концепции вывода из эксплуатации, программы вывода из эксплуатации, проведение комплексного инженерного и радиационного обследования, разработка проекта вывода из эксплуатации, дезактивация и демонтаж оборудования, обращение с РАО и т.д. На любом этапе вывода из эксплуатации принятие обоснованных решений может гарантироваться исключительно наличием и полнотой требуемой для этих целей информации.

Основной проблемой при выводе из эксплуатации блока АЭС является проблема переработки и удаления для последующего хранения или захоронения радиоактивных отходов, которые будут образовываться как при демонтаже реактора, так и радиоактивных конструкций блока. В настоящее время в России отсутствуют хранилища и могильники РАО, требуемые при выводе из эксплуатации блока атомной станции. Этот фактор, а также сложности с финансированием для осуществления немедленного демонтажа радиоактивных конструкций реактора определяют выбор варианта SAFSTOR как основного для вывода из эксплуатации блоков атомных станций в России.

Вариант SAFSTOR характеризуется достаточно длительным временем сохранения радиоактивных конструкций блока под наблюдением. Например, при выводе из эксплуатации блоков первой и второй очереди ЛАЭС длительность этого этапа в программах вывода из эксплуатации принята не менее 50 лет. В таких условиях сохранение и передача всей необходимой информации последующим поколениям специалистов, которые будут осуществлять работы по демонтажу реакторной установки и оборудования энергоблоков, становится важнейшей задачей, так как наличие достоверной информации напрямую влияет на безопасность и экономичность проведения работ по ВЭ. Тем более, что в силу ряда причин на действующих АЭС России в настоящее время хранение про-

ектной и эксплуатационной документации организовано, как правило, только на бумажном носителе. В течение срока эксплуатации часть информации безвозвратно утрачивается, бумажный носитель информации приходит в негодное состояние. Зачастую важные сведения об истории эксплуатации блока АЭС содержатся только в памяти специалистов и утрачиваются при их уходе со станции.

Очевидно, что кардинально изменить ситуацию с информационным сопровождением работ по ВЭ возможно только при создании специальной, целенаправленно обновляемой и поддерживаемой на протяжении всей длительности процесса ВЭ базы данных проектной и эксплуатационной документации блока АЭС, обеспечивающей ее долговременное и надежное хранение – базы данных по выводу из эксплуатации (БДВЭ) блока АЭС. Заблаговременное внедрение и наполнение такой базы данных по выводу из эксплуатации позволит централизованно сохранить и передать всю необходимую документацию и данные, требуемые для практического осуществления вывода из эксплуатации, будущим поколениям специалистов.

Доклад представляет практический и методический опыт, полученный авторами при создании баз данных по выводу из эксплуатации блоков АЭС. В докладе представлены возможности применения трехмерных инженерных моделей блоков АЭС для решения задач не только подготовки к выводу и вывода из эксплуатации, но и эксплуатации действующих блоков АЭС в процессе продления срока службы.

Профориентационная экскурсия старшеклассников в ИАЭ им. И.В. Курчатова, на Первую в мире АЭС, ИАТЭ МИФИ, Лицей 1547 в октябре 2013 года и практические выводы

Калинин В.П., Черкасов В.Г.

МООВК

В рамках профориентационной деятельности Межрегиональной общественной организации ветеранов концерна Росэнергоатом (МООВК) экскурсия учащихся 9–11 классов школы №34, Петрозаводск и школы №2, г. Олонец (Карелия) проводилась в Научно-Исследовательский Центр «Курчатовский Институт», на мемориал «Первая в мире АЭС», Институт атомной энергии ИАТЭ МИФИ и Инфо-Центр в Лицее ГК Росатом по инициативе МООВК 15–17 октября 2013. Работы по организации и руководству экскурсией выполнял Калинин В.П., ветеран МООВК, имеющий опыт проведения экскурсии школьников на АЭС и атомный ледокол «Ленин», 2011–2012 гг. В начале июля 2013 совместно с учителями физики Лесницкой А.В и Богдановой Н.Н. был подготовлен и согласован Календарный план экскурсии, составлены списки учащихся, всего 21 человек и 4 сопровождающих учителя от 2

школ. Позднее были изданы приказы по школам об ответственности сопровождающих учителей за безопасность, здоровье и жизнь школьников в пути и на экскурсии, Прилож. 1. Были получены справки в ж/д кассе Петрозаводска о стоимости билетов на проезд до Москвы и от ст. Лодейное Поле до Москвы в октябре 2013. Календарный план экскурсии со справками о стоимости проезда и сопроводительное письмо были представлены в дирекцию завода ПетрозаводскМаш ГК Росатом и получен положительный ответ о спонсорстве профориентационной экскурсии согласно представленных документов, Приложение 2. В начале сентября 2013 подготовлена и утверждена Программа согласованных экскурсионных мероприятий с принимающими сторонами, приобретены ж/д билеты, забронирована детская гостиница. От МООВК Черкасов В.Г. и Софиенко Г.И. добились выделения автобуса концерна на 3 дня экскурсии. После подготовительной работы учителей в школе, в т.ч. с родителями учащихся Лесницкая А.В, Лобская В.В, шк.34 и Богданова Н.Н, Шишкина Г.Н, шк.2 провели беседы о безопасности и поведении учащихся в пути и на экскурсии. 15.10.2013 В.П. Калинин встретил учащихся на вокзале и на автобусе повел всех на Останкинскую ТВ-башню, затем в Лицей 1547, по программе: фильмы “Знакомство с традиционной и атомной энергетикой”, “Обращение с радиоактивными отходами», интерактивная игра, экскурсия по лицейю. Вся экскурсия в Лицей произвела неизгладимое впечатление на школьников и об этом ученики рассказали в своих сочинениях об экскурсии, 16.10.2013 состоялась экскурсия в НИЦ “Курчатовский Институт”: выставка достижений института и советской/российской науки и техники, первый исследовательский реактор, домик Курчатова И.В. Экскурсия на “Первую в мире АЭС”. Старшеклассники осознанно поняли, что такое ядерная энергия, атомная и водородная бомбы, почему ученые и работники отрасли под руководством Курчатова И.В. в кратчайшие сроки выполнили задания Правительства во время Отечественной войны и в тяжелые послевоенные годы...Прилож. 3.

В результате проведенной экскурсии школьников на важные объекты атомной отрасли и встреч с ветеранами отрасли у многих старшеклассников возникла мысль о возможности и необходимости пойти учиться в спецвуз для того, чтобы после подготовки и учебы поступить работать на атомную станцию для выработки безопасной дешевой электроэнергии и проведения интересных и нужных обществу исследований. В школах необходимо подводить итоги таких экскурсий с участием всех школьников, ветеранов отрасли и общественности, оформлять стенды-выставки, библиотечки.

Такую профориентационную работу необходимо проводить непрерывно, тогда возможно достижение цели – приход молодого поколения на смену уходящим на заслуженный отдых высококвалифицированным специалистам.

ДЛЯ ЗАМЕТОК

Подготовка оригинал-макета осуществлена в Открытом акционерном обществе «Электрогорский научно-исследовательский центр по безопасности атомных электростанций» (ОАО «ЭНИЦ»)

142530, г. Электрогорск Московской обл., ул. Св. Константина, 6