

Акционерное общество
«Научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт
энергетических технологий «АТОМПРОЕКТ»
(АО «АТОМПРОЕКТ»)

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ
КОНФЕРЕНЦИЯ

«КОМАНДА-2015»

СБОРНИК ТЕЗИСОВ

САНКТ-ПЕТЕРБУРГ
2015

УДК

Сборник тезисов научно-технической конференции «КОМАНДА-2015» - Санкт-Петербург: АО «АТОМПРОЕКТ»

Сборник тезисов научно-технической конференции молодых ученых и специалистов атомной отрасли «КОМАНДА-2015».

Сборник содержит научные статьи молодых специалистов АО «АТОМПРОЕКТ» и других предприятий, отражающие результаты их научно-технической деятельности по различным актуальным вопросам развития науки и техники атомной отрасли России.

Сборник рассчитан на научных и инженерно-технических работников предприятий, занимающихся проектированием и эксплуатацией АЭС.

Материалы включены в сборник в авторской редакции.

Дорогие участники!

Мы благодарим Вас за участие в VI международной научно-технической конференции молодых ученых и специалистов атомной отрасли «КОМАНДА-2015» – центральном мероприятии научно-образовательной работы Молодежного Общества АО «Атомпроект».

Главная цель конференции «КОМАНДА-2015» – предоставить возможность молодым учёным и специалистам обменяться опытом, рассказать о своих профессиональных достижениях, научных разработках и открытиях. Основной темой конференции стало «снижение стоимости и сроков реализации проектов» для повышения конкурентных преимуществ на глобальном атомном рынке. Достижения и успехи в других областях также смогли найти свое достойное место среди докладов конференции.

«КОМАНДА-2015» собрала больше 270 участников из более чем 60 организаций и предприятий атомной энергетики и смежных отраслей.

В 2015 году, опираясь на опыт предыдущих лет, удалось охватить широчайший спектр рассматриваемых тем по следующим секциям:

- Перспективные технологии атомной отрасли;
- Проектирование объектов атомной отрасли и производство строительных работ;
- IT-технологии в проектировании и производстве;
- Молодежная политика;
- Обращение с РАО и ОЯТ: инновации и перспективы;
- Расчетные обоснования безопасной эксплуатации оборудования и конструкций;
- АСУ ТП в атомной отрасли;
- Реконструкция, модернизация и вывод из эксплуатации предприятий атомной отрасли;
- Работа с общественностью на предприятиях атомной отрасли.

В рамках технических туров были представлены три производственных направления:

- инжиниринг: посещение работающей ЛАЭС и строящейся ЛАЭС-2;
- наука и исследования: визит на экспериментальный реактор Петербургского Института Ядерной Физики (ПИЯФ), виртуальный пульт АЭС АО «Атомпроект»;
- производство оборудования: экскурсия Ижорские заводы.

Выражаем надежду, что участие в конференции «КОМАНДА-2015» оказалось для Вас полезным. Желаем ещё не раз посетить Северную Столицу и оставаться командой!

С уважением,
Оргкомитет

ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

ПРОСТРАНСТВЕННЫЕ ИЗМЕРЕНИЯ ПРИ ПРОИЗВОДСТВЕ ОБОРУДОВАНИЯ ДЛЯ АЭС

Васильева И.А., Васильев С.И.

ОАО «Ижорские заводы», г. Санкт-Петербург

E-mail: Irina.Vasilyeva@omzglobal.com

В настоящее время существует множество традиционных способов контроля геометрических размеров в процессе изготовления оборудования для АЭС (корпусов реактора, систем аварийного охлаждения зоны, главных центральных насосов, парогенераторов, систем пассивного залива активной зоны) с применением универсальных средств измерений таких как: угольники, линейки, рулетки, плиты, штангенциркули и др., что не всегда удобно и целесообразно, из-за больших габаритов изготавливаемого оборудования и малых допусков.

В ОАО «Ижорские заводы» с целью уменьшения затрат на приобретение и обслуживание универсальных средств измерений и вспомогательной оснастки, сокращения потерь от брака, улучшения качества и сокращения сроков изготовления, в производство оборудования АЭС были внедрены измерительные системы на базе электронных тахеометров, лазерного трекера, портативной координатно-измерительной машины типа «рука», выпускаемых известными мировыми производителями и хорошо зарекомендовавшими себя при использовании в промышленности.

Данные приборы позволяют производить измерения на расстояниях до 160 м и имеют основную абсолютную погрешность от ± 15 мкм + 6 мкм/м.

Внедрение данных измерительных систем позволило:

- оптимизировать с использованием 3D моделей положение измеренной поверхности изделия, для уменьшения или устранения черновин, имеющихся на штамповках (днища корпусов реакторов, сферы главных центральных насосов, обечаек), при последующей их механической обработке на станке.

Наличие вышеуказанной оптимизации дает возможность конструкторам уменьшать припуски на последующие обработки заготовок.

Пример контроля внутреннего профиля штамповки днища корпуса реактора с использованием Leica Absolute Tracker AT-401, с последующей оптимизацией с использованием 3D модели, и разметкой под механическую обработку торца и внутреннего профиля представлены на рисунке 1.

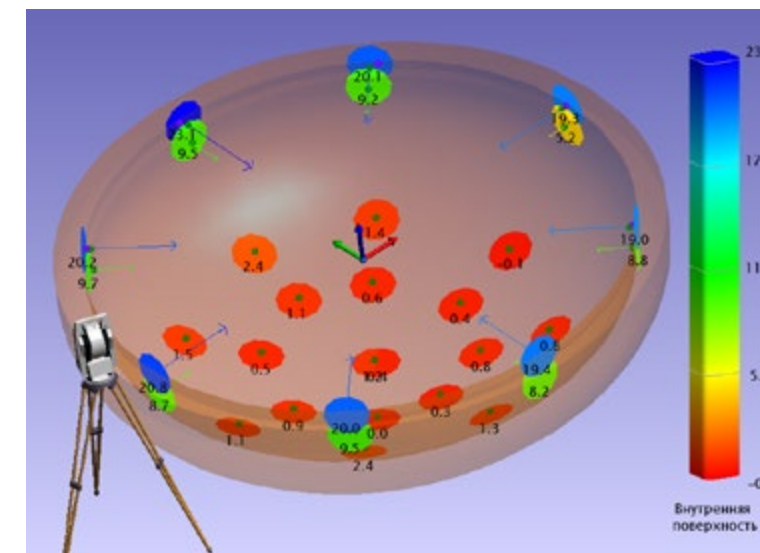


Рис.1

Пример контроля внутреннего профиля штамповки днища корпуса реактора с использованием Leica Absolute Tracker AT-401, с последующей оптимизацией с использованием 3D модели, и разметкой под механическую обработку торца и внутреннего профиля.

- производить входной контроль и паспортизацию габаритных размеров, отклонений формы и расположений поверхностей, положений патрубков, штуцеров, бобышек и др. элементов с сокращением сроков, за счет мобильности и отказа от специальной оснасти.

- в режиме реального времени выполнять измерения в процессе вальцовки и калибровки обечаек (полуобечаек) в номинальные размеры и контролировать установку в положения, заданные НД, различных деталей (направляющие, кронштейны, опорные кольца, бурты) при сборке под сварку и в др. операциях, в том числе при высоких температурах металла.

- размечать осевые, контрольные кольцевые риски, места под мехобработку отверстий под установку патрубков, штуцеров, внутрикорпусных устройств и др. элементов.

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ МОРСКИХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК С ПОМОЩЬЮ СИСТЕМ ПАССИВНОГО ОТВОДА ТЕПЛОТЫ

А.В.Гравшин, Н.Н.Пейч.

«Санкт-Петербургский Морской Технический Университет» (СПбГМТУ),
г. Санкт-Петербург
E-mail: gravbin@mail.ru

Для реакторных установок атомных судов характерно наличие остаточных тепловыделений в активной зоне (АЗ) реактора, которые существуют после прекращения реакции деления. Источником этих тепловыделений является процесс радиоактивного распада осколков деления. Мощность этих тепловыделений со временем уменьшается, но продолжается длительное время. Приблизительно величина остаточных тепловыделений оценивается по формулам, учитывающим мощность тепловыделений до останова, время работы до останова и время после выключения реактора. В первые моменты после выключения мощность остаточных тепловыделений составляет около 6% от мощности до выключения. Это величины нескольких тысяч киловатт.

Поэтому все реакторные установки содержат системы для отвода остаточных тепловыделений, которые включают теплообменники, насосы, трубопроводы и пр. Для функционирования этих систем необходим источник энергии. Обычно это источник электроэнергии. Но среди рассматриваемых вариантов развития событий при возникновении аварийной ситуации всегда изучаются варианты в случае исчезновения источника энергии (электропитания). Такая ситуация возникла при авариях на блоках АЭС «Фукусима». Прекращение отвода остаточных тепловыделений приводит к расплавлению активной зоны и к развитию тяжелых аварий.

В процессе развития АЭС для таких ситуаций стали создаваться системы отвода тепла использующие естественную циркуляцию для движения охлаждающих теплоносителей. При этом тепло от источника энергии переносится к расположенному выше АЗ конечному поглотителю тепла с использованием систем пассивного отвода тепла (СПОТ). В качестве конечных поглотителей применяют воду или воздух окружающей среды. В первом случае неизбежно встает вопрос о запасах воды и о месте размещения этих запасов. В существующих РУ АЭС запасы воды размещаются значительно выше АЗ. Но для морских РУ по причине остойчивости судна приходится ограничивать количество запасов испаряемой воды. Поэтому время работы системы в пассивном режиме ограничивается временем выпаривания этих запасов после чего необходимо переходить на отвод тепловыделения с помощью активных средств. Для отвода тепла в воздух также необходимо размещать воздушный теплообменник на значительной высоте. Но поскольку коэффициент теплоотдачи к воздуху незначителен, то габариты и масса такого теплообменника велики и его размещение на высоте также ведет к ухудшению остойчивости судна. Поэтому такой вариант для морских РУ и не рассматривается.

В проекте АЭС-2006 применяется СПОТ для выполнения двух задач. Первая предусматривает отвод тепла от АЗ через парогенератор (ПГ) к конечному поглотителю (запасам воды в баке аварийного отвода тепла). Это так называемая СПОТ ПГ. Во втором случае предусматривается отвод тепла из защитной оболочки в случае разрыва контура теплоносителя приводящего к росту давления в ЗО. Это СПОТ ЗО. При этом тепло отводится к тому же баку аварийного отвода тепла. На АЭС-2006 предусмотрена длительность работы СПОТ ПГ в течении 72 часов. Аналогичный вариант охлаждения воздуха в защитной оболочке

применен в РУ строящейся плавучей АЭС.

Таким образом, на существующих морских РУ отвод тепла в пассивном режиме ограничен по времени и недостаточен для полного расхолаживания РУ. Между тем в морских условиях существуют неограниченные запасы морской воды, которые, однако, находятся ниже или на одном уровне в источнике тепла, что исключает возможность применения традиционных схем с использованием естественной циркуляции теплоносителей. Между тем в последние годы появились технические решения позволяющие отводить остаточные тепловыделения от источника не только вверх, но и вниз. К их числу относится схема, предложенная в ЛКИ еще в 80-е годы. В этой схеме вниз от источника может отводиться не менее 75% тепла источника. Внизу конечным поглотителем является морская вода, запасы которой неограниченны, а наверху может использоваться воздушный теплообменник, размеры которого существенно сокращаются. Такая система не имеет ограничений по длительности работы в пассивном режиме [1]. Другой вариант пассивного отвода тепла [2] предусматривает пополнение запасов воды в баке аварийного отвода тепла с помощью пароводяного струйного аппарата использующего пар, получаемый в самом баке аварийного отвода тепла. Такая схема также не имеет ограничений по длительности работы в пассивном режиме.

Существующие ледоколы с установками ОК-900А в значительной мере выработали свой ресурс, прошли процедуру продления ресурса и приближаются к году выработки продленного ресурса. На смену им должен прийти ледокол нового поколения с РУ РИМТ-200. Очевидно, что для обеспечения безопасности новых ледоколов необходима разработка систем пассивного отвода тепла не имеющих ограничений по длительности работы. Эти требования должны распространиться и на установки плавучих АЭС.

Список литературы

1. Пейч Н.Н., Аленичев О.Н., Самокалев С.К. О возможности совершенствования систем пассивного отвода тепла реакторных установок путем использования канала скипания. Теплоэнергетики, №4, 2013, с. 34-39.

2. Пейч Н.Н., Аленичев О.Н., Шаманов Д.Н., Бахтин П.В. патент No 134687 от 08.04.2013

3. Зверев Д.Л., Пахомов А.Н., Полуничев В.И., Вешняков К.Б., Кабин С.В. Реакторная установка нового поколения РИМТ-200 для перспективного атомного ледокола. Атомная энергия, т.113, вып.6. с. 323-328.

АНАЛИЗ СОДЕРЖАНИЯ ЭЛЕМЕНТОВ В ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ ПЕРВОГО КОНТУРА МЕТОДОМ АТОМНО-ЭМИССИОННОЙ СПЕКТРОМЕТРИИ С ИНДУКТИВНО-СВЯЗАННОЙ ПЛАЗМОЙ

Каретина А.А., Петров А.И., Оттев А.С.

Кольская АЭС, филиал ОАО «Концерн Росэнергоатом», г. Полярные Зори
E-mail: a.karetina@mail.ru

Содержание различных химических элементов в теплоносителе может негативно сказываться на всем оборудовании АЭС, а в последствии на технологическую и экономическую составляющую производительности. В рамках эксплуатации станции требуется непрерывный контроль качества используемого теплоносителя, позволяющий повышать надежность ведения водно-химического режима.

В настоящее время приборы и методы аналитической химии настолько универсальны и совершенны, что выбор оптимально подходящего немного затруднителен.

Атомно-эмиссионная спектроскопия с индуктивно-связанной плазмой обладает всеми качествами и достоинствами необходимыми для исследования теплоносителя первого контура на высоком уровне, такими как:

- отсутствие сложной подготовки большинства проб к анализу;
- незначительное количество вещества в любом агрегатном состоянии, необходимого для анализа;
- полный охват длин волн в диапазоне от 167 до 785 нм;
- экспрессность;
- результативность, определение концентраций большинства элементов Периодической системы;
- высокая чувствительность;
- универсальность;

- простота выполнения анализа.

Метод основан на использовании нагрева мелкодисперсного аэрозоля анализируемого вещества в аргонной плазме высокочастотного индукционного разряда для получения характеристического спектра определяемых элементов. В оптической эмиссионной спектрометрии образец подвергается воздействию высоких температур, достаточных не только для диссоциации на атомы, но и для реализации значительного числа столкновений, вызывающих возбуждение (и ионизацию) атомов пробы.

С вводом в эксплуатацию атомно-эмиссионного спектрометра с индуктивно-связанной плазмой появилась возможность определять микроколичества металлов, из которых образуются радиоизотопы продуктов коррозии и отслеживать непосредственно коррозию конструкционных материалов, таким образом наиболее точно прогнозировать радиационную обстановку за счет вклада коррозионной активности. Полученные результаты показали, что водно-химический режим является оптимальным, а также позволили говорить об отсутствии нерастворимых цеолитов в первом контуре, что наглядно представлено ниже на рисунке 1. Рост кремния на втором графике обусловлен началом водообмена, что также не влечет за собой образования цеолитов.

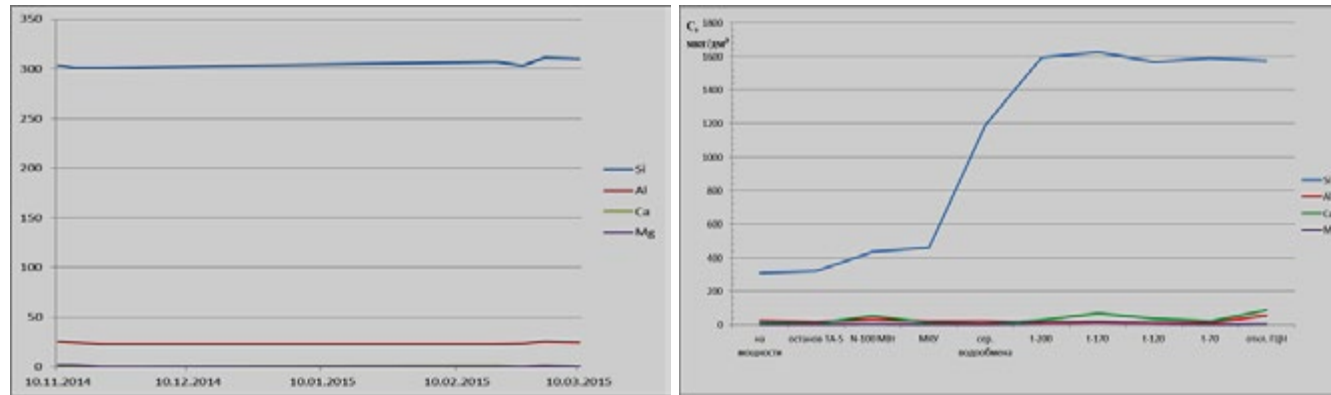


Рис. 1 – Зависимость изменения концентраций элементов, создающих каркас цеолитов, при разных энергетических мощностях и работе энергоблока.

Подводя итоги проделанной работы хотелось бы отметить широкое применение атомно-эмиссионного спектрометра с индуктивно-связанной плазмой в настоящем и будущем времени в атомной энергетике.

Прибор уже позволил установить контрольные значения качества теплоносителя, представленные в таблице 1, дальше исследования будут продолжаться, и мы сможем установить другие диагностические показатели. А также контролировать все входные реагенты на содержание примесей с высокой точностью, взвешенные продукты коррозии в теплоносителе и эффективность работы установок СВО путем определения коэффициентов очистки, что, несомненно, будет способствовать повышению надежности ведения водно химического режима и улучшению производительности.

Показатель	Значение показателя
	Контрольные значения
Массовая концентрация кремния, мг/дм ³	≤1,0
Массовая концентрация кальция, мг/дм ³	≤0,05
Массовая концентрация магния, мг/дм ³	≤0,05
Массовая концентрация алюминия, мг/дм ³	≤0,05
Массовая концентрация железа, мг/дм ³	≤0,04

Таблица 1-
Полученные контрольные значения

Список литературы

1 М. Томпсон, Д.Н. Уолш «Руководство по спектрометрическому анализу с индуктивно-связанной плазмой», Глазго, перевод с англ. Н.И. Гулько, в ред. Москва «Недра» 1988г., 288 с.

2 Чарльз Б. Босс, Кеннет Дж. Фридин «Понятия, средства приборного обеспечения и методы в оптической эмиссионной спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой», второе издание, Перкин Элмер

3 XVIII Уральская конференция по спектроскопии, «Научно-прикладной журнал по аналитической химии и аналитическому контролю», №2-3, том 11, 2007г., 188 с.

ОПТИМИЗАЦИЯ ОПЕРАЦИИ МЕСТНОЙ ТЕРМООБРАБОТКИ ЗАМЫКАЮЩЕГО КОЛЬЦЕВОГО ШВА ПАРОГЕНЕРАТОРА

Есипко С.П., Старшинов В.И., Кириллов В.В.

Филиал АО «АЭМ-технологии» «Атоммаш» в г. Волгодонск.

E-mail: esipko_sp@atom mash.ru; starshinov_vi@atom mash.ru; kirillov_vv@atom mash.ru

В докладе приводится способ уменьшения времени выполнения операции термообработки за счет сокращения трудоемкости монтажа и демонтажа оборудования.

Ключевые слова: термообработка, керамические нагревательные элементы, замыкающий шов.

В настоящее время на предприятии проводится внедрение технологии термообработки замыкающих швов крупногабаритных изделий нефтегазохимии и атомной промышленности с использованием комплектов гибких нагревательных элементов, изготовленных из многожильного троса из нихромовой проволоки в керамической изоляции. Такие комплекты имеют следующие технические преимущества:

- высокий КПД нагревательных элементов (до 92%), что существенно снижает удельный расход электроэнергии;

- многовариантность исполнения;

- плавное регулирование температуры поверхности нагрева;

- минимальное время сборки и монтаж на изделие (в случае термообработки простых поверхностей).

В случае термообработки сложного профиля поверхности и с учетом требования полного прилегания нагревательных элементов к поверхности, основной сложностью этой технологии является длительный срок выполнения операций монтажа, демонтажа и наличия большого количества персонала при выполнении операций.

Для крепления нагревательных элементов и теплоизоляции используются изоляционные шпильки, привариваемые на поверхность изделия с помощью специальных конденсаторных машинок. При использовании шпилек остро стоит вопрос по обеспечению безопасного ведения работ при монтаже и демонтаже. На рис. 1 представлен способ крепления оборудования для термообработки к корпусу парогенератора. После обрезки шпилек необходимо проводить зачистку и контроль каждого места крепления методом цветной дефектоскопии.

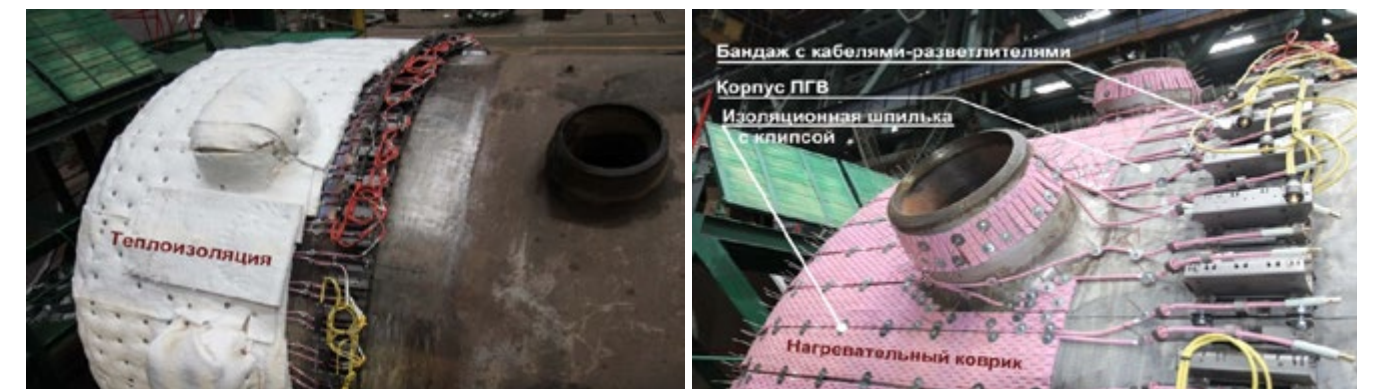


Рис. 1. Способ крепления до оптимизации:

слева – нагревательных элементов, справа – теплоизоляции.

Суть данной оптимизации (рис. 2) заключается в переносе крепления нагревательных элементов, теплоизоляции и подводимых кабелей с корпуса изделия на стационарную установку, что существенно сокращает трудоемкость выполнения операций монтажа и демонтажа оборудования для термообработки и избавляет от вынужденной операции контроля с сохранением всех преимуществ используемой технологии.

Наличие разработанной конструкции позволяет значительно сократить время выполнения операции термообработки сложных крупногабаритных изделий, позволяет быстро произвести переналадку оборудования под различные размеры и формы обрабатываемого оборудования.

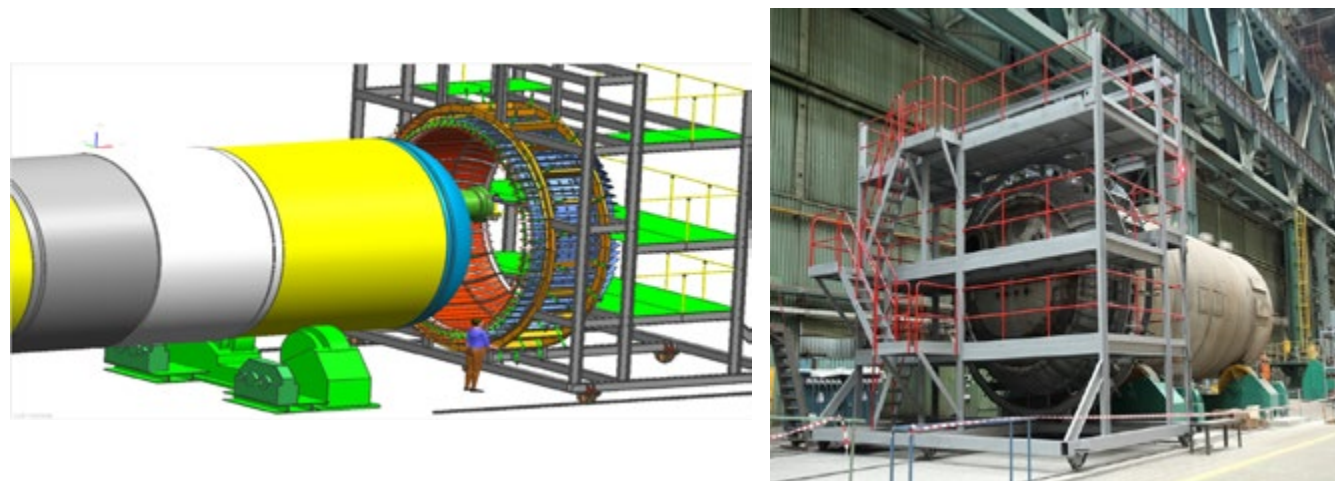


Рис. 2. После оптимизации:
слева - модель стэнда для проведения термообработки
справа – стэнд в действии

ПОВЫШЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТА ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ТЕПЛА ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ЗА СЧЁТ ТРАНСПОРТА ОТРАБОТАННОГО ТЕПЛА УДАЛЕННЫМ ПОТРЕБИТЕЛЯМ

Клепцова А.В.

ОАО «Атомэнергопроект», г. Москва

Основой эффективного использования энергоресурсов при выработке тепла и электроэнергии является теплофикация, то есть их комбинированное производство.

Классическое решение теплофикации - сооружение ТЭЦ, располагаемой, как правило, вблизи от потребителя тепловой энергии.

АЭС являются основным альтернативным источником выработки электроэнергии относительно ТЭЦ на органическом топливе. На сегодня коэффициент использования тепла, полученного в реакторе при выработке электроэнергии, составляет максимум 35%. До сих пор использовать отработанное тепло АЭС представлялось не всегда рациональным, поскольку в целях безопасности их располагают на значительном расстоянии от массовых застроек жилья.

В настоящее время в Санкт-Петербурге для увеличения выработки электроэнергии и снижения стоимости тепловой энергии применяют блоки парогазовых установок (ПГУ) на ТЭЦ. Ленинградские АЭС, по выработке электроэнергии и не отпускающие тепловую мощность, в сравнении с относительно дешёвой электрической электроэнергией и дешевым теплом, получаемыми в ПГУ, с большой вероятностью окажутся не конкурентоспособными.

В данной работе рассматривается способ повышения коэффициента использования тепла ЛАЭС с 35 до 80% с помощью утилизации бросового тепла от градирен.

Предложены и проанализированы различные варианты передачи тепловой энергии от АЭС до пиковой котельной.

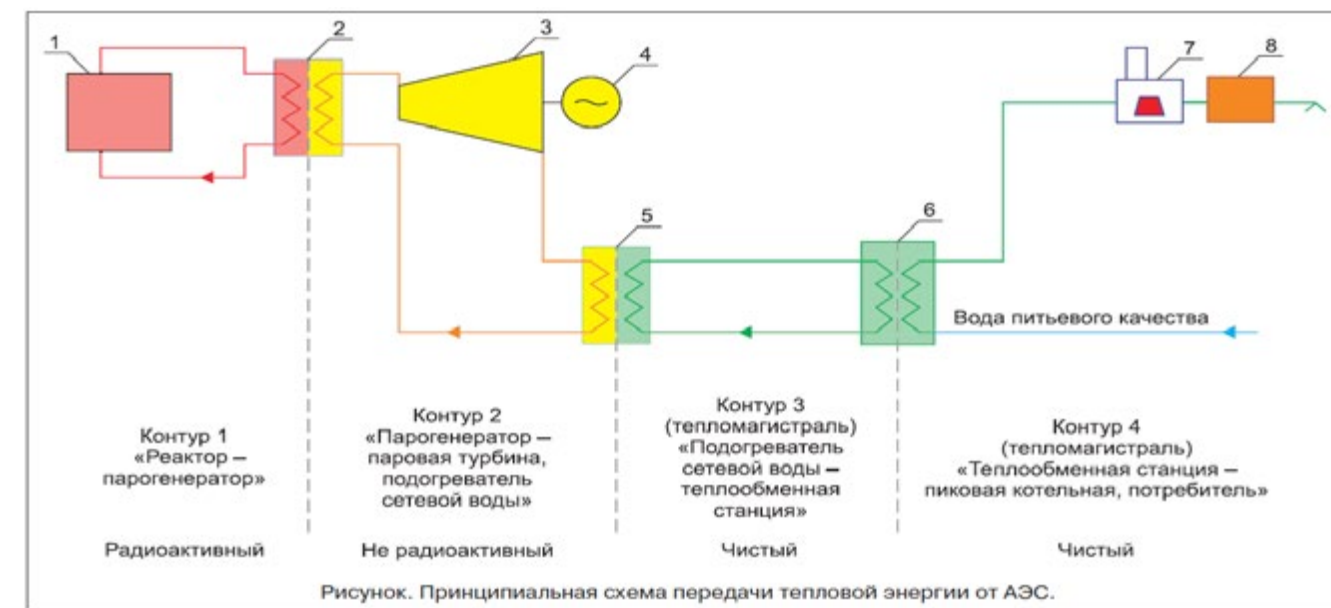


Рисунок. Принципиальная схема передачи тепловой энергии от АЭС.

Как, например, одноконтурный способ передачи тепловой энергии от АЭС.

Проведены экономические расчёты и сравнение долевого веса металла в газопроводе и тепломагистрали от одного блока. Показано, что при экономии 0,155 млрд. м³ газа, разница в экономии металла составляет 44%. приведены показатели экологического эффекта и преимущества от реализации проекта для различных групп поставщиков/потребителей.

Показано, что в случае подвода бросового тепла от ЛАЭС к потребителям в радиусе 130 км, суммарная экономия составит около 28 млн т.у.т.

Доклад демонстрирует многофакторный подход к обоснованию возможности и целесообразности использования отработанного тепла на АЭС для повышения эффективности выработки электроэнергии.

Показано, что снимаются вопросы, на первый взгляд препятствующие реализации использованию отработанного тепла.

СТРАХОВАНИЕ УНИКАЛЬНЫХ ЯДЕРНЫХ ОБЪЕКТОВ

Князева Н.А., Петрунин В.В., Сальников С.В., Шмелев И.В.

АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород

E-mail: knyazeva@okbm.nnov.ru

Венская конвенция об ответственности за ядерный ущерб третьим лицам от 1963 г., участником которой является Российская Федерация, предусматривает обязательное страхование ядерных объектов с целью обеспечения возмещения ущерба третьим лицам при ядерном инциденте.

При этом минимальная обязательная страховая сумма рассчитана на покрытие ущерба при аварии на больших АЭС. При этом ядерные установки малой мощности обладают меньшим потенциалом ядерных рисков. К установкам малой мощности, в том числе, относятся такие уникальные объекты, как транспортные атомные энергетические установки (ТАУ), или, например, критические стэнды, предназначенные для решения научно-исследовательских задач в области ядерной энергетики.

Учитывая, что любые инновационные и исследовательские объекты в принципе окупаются только в долгосрочной перспективе, значительные затраты на страхование установок малой мощности делают участие в инновационных проектах еще более дорогостоящим и недоступным для части исследовательских организаций.

Рассмотрим конкретный пример. По результатам исследований по обоснованию безопасности ради-

ационное воздействие критических стенов АО «ОКБМ Африкантов» на население за пределами территории предприятия при проектных и запроектных авариях на несколько порядков меньше минимально значимой дозы 10мкЗв в год.

При этом в терминах Венской конвенции критический стенд однозначно классифицируется как ядерная установка и подлежит обязательному страхованию на сумму не менее 5 млн. долларов США (по его золотому паритету на 29 апреля 1963 года). То есть страховая сумма рассчитывается в соответствии со следующей формулой:

$$S_{min} = \frac{5\,000\,000 \cdot (\text{Вес тройской унции}) \cdot (\text{Стоимость золота})}{35},$$

где вес тройской унции = 31,1035 г;

стоимость золота по курсу Центрального банка Российской Федерации на май 2015 составляет 1 975,88 руб. за грамм.

Таким образом, минимальная сумма страхования для одного критического стенов составит:

$$S_{критстенда} = \frac{5\,000\,000 \cdot 31,1035 \cdot 1\,975,88}{35} = 8\,779\,540\,511,4 \text{ руб}$$

Также при расчете страховой суммы страховщики учитывают возможные изменения стоимости золота за период страхования и увеличивают эту сумму еще до 10 %.

Таким образом, организация, эксплуатирующая критический стенд, обязана иметь финансовое обеспечение ответственности на сумму не менее 8,8 млрд. руб.

Что касается таких уникальных объектов, как ТАУ, этот объект нельзя однозначно соотнести ни с одной из категорий, страхование которых предусмотрено в рамках Венской конвенции. Исходя из принципа обязательного страхования ядерного ущерба третьих лиц, мы можем применить право Венской конвенции по аналогии или провести страхование ТАУ как объекта категории «ядерное топливо». В этом случае, как было показано выше, минимальная страховая сумма составит 8,8 млрд. руб.

Если принять точку зрения, что Венская конвенция не распространяется на ТАУ, необходимо руководствоваться Федеральным законом от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии», который обязывает эксплуатирующую организацию иметь финансовое обеспечение, пределы которого в законе не указаны. Согласно экспертной оценке, сумма максимально возможного ущерба (МВУ) в результате запроектной аварии на ТАУ составит порядка 300 млн. руб., что и должно определить сумму страхования.

Очевидно, что назначение более высокой минимальной страховой суммы с учетом низкой вероятности возникновения ядерного инцидента и, следовательно, низких рисков выплаты страхового возмещения, более выгодно для страховой компании, так как позволяет назначить большую сумму страхового взноса.

В рамках атомной отрасли заключение договора со страховой компанией осуществляется в соответствии с Едиными отраслевыми методическими указаниями по организации страхования гражданской ответственности за ядерный ущерб путем проведения конкурсной процедуры. Цена закупки устанавливается по итогам предстраховой экспертизы, включающей оценку рисков, суммы МВУ и др. для определения условий страховой защиты, которую также проводит страховая компания.

Таким образом, на отраслевом, государственном и международном уровнях отсутствуют правовые средства, обеспечивающие защиту коммерческой организации от завышенных ценовых предложений страховщиков.

Для урегулирования вопросов страхования уникальных ядерных объектов необходим комплекс мер, среди которых ключевыми являются следующие:

1. На международном уровне инициировать проработку вопроса о выделении категории объектов низкой степени опасности, для которых минимальная сумма страхования будет существенно ниже, чем для крупных ядерных объектов.

2. На уровне национального законодательства инициировать разработку нормативных документов, касающихся страхования уникальных ядерных объектов и рассмотреть возможность передачи функций по осуществлению предстраховой экспертизы авторитетным государственным органам.

3. На уровне эксплуатирующих организаций необходима конфиденциальная площадка для обмена успешными практиками, которая, одновременно, позволит эксплуатирующим организациям выработать эффективные предложения по усовершенствованию действующих национальных и отраслевых норм.

Урегулирование проблемных вопросов в области страхования уникальных ядерных объектов позволит стимулировать развитие инновационных направлений в ядерной отрасли.

Список литературы

1 Legal and Institutional Issues of Transportable Nuclear Power Plants: A Preliminary Study// IAEA Nuclear Energy Series NG-T-3.5. – 2013. – 95 pp.

2 Актуальные вопросы международного ядерного права: ядерная безопасность. Сборник трудов симпозиума в рамках Форума «АТОМЭКСПО 2012» / Государственная корпорация по ядерной энергии «Росатом». - М., 2012 г. – 130 с.

3 Сборник материалов исследования правового и институционального обеспечения атомной энергетики на основе транспортабельных ядерных энергетических установок / Отв. Составители В.П. Кузнецов, Ю.Р. Опанасюк// НИЦ «Курчатовский институт». - М., 2013 г. – 222 с.

ОПРЕСНИТЕЛЬНЫЕ УСТАНОВКИ В ПРОЕКТЕ БЛОКОВ АЭС ВВЭР-ТОИ

Колягин Ф.И., АО «Атомэнергопроект», Москва

Рябенко Е.В., АО «Атомэнергопроект», Москва

По прогнозам международных экспертов UNESCO, проблема дефицита пресной воды станет одной из самых острых к середине XXI. К 2025 г. 3,2 млрд человек будут страдать от нехватки водных ресурсов, дефицит которых составит более 2000 млрд м³/год. По данным ООН, уже сегодня ее дефицит, включая сельскохозяйственные и промышленные нужды, оценивается в 230 млрд куб м в год.

Решением вопроса нехватки является обеспечение населения и промышленных предприятий прибрежных территорий водой, полученной при опреснении морской воды, при условии, что другие способы водоснабжения менее рентабельны.

Основные мировые технологии по опреснению морской воды по оценке международной ассоциации по опреснению (IDA) разделяются на следующие:

- MSF (Multi-Stage Flash Distillation – многоступенчатое мгновенное вскипение) – 25,7 % мирового объема;

- MED (Multi-Effect Distillation – многоступенчатая пленочная дистилляция) – 8,3 % мирового объема;

- RO (Reverse Osmosis – обратный осмос) – 61,1 % мирового объема;

- ED (Electrodialysis – электродиализ) – 3,2 %.

Использование атомной энергии АЭС для опреснения морской воды представляется весьма привлекательной, поскольку присутствует возможность использования тепла паровых турбин и/или электроэнергетики, производимых на АЭС по их себестоимости.

Для «Ядерного опреснения» (Nuclear Desalination) предпочтительными являются технологии дистилляции.

В проекте блоков АЭС ВВЭР-ТОИ присутствует возможность использования тепловой энергии пара отборов турбоустановки для ее последующего применения в опреснительных комплексах по выработке воды, как на технологические нужды АЭС, так и на нужды питьевого, сельскохозяйственного, промышленного и т.д. водоснабжения.

Опреснительные установки могут располагаться, как внутри площадки АЭС, так и за ее пределами.

Для технологических нужд АЭС возможен вариант интеграции опреснительной установки, расположенной на площадке АЭС, непосредственно с использованием отборного пара турбоустановки в качестве греющей среды.

Для нужд питьевого, сельскохозяйственного, промышленного и т.д. водоснабжения, в соответствии с нормативной документацией «Правила технологического проектирования» (РД 210.006-90) – п.8.11 – «Отпуск свежего и отборного пара внешним потребителям не допускается». Соответственно передача тепловой энергии пара от турбоустановки на опреснительные установки может быть осуществлена только с применением промежуточного контура, теплообменники (с водяным теплоносителем) которого располагаются в пределах площадки АЭС, в соответствии с нормативным документом СТТ СОТ АС-91.

Применение промконтура дает возможность размещения опреснительного комплекса на значительном расстоянии (до 5 км) от энергоблока. Также обеспечивает дополнительный барьер защиты от попадания теплоносителя первого контура в тракт получаемого дистиллята.

В проекте опреснительной установки предусмотрены следующие мероприятия влияющие на безопасное использования получаемого дистиллята для нужд питьевого водоснабжения:

- создание материального барьера (теплообменных аппаратов) и барьера давления с организацией автоматических защит и блокировок;
- осуществление радиационного контроля греющей среды (пара) и нагреваемой среды (воды промконтура) с разработкой технологической системы отбора проб на радиометрическую установку, элементы которой должны быть отнесены к 3 классу безопасности в соответствии с п.2.5 ОПБ-88/97 (НП-001-97);
- организация на промплощадке участка локализации расчетной длины с установкой двойной отсечной арматуры;
- размещение на промплощадке отсечной арматуры внутри сооружения отнесенного к I категории сейсмостойкости (НП-031-01). При этом сама отсечная арматура должна быть изготовлена в соответствии с ПНАЭГ-7-008-89 (с изм.1,2) и относится к 3 классу безопасности по ОПБ-88-97 (НП-001-97) и I категории сейсмостойкости (НП-031-01);
- обеспечение надежным питанием отсечных задвижек от дизеля нормальной эксплуатации;
- размещение на промплощадке бака слива загрязненной воды, с соответствующим расчетным объемом;
- заполнения и контроль ВХР водяного контура;
- изготовление, гидротестирования, эксплуатация и т.д. теплообменников и отсечной арматуры на участке локализации в соответствии с ПНАЭГ-7-008-89(с изм.1,2).

Так же рассматривается возможность участия опреснительных установок в повышении маневренности АЭС путем суточного изменения производительности опреснительной установки. В период наибольшего электропотребления производительность опреснительной установки снижается при помощи переключения на питание паром из низкопотенциального отбора турбоустановки. При снижении электрической нагрузки питание паром осуществляется от более высокопотенциального отбора турбины. Тепловая мощность реактора при этом остается постоянной. Это значительно увеличивает маневренность энергоблока АЭС, что придает ему большую коммерческую привлекательность по сравнению с аналогичными блоками.

Список литературы:

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций ОПБ-88/97 (НП-001-97);
2. Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок ПНАЭГ-7-008-89 (с изм.1,2);
3. Нормы проектирования сейсмостойких атомных станций НП-031-01;
4. Правила технологического проектирования атомных станций (с реакторами ВВЭР) (п. 5.3 СПП-НАЭ-87) РД 210.006-90;
5. Санитарные и технические требования к проектированию и эксплуатации систем отпуска теплоты от атомных станций СТТ СОР АС-91.
6. T.Konishi, B.M.Misra. Fresh water from the Seas. Nuclear desalinations projects are moving ahead. , IAEA Bulletin, 43/2/2001;
7. Всемирный день воды. HYPERLINK «http://www.cawater-info.net/all_about_water/?p=1332» http://www.cawater-info.net/all_about_water/?p=1332;

РАЗРАБОТКА СИСТЕМ РЕГУЛИРОВАНИЯ КИСЛОРОДНОГО ПОТЕНЦИАЛА В ТЖМТ ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ КОРРОЗИОННОЙ СТОЙКОСТИ СТАЛЕЙ. СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ

А.Ю. Легких, П.Н. Мартынов, Р.Ш. Асхадуллин
ФГУП «ГНЦ – РФ ФЭИ им. А.И. Лейпунского», г. Обнинск
E-mail: alegkikh@ippe.ru

Тяжелые жидкометаллические теплоносители (ТЖМТ), к которым относятся свинец и сплав свинец-висмут 44,5%Pb – 55,5%Bi, рассматриваются в настоящее время в качестве теплоносителей перспективных ядерных энергетических установок (ЯЭУ), ускорительно-управляемых систем, а также металлургических плавильных агрегатов. На национальном и международном уровнях разрабатываются различные проекты реакторных установок (РУ) на быстрых нейтронах со свинцовым и свинцово-висмутовым теплоносителями [1]: проекты РУ «БРЕСТ-ОД-300» (теплоноситель – свинец) и РУ «СВБР-100» (теплоноситель – свинец-висмут) в России; РУ «MYRRHA» (теплоноситель – свинец-висмут) в Бельгии; РУ «CLEAR-I»

(теплоноситель свинец-висмут) в Китае; РУ «ELFR» (теплоноситель – свинец) в Италии; РУ «PEACER» (теплоноситель – свинец) в республике Корея; РУ «ELECTRA» (теплоноситель – свинец) в Швеции; РУ «G4M» (теплоноситель – свинец-висмут) в США.

Для проведения испытаний и отработки компонентов оборудования первого контура (насосы, парогенераторы, элементы активной зоны и т.п.) разрабатываемых реакторных установок создаются исследовательские циркуляционные стенды со свинцово-висмутовым и свинцовым теплоносителями.

Одной из важнейших задач в проектах упомянутых выше установок является разработка методов и средств обеспечения технологии ТЖМТ, включающих:

- систему обеспечения противокоррозионной и противозерозионной защиты конструкционных материалов при длительных ресурсах работы;
- оборудование для очистки теплоносителя и поверхностей циркуляционного контура с целью поддержания проектных теплогидравлических характеристик в течение всего периода эксплуатации установок;
- системы подготовки теплоносителя и его загрузки в установку;
- регламенты пуска установки, проведения ремонтов и перегрузок оборудования, работы при отклонениях от условий нормальной эксплуатации;
- технологии повторного использования теплоносителя.

В докладе рассмотрены современное состояние и перспективы разработок систем регулирования кислородного потенциала в ТЖМТ для обеспечения коррозионной стойкости сталей в исследовательских стендах и реакторных установках.

Известно, что при наличии в теплоносителе растворенного кислорода на поверхностях конструкционных сталей циркуляционного контура и оборудования формируются оксидные пленки, которые обеспечивают защиту поверхностей от коррозионно-эрозионного воздействия теплоносителя. В силу оксидной природы защитных пленок их состояние в процессе эксплуатации установки в значительной степени определяется кислородным режимом, т.е. уровнем термодинамической активности (ТДА) кислорода в теплоносителе. В результате длительных коррозионных испытаний конструкционных сталей определен оптимальный кислородный потенциал теплоносителя, поддержание которого гарантирует коррозионную стойкость сталей при длительном ресурсе.

При эксплуатации контуров с ТЖМТ без специальной подпитки теплоносителя растворенным кислородом происходит самопроизвольное раскисление теплоносителя до уровня, при котором не обеспечивается надежная противокоррозионная защита конструкционных сталей, следовательно, в составе установок с ТЖМТ должна быть предусмотрена штатная система регулирования кислородного потенциала.

Специалистами ГНЦ РФ-ФЭИ разработан метод контроля и регулирования окислительного потенциала теплоносителя и средства его реализации.

На сегодняшний день разрабатываются автоматизированные системы регулирования кислородного потенциала в ТЖМТ для реакторных установок и исследовательских установок, проводятся испытания оборудования данных систем.

Основными элементами автоматизированной системы регулирования кислородного потенциала в ТЖМТ являются:

- датчики контроля термодинамической активности кислорода (ДАК), разработанные в ГНЦ РФ – ФЭИ [2]. Датчики характеризуются высоким быстродействием, высокой чувствительностью, способностью работать длительное время в условиях повышенных температур и термоударов, надежностью и стабильностью проводящих и механических свойств в широком интервале температур и парциальных давлений кислорода;

- массообменные аппараты (МА), предназначенные для регулируемой подпитки ТЖМТ растворенным кислородом. МА являются средствами технической реализации твердофазного метода регулирования кислородного потенциала в ТЖМТ. К настоящему времени накоплен значительный опыт по длительной эксплуатации различных конструкций МА на исследовательских стендах со свинцово-висмутовым и свинцовым теплоносителями, который свидетельствует об их надежности, возможности тонкого регулирования скорости ввода кислорода и отсутствии отрицательного воздействия на контур в целом [3];

- измерительно-управляющий комплекс, предназначенный для обработки информации от ДАК и выдачи при помощи специальных алгоритмов управляющих воздействий на исполнительный элемент МА для точного поддержания заданного кислородного режима теплоносителя.

В ГНЦ РФ - ФЭИ разработаны автоматизированные системы регулирования кислородного потенциала в ТЖМТ для исследовательских циркуляционных стендов различных организаций: 4 стендов АО «НИКИЭТ» (г. Москва); 2 стендов АО «ЦКБМ» (г. Санкт-Петербург); 2 стендов ЦНИИ КМ «Прометей» (г. Санкт-Петербург); стенда НГТУ им. Р.Е. Алексеева (г. Нижний Новгород); стенда CIRCE ENEA (г. Бразилеоне, Италия).

Список использованных источников

1. Обзор ядерных технологий – 2014 // Генеральная конференция МАГАТЭ, 22 июля 2014 года. – 88 с.
2. Патент 2298176 РФ, МПК G01N 27/46. Твердоэлектролитный датчик концентрации кислорода и способы его изготовления / П.Н. Мартынов, М.Е. Чернов, В.А. Гулевский. 2007.
3. Симаков А.А., Асхадуллин Р.Ш., Легких А.Ю. Твёрдофазные окислители теплоносителей Рb-Bi и Рb для формирования и сохранения противокоррозионных плёнок на сталях // Новые промышленные технологии. ЦНИЛОТ. – 2011. – №1. – С. 33-39.

ХИМИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ КАЧЕСТВА КОРРОЗИОННЫХ СРЕД АВТОКЛАВНЫХ КОМПЛЕКСОВ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ КОРРОЗИОННЫХ И КОРРОЗИОННО-МЕХАНИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ

Марченков Д.А., Юрманов В.А., Алёшин А.В., Шутько К.И.
ОАО «НИКИЭТ», Москва

Для получения достоверной и оперативной информации о состоянии водно-химического режима в процессе коррозионных и коррозионно-механических испытаний, а также в целях поддержания качества рабочей среды организован химический контроль качества рабочей среды автоклавных комплексов.

Методика проведения коррозионных и коррозионно-механических автоклавных испытаний образцов кандидатных конструкционных материалов для перспективных энергетических установок обеспечивает возможность устойчивого поддержания заданного качества коррозионной водной среды, моделирующей рабочую среду в условиях ведения водно-химического режима.

Устойчивое поддержание удельной электрической проводимости, водородного показателя рН, а также солевых (хлориды, сульфаты, натрий, кальций, магний и др.) и взвешенных примесей (продукты коррозии, кремнекислота и др.) обеспечивается качеством приготовления исходной воды высокой чистоты для заполнения автоклава с использованием дистиллятора и автономной установки водоочистки Puralab Flex, а также её очисткой в процессе испытаний с помощью ионообменных и механических фильтров, которые включены в состав оборудования водного контура автоклавного комплекса.

Для химического контроля качества рабочей среды автоклавных комплексов в процессе проведения испытаний используется встроенная система непрерывного контроля концентрации растворённого кислорода и удельной электрической проводимости среды, а также проводится отбор и подготовка проб для проведения анализа в лабораторных условиях. Техническое обеспечение системы химического контроля включает следующее измерительное оборудование:

- рН-метр Metrohm 827 pH lab;
- ионный хроматограф Dionex ICS 2100;
- анализатор общего и органического углерода vario TOC cube;
- система непрерывного контроля концентрации растворённого кислорода и удельной электрической проводимости Mettler-Toledo Thornton 770 Max.

Объём и периодичность химического контроля обеспечивают получение в достаточном количестве информативных данных, достоверно отражающих текущее состояние водно-химического режима в процессе коррозионных и коррозионно-механических автоклавных испытаний.

Проведено определение химического состава и коррозионной агрессивности среды в процессе коррозионных и коррозионно-механических испытаний образцов сталей ЭП302М-Ш и 12Х18Н10Т, выполненных с целью экспериментального подтверждения длительной работоспособности теплообменных труб парогенераторов реакторной установки БРЕСТ-ОД-300 в воде высоких параметров (350 оС, 17 МПа) в условиях ведения нейтрального водно-химического режима.

РАЗВИТИЕ ПРОЕКТА РУ БН-1200 В ОБЕСПЕЧЕНИЕ УЛУЧШЕНИЯ ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ

Ю.Е. Докушкин, Е.В. Марова, А.М. Маслов, А.В. Широков
АО «ОКБМ Африкантов», г. Нижний Новгород
E-mail: marova@okbm.nnov.ru

В рамках реализации Федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 - 2015 годов и на перспективу до 2020 года» «для поддержания и роста атомного энергетического комплекса, создания надежной системы обеспечения ядерной и радиационной безопасности, решения отложенных экологических проблем, возникших на первых этапах развития атомной отрасли страны» проводятся НИОКР по проекту энергоблока с быстрым натриевым реактором нового поколения БН1200 (одно из направлений проекта «Прорыв»). Основными направлениями работ являются разработка реакторной установки, турбоустановки, определение основных архитектурно-строительных решений по энергоблоку.

Важной целью, которая должна быть достигнута при разработке проекта, наравне с созданием надежной конструкции РУ нового поколения для серийного энергоблока с быстрым реактором, отвечающей требованиям безопасности, предъявляемым к РУ IV поколения, и предназначенной для реализации первоочередных задач перехода к замкнутому топливному циклу атомной энергетики, является повышение технико-экономических показателей энергоблока с реактором БН до уровня показателей ВВЭР одинаковой мощности [1].

Улучшение технико-экономических показателей РУ БН1200 в сравнении с проектами РУ БН-600 и БН-800 (таблица) обусловлено применением в проекте наряду с референтными решениями новых технических решений [1-3], обеспечивающих:

1. Сокращение номенклатуры оборудования (совмещение / исключение функций):
 - размещение основного оборудования, включая ХФЛ-1, в корпусе реактора;
 - совмещение буферной ёмкости с баком ГЦН-2;
 - использование внутрибаковых ИК;
 - исключение барабана отработавших сборок и обслуживающих его систем;
 - совмещение перегрузочного и отмывочного боксов;
 - исключение внутрикорпусной защиты;
 - уменьшение количества натриевой арматуры.
2. Упрощение конструкции оборудования без ухудшения характеристик (снижение материалоемкости):
 - исключение страховочного корпуса и сильфонов на конической части корпуса реактора;
 - использование топлива с одним содержанием плутония;
 - использование двухкорпусных вертикальных прямоточных ПГ вместо секционнно-модульных;
 - применение вертикального элеватора в системе перегрузки.
3. Уменьшение габаритных размеров оборудования и систем:
 - применение сильфонных компенсаторов во втором контуре;
 - компоновка по одному ПТО и ГЦН на петлю;
 - размещение первичной защиты в активной зоне.
4. Увеличение срока службы оборудования:
 - применение новых сталей Х16Н11М3, 07Х12НМФБ;
 - снижение средней энергонапряженности активной зоны;
 - понижение частоты вращения ГЦН.
5. Оптимизацию мощности (количества единиц) оборудования:
 - применение четырех петель теплоотвода;
 - укрупнение твэлов и ТВС;
 - использование двухкорпусного ПГ.

Таблица – Сравнение технико-экономических показателей БН-1200 и проектов - аналогов

Реактор	БН-600	БН-800	БН-1200
Удельный объем главного корпуса, м ³ /МВт(э)	1150	750	560
Удельная материалоемкость РУ, т/МВт(э)	13,0	9,7	5,6
Продолжительность непрерывной работы реактора между перегрузками, эфф. сут	120...170	155	330
КИУМ	0,77 - 0,8	0,85	0,9
Срок службы, год	45	45	60

В результате разработки проекта РУ БН-1200 достигнуты сопоставимые технико-экономические показатели по сравнению с ВВЭР (превышение - не более 15 %). Однако, критерии конкурентоспособности, сформулированные к настоящему времени в проекте «Прорыв» для разрабатываемых энергоблоков (капитальные вложения в сооружение АЭС с двумя блоками БР-1200 не более 180 млрд. руб.), могут стать целевыми, для достижения которых необходима дальнейшая оптимизация проектных, технических решений и методических подходов к оценке стоимости [4].

В настоящее время определены мероприятия, направленные на снижение стоимости оборудования РУ:
- анализ результатов пуско-наладочных работ, физпуска и энергопуска БН-800 применительно к БН-1200;

- разработка визуальной модели организации монтажа РУ с целью выявления возможных ошибок и оценки логистических решений;
- детальный анализ структуры себестоимости по каждой единице оборудования;
- исключение консерватизма при оценке стоимости материалов, оборудования и др.;
- анализ базовой себестоимости оборудования, рассчитанной затратным методом по имеющейся РКД для определения предприятия-изготовителя (ОКБМ, контрагенты);
- оценка поставщиков оборудования, выбор оптимального поставщика с использованием многокритериального анализа;
- оценка поставщиков составных частей оборудования с целью снижения стоимости металлоемких и нетрудоемких изделий.

Реализация намеченных мероприятий, направленных на дальнейшее снижение стоимости, позволит улучшить технико-экономические показатели РУ БН-1200 при коммерциализации технологии БН.

Список литературы

1. Проект БН-1200. Шепелев С.Ф. Конференция проекта «Прорыв», Россия, 2014.
2. Перспективы внедрения в атомную энергетику реакторов на быстрых нейтронах. Шепелев С.Ф. Научно - техническая конференция «Высокие технологии атомной отрасли. Молодежь в инновационном процессе», Россия, 2014.
3. Технический проект РУ БН-1200. Шепелев С.Ф. Конференция проекта «Прорыв», Россия, 2015.
4. Конкурентоспособность быстрых реакторов с ЗЯТЦ. Толстоухов Д.А. Конференция проекта «Прорыв», Россия, 2015.

Список сокращений

БН
реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем
ВВЭР
водо-водяной энергетический реактор
ГЦН
главный циркуляционный насос
ИК
измерительный канал
КИУМ
коэффициент использования установленной мощности

НИОКР

научно-исследовательская опытно-конструкторская работа
ПГ
парогенератор
ПТО
промежуточный теплообменник
РКД
рабочая конструкторская документация
РУ
реакторная установка
ТВС
тепловыделяющая сборка
ХФЛ
холодная фильтр-ловушка

РАСЧЕТ И ОПТИМИЗАЦИЯ ПРОЦЕССА ПЛАЗМЕННОЙ УТИЛИЗАЦИИ ИЛОВЫХ ОТЛОЖЕНИЙ БАСЕЙНОВ-ХРАНИЛИЩ ЖРО

Орешкин Е.А. аспирант НИ ТПУ

Научный руководитель: Шаманин И.В., д.ф.-м.н.;

Научный консультант: Каренгин А.Г., к.ф.-м.н., доцент

Томский политехнический университет, 634050, Россия, г. Томск, пр. Ленина, 30

E-mail: egor_oresh@mail.ru

Концепция замкнутого ядерного топливного цикла предусматривает утилизацию образующихся радиоактивных отходов, обеспечивающих их длительное хранение.

За время эксплуатации технологического оборудования на ФГУП «Горно-химический комбинат» накоплено большое количество жидких радиоактивных отходов, которые размещены в бассейнах-хранилищах. На дне этих хранилищ образовались донные отложения в виде ила, в которых основными компонентами являются железо (3÷17%), кремний (2,8÷8,5%), кальций (0,2÷3,2%), магний (1÷2,8%), натрий (0,7÷1,9%), фосфор (0,1÷0,9%) и др. Содержание урана в иловых отложениях не превышает 0,001%, а плутония 0,00009% [1].

Переработка радиоактивных иловых отложений (ИЛО) направлена на извлечение радионуклидов или выделение фракции отходов с наибольшим содержанием радионуклидов. Известны сорбционные, электрохимические, химические способы переработки и механическая классификация [2-6]. Для стабилизации грунтов и илов и их перевода в устойчивые формы, препятствующие миграции радионуклидов из отходов, используются различные способы высокотемпературной переработки с получением керамических и стеклоподобных матриц [7,8]. Их общим недостатком является многостадийность и высокая стоимость переработки ИЛО.

В связи с этим представляет интерес процесс прямой плазменной утилизации ИЛО с получением твердых продуктов (простые и сложные оксиды металлов), включающих магнитную окись железа, что позволит применить магнитную сепарацию для эффективного извлечения из водных суспензий этих твердых продуктов.

В данной работе рассмотрена возможность плазменной утилизации таких отходов в виде горючих водно-органических композиций (ВОК).

Как показано в работе [9], плазменная утилизация отходов в виде оптимальных по составу водно-органических композиций (ВОК), имеющих адиабатическую температуру горения $T_{ад} \approx 1200$ °С, обеспечивает их более эффективную и экологически безопасную утилизацию.

На рисунке 3 показано влияние содержания дизельного топлива (ДТ) и иловых отложений (ИЛО) на адиабатическую температуру горения ВОК различного состава.

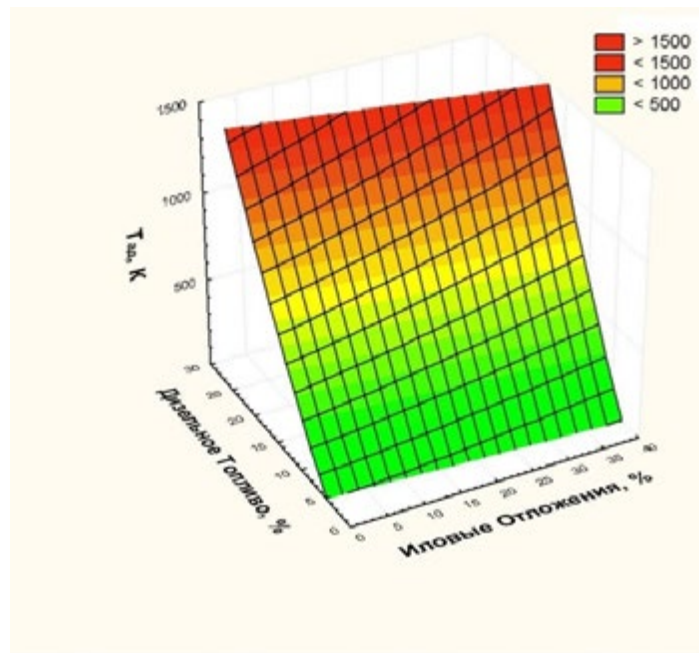


Рис. 1 – Влияние содержания дизельного топлива и иловых отложений на адиабатическую температуру горения водно-органических композиций

В результате проведённых расчётов определена следующая оптимальная по составу водно-органическая композиция с максимальным содержанием иловых отложений 40% (15% ДТ : 45% Вода : 40% ИЛО).

Для определения оптимальных режимов исследуемого процесса проведены расчёты равновесных составов газообразных и конденсированных продуктов плазменной утилизации ИЛО в воздушной плазме. Для расчётов использовалась лицензионная программа «TERRA». Расчёты проведены при атмосферном давлении (0,1 МПа), широком диапазоне рабочих температур (300÷4000 К) и для различных массовых долей воздушного плазменного теплоносителя (10÷95%).

На рисунке 2 представлены характерные равновесные составы основных конденсированных железосодержащих продуктов, полученных в процессе плазменной утилизации оптимальной композиции ВОК с максимальным содержанием иловых отложений (40%) при массовой доле воздушного плазменного теплоносителя 45%.

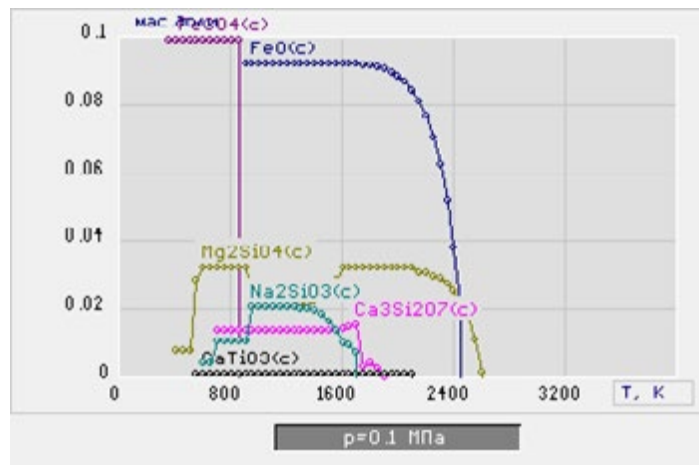


Рис. 4 – Равновесный состав конденсированных продуктов плазменной утилизации иловых отложений в виде оптимальной горючей ВОК (45% Воздух : 55% ВОК)

Из анализа полученных равновесных составов следует, что при рабочих температурах до 1000 К основными конденсированными продуктами являются простые и сложные оксиды металлов, включая магнитную окись железа $Fe_3O_4(c)$. Отсутствие сажи $C(c)$ и незначительное количество CO , NO и NO_2 указывают на то, что процесс прямой плазменной утилизации ИЛО в виде водно-органической композиции в воздушной плазме при массовой доле воздушного теплоносителя 45% идёт в оптимальном режиме с получением в конденсированной фазе магнитной окиси $Fe_3O_4(c)$, а также двуокиси урана $UO_2(c)$ и двуокиси плутония $PuO_2(c)$. Увеличение массовой доли воздуха свыше 70% приводит к образованию немагнитной окиси железа $Fe_2O_3(c)$ в продуктах плазменной утилизации иловых отложений в воздушной плазме.

На рисунке 5 показано влияние содержания дизельного топлива и рабочей температуры на удельные энергозатраты на процесс прямой плазменной утилизации иловых отложений в виде водно-органических композиций различного состава.

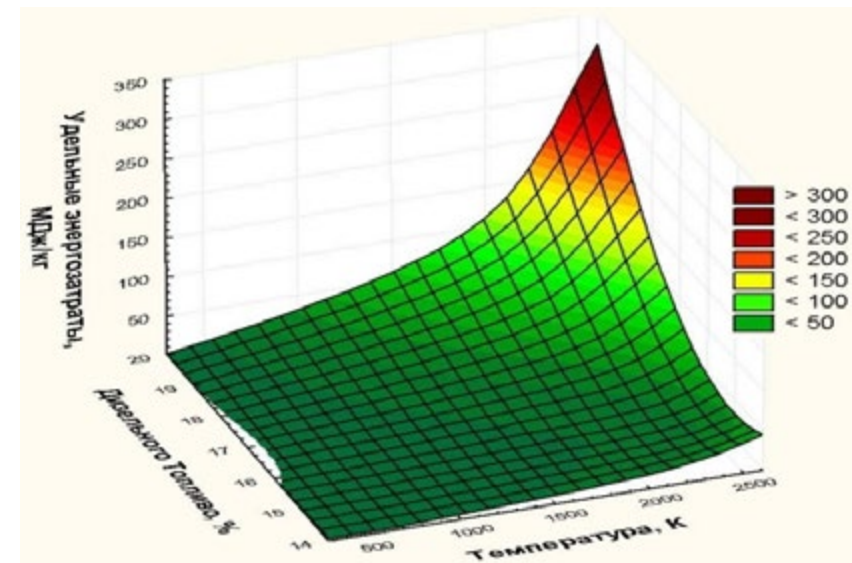


Рис. 5 – Влияние содержания дизельного топлива и рабочей температуры на удельные энергозатраты на процесс плазменной утилизации иловых отложений в воздушной плазме

С учётом полученных результатов могут быть рекомендованы для практической реализации процесса плазменной утилизации иловых отложений в воздушной плазме следующие режимы, обеспечивающие получение в составе твердых продуктов магнитной окиси железа:

- интервал рабочих температур 1200 ± 100 К;
- водно-органическая композиция ВОК (15% ДТ : 45% Вода : 40% ИЛО);
- массовое отношение фаз (45% воздух : 55% ВОК).

Список использованной литературы:

1. Отчет о НИР ФГУП «ГХК» №24/978 от 16.11.2011 «Проведение лабораторных исследований по обращению с донными отложениями бассейна А».
2. Дмитриев С.А., Стефановский С.В. Обращение с радиоактивными отходами. М.: РХТУ им. Д.И. Менделеева, 2000, с.12-20.
3. Овчаренко Е.Г., Майзель И.Л., Карасев Б.В. Модифицированный вспученный перлит для локализации радионуклидов. Пром. и граждан. Строительство, 1994, №8, с.19-21.
4. Прозоров Л.Б. и др. Разработка и оптимизация процесса реагентного электрокинетического обезвреживания территорий с локальным загрязнением радиоактивными элементами и тяжелыми металлами. Итоги научной деятельности за 1999 г. – М.: Институт экологотехнологических проблем, 2000, т.1, вып.7, с.58-60.
5. Шингарев Н.Э. и др. Способы обращения с илами водоемов – хранилищ радиоактивных отходов. Экология и промышленность России. – 2000. – №3. – С. 43-45.
6. Mesyats G.A. Microexplosions on a cathode aroused by plasma-metal interaction // Journal of Nuclear Materials. – 1984. – Vol. 128-129. – С. P. 618-621.
7. Лифанов Ф.А., Полканов М.А., Качалова Е.А., Кирьянова О.И., Беляева Е.М. Способ переработки радиоактивных и токсичных донных отложений. Пат. РФ №2195727, МКИ6 G21F9/16. №2001119292/06; Заявл. 12.07.2001. – Опубл. 27.12.2002, БИ №36, с.354-355.
8. Соболев И.А., Хомчик Л.М. Обезвреживание радиоактивных отходов на централизованных пунктах. – М.: Энергоатомиздат, 1983. - С. 75-78.
9. Каренгин А. Г., Каренгин А. А., Кокорев Г. Г. Моделирование и оптимизация процесса плазменной утилизации иловых отложений бассейнов выдержки твэлов // Известия вузов. Физика. - 2013 - Т. 56 - №. 4/2. - С. 155-160.

АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ СИСТЕМА КОНТРОЛЯ УПЛОТНИТЕЛЬНЫХ ПОВЕРХНОСТЕЙ ГЛАВНОГО РАЗЪЕМА РЕАКТОРА

Хайретдинов В.У.¹, Панчев А.М.¹, Мартыненко С.П.², Малеев М.А.²

¹ОКБ «ГИДОПРЕСС», г. Подольск, Россия

²НИЯУ «МИФИ», г. Москва, Россия

В рамках научно-технического сотрудничества между АО ОКБ «ГИДОПРЕСС» и НИЯУ «МИФИ» проводятся работы по совершенствованию методов и средств специальных пусконаладочных измерений (СПНИ) при вводе в эксплуатацию энергоблоков АЭС с ВВЭР. В частности при автоматизации системы контроля уплотнительных поверхностей главного разъема реактора (ГРР) для новых проектных вариантов ВВЭР (АЭС-2006, ВВЭР-ТОИ) помимо традиционной технологии с использованием калиброванного шарика, проработаны и другие подходы, основанные на контроле площади рабочего сечения уплотнений ГРР.

Неконтролируемая площадь сечения уплотнительных поверхностей ГРР или ошибочное ее определение могут привести к разгерметизации реактора, в связи с чем, задача о точном ее определении является актуальной.

В данной работе представлен разработанный программно-технический комплекс системы контроля уплотнительных поверхностей ГРР, основанный на автоматизированном оптическом контроле с возможностью определения профиля поверхностей. Система включает в себя мобильный блок с источником света, теньевым барьером и короткофокусной видеокамерой, блок сопряжения с компьютером, программу контроля и обработки изображения.

Мобильный блок представляет собой платформу с двигателем, который при помощи ременной передачи вращает ведущие колеса. На платформе установлен источник света и видеокамера. Свет от источника падает на барьер, который создает затененную область, повторяющую форму канавки. Видеокамера установлена под углом 30° к плоскости ГРР и направлена вдоль уплотнительной поверхности таким образом, что отраженный свет источника формирует на матрице видеокамеры изображение профиля уплотнительной поверхности. Управление движением и обработка изображений осуществляется программным обеспечением в среде LabView 8.5. В результате обработки определяется площадь сечения уплотнительной поверхности, после чего строится ее зависимость от положения мобильного блока по всей длине главного разъема реактора.

Система применима как для контроля уплотнительных канавок фланца корпуса реактора, так и для определения локальных дефектов уплотнительных поверхностей и площадей сечения наминов на крышке реактора, что также является актуальной задачей.

Опытный образец автоматизированной системы с обновленным ПТК готов к полномасштабным натурным испытаниям на блоке 1 Нововоронежской АЭС-2.

ПУТИ СОЗДАНИЯ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ТЕХНИЧЕСКИХ СРЕДСТВ ОПЕРАТИВНО-ДИСПЕТЧЕРСКОГО УПРАВЛЕНИЯ ЭНЕРГОБЛОКА АЭС ПРОЕКТА ВВЭР-ТОИ

М.И. Потапова, В.А. Насташенко
ФГУП «ФНПЦ НИИИС им.Ю.Е. Седакова»
E-mail: Potapova-Ganeeva@yandex.ru

В докладе кратко рассматриваются пути создания перспективных технических средств оперативно-диспетчерского управления (ТС ОДУ) энергоблока АЭС проекта ВВЭР-ТОИ.

1. Первым этапом в эволюции ТС ОДУ были секции с использованием проводных связей. Реализовано на энергоблоке №3 Калининской АЭС.

2. Переход на цифровые каналы связи в части СКУ ЭЧ выявил необходимость создания ТС ОДУ со встроенными программируемыми логическими контроллерами (ПЛК). Это позволило уменьшить общее количество проводов в системе, увеличить максимальную длину линии связи, упростить диагностику и техническое обслуживание секций ТС ОДУ, разгрузить средства нижнего уровня.

3. В начале 2010 года для энергоблока №4 Калининской АЭС было принято решение по переводу на цифровые каналы связи все ТС ОДУ с использованием программно-технических средств ТПТС-ЕМ (изготовитель ФГУП «ВНИИА»). В сентябре 2011 года были завершены пуско-наладочные работы ПТС ОДУ энергоблока №4 Калининской АЭС, где была реализована единая коммуникационная среда обмена информацией с ПТК низовой автоматики АСУ ТП, единая идеология диагностики и самодиагностики, разработка прикладного программного обеспечения (ППО) в единой системе автоматизированного проектирования «GET-R», связь по цифровым каналам, программно-аппаратная унификация с ПТК низовой автоматики.

К настоящему времени были определены пути совершенствования ТС/ПТС ОДУ АСУ ТП энергоблока АЭС:

- 1) необходимость создания современного человеко-машинного интерфейса;
- 2) устранение дополнительной погрешности щитовых приборов в измерительном канале;
- 3) уменьшение количества проводных связей, подводимых к панелям;
- 4) уменьшение номенклатуры мозаичных элементов контроля и управления;
- 5) уменьшение трудоемкости внесения изменений при разработке и модернизации в процессе эксплуатации;
- 6) уменьшение количества дополнительных элементов для обеспечения резерва.

4. В сентябре 2014 года ФГУП «ФНПЦ НИИИС им. Ю.Е. Седакова» в связи с предложением ФГУП «ВНИИА» по применению средств ТПТС-НТ и ТПТС-СБ начал разработку новых технических средств для БПУ энергоблока АЭС проекта ВВЭР-ТОИ:

1) опытного образца сенсорной панели оперативно-диспетчерского управления (панель ОДУ) для контроля и управления технологическим оборудованием НЭ;

- 2) секций ПБ с использованием программно-технических средств ТПТС-СБ.

Данные панели ОДУ предназначены для контроля и управления технологическим оборудованием НЭ энергоблока АЭС проекта ВВЭР-ТОИ в случае отказа дисплейного способа управления НЭ посредством СВБУ, с использованием:

- вертикального и горизонтального сенсорных дисплеев (диагонали не менее 55 и 27 дюймов соответственно);

- комплекта оборудования для установки в АРМ СВБУ (два сенсорных дисплея с диагональю не менее 21 дюйма);

- оборудование преобразования и приема/передачи управляющих и видеосигналов ГК по ВОЛС.

Внешний вид панели соответствует внешнему виду стандартных ТС ОДУ, для чего видеоклады дисплеев панелей ОДУ разрабатываются с использованием пиктограмм, изображающих мозаичные элементы.

ПТС ОДУ СБ предназначены для контроля и управления технологическим оборудованием систем безопасности:

- при нормальной эксплуатации;

- при нарушениях нормальной эксплуатации, включая аварии.

ПТС ОДУ СБ будут функционировать совместно с ПТК приоритетного управления оборудованием безопасности (ПТК ПУ), ПТК локальных защит (ПТК ЛЗ), ПТК систем контроля и управления вентиляцией систем безопасности (ПТК СКУ В СБ), инициирующей частью АЗ-УСБТ (ИНЧ АЗ-УСБТ) и АКНП по цифровым каналам связи и с СВБУ в части АРМ СБ.

Планируется, что ПТК ОДУ СБ будет состоять из 4-х секций ПБ на каждый из 2-х каналов СБ.

Секция ПБ будет иметь МПКУ, содержащую показывающие приборы, элементы управления, элементы индикации, монитор с сенсорным экраном.

Секция ПБ должна:

- транслировать команды в ПТК УСБТ от элементов управления МПКУ по шине EN, принимать от нее по шине EN информацию о состоянии технологического оборудования и отображать их на элементах индикации и приборах МПКУ с помощью встроенных средств ТПТС-СБ.

- транслировать диагностические сообщения о неисправностях программно-технических средств секции по шине EN для их последующей передачи через шлюз УСБТ-СВБУ на мониторы оперативного персонала цеха тепловой автоматики и измерений (ЦТАИ) и регистрации.

- транслировать команды в инициирующую часть аварийной защиты АЗ-УСБТ на БПУ/РПУ (ИМ АЗ, ИМ ЛЗ) от элементов управления МПКУ по индивидуальным проводным связям, принимать от нее состояния технологического оборудования и отображать их на элементах индикации и приборах МПКУ, а также

выводить на блок звуковой сигнализации.

Таким образом, во ФГУП «ФНПЦ НИИИС им. Ю.Е. Седакова» совместно с ФГУП «ВНИИА» и АО «АЭП» ведутся активные работы по созданию ПТС ОДУ нового поколения, конечный результат которых позволит:

- 1) уменьшить временные затраты на внесение изменений при разработке ЗЗИ и на этапе пуско-наладочных работ;
- 2) снизить эксплуатационные затраты;
- 3) применить современные информационные технологии в проектировании и конструировании ПТК.

Список литературы:

1. Техническое задание на опытно-конструкторскую работу панель оперативно-диспетчерского управления (Панель ОДУ) ФГУП «ФНПЦ НИИИС им. Ю.Е. Седакова» Рег. № 199-813/40.
2. Технические требования к базовой части проекта АСУ ТП АЭС ВВЭР-ТОИ ОАО «Концерн Росэнергоатом».
3. Руководящий технический материал по применению комплекса средств автоматизации ПТС-СБ при проектировании программно-технического комплекса управляющей системы безопасности ФГУП «ВНИИА».

ПРЕОБРАЗОВАНИЕ НИЗКОПОТЕНЦИАЛЬНОГО ТЕПЛА В ЭЛЕКТРОЭНЕРГИЮ

Баланцев Е.А.
АО «АТОМПРОЕКТ», г. Санкт-Петербург
E-mail: e.balantsev@atomproekt.com

Рассмотрим вопрос использования низкопотенциального тепла (НПТ) с максимальной температурой порядка 120 °С. Задача актуальна для производств, в которых большое количество тепловой энергии (от 10 МВт и более) с низкими параметрами производится в течение длительного периода времени – до десятков лет. Оптимальным было бы применение низкотемпературной тепловой энергии с указанной максимальной температурой в теплофикации. Однако, в ряде случаев, теплофикация невозможна, например, в виду отсутствия потребителя, и в то же время генерируемое тепло имеет смысл преобразовывать в электроэнергию на собственные нужды объекта-источника НПТ.

Использование классических турбин с водяным паром в качестве рабочего тела при решении данной задачи сталкивается с рядом технических трудностей. Причиной тому служит небольшая разница между температурой пара, поступающего в турбину и температурой насыщения воды при давлении, равного атмосферному и выше. Это способствует увеличению гидроабразивного износа лопаток турбоагрегата (меньше запас до конденсации пара и образования капельной влаги) и требует больших поверхностей теплообмена, затрат на прокачку охлаждающих сред.

Рассмотрим на конкретном примере. Реакторная установка (РУ) с ВВЭР-1000 имеет тепловую мощность 3000 МВт. Температура теплоносителя на входе в реактор $t_{вх}=288$ °С, температура на выходе $t_{вых}=322$ °С. Δt при этом составляет 34 °С. Если же Δt теплоносителя первого контура снизить до 20 °С, то при прочих равных условиях для отведения 3000 МВт тепловых потребуется площадь теплообмена примерно в 1,54 раз большая, согласно формуле $Q=F \cdot k \cdot \Delta t_{lg}$, где Q – количество тепла, Вт; F – площадь поверхности теплообмена, м²; k – коэффициент теплопередачи, Вт/(м²·°С); Δt_{lg} – логарифмический температурный напор.

Альтернативой турбинам с водой в качестве рабочего тела могут служить установки на основе ORC-технологии (от англ. Organic Rankin cycle – органический цикл Рэнкина), предназначенные для преобразования тепловых избытков, в том числе низкопотенциальных, в электроэнергию, в виду следующих факторов:

1. Для утилизации низкотемпературных тепловых избытков требуется жидкость с температурой кипения ниже, чем у воды. Первоначально в качестве таких жидкостей использовались углеводороды, откуда и появилось название – органический. Теперь в качестве рабочего тела могут использоваться пропан, пентан, толуол, HFC-R245fa. Использование данных жидкостей в качестве рабочего тела в ORC-цикле возможно благодаря более низкой температуре кипения (см. таблицу 1).

Давление	Рабочее тело	
	Вода	HFC-R245fa
1 бар	100 °С	15,6 °С
19,6 бар	212 °С	121 °С

Таблица 1 – температуры кипения в зависимости от давления воды и органического рабочего тела

2. Тепловые турбины Рэнкина (Ренкина) позволяют утилизировать отходящее тепло факельных (тепло, выделяющееся при сгорании попутных нефтяных газов, в т.ч. с высоким содержанием серы), геотермическое тепло, тепло выхлопа газовых турбин, тепло отработанной горячей воды различных производств.

3. В России ORC-турбины (см. рисунок 1) получили широкое распространение и зарекомендовали себя в нефтегазовой отрасли для утилизации тепла, получаемого при сжигании попутного нефтяного газа. Так, например, модули с турбинами данного типа уже используются такими нефтегазовыми компаниями как «Лукойл», «Татнефть» и «Газпром». В 2014 году проходила пусконаладочные работы первая в нашей стране ТЭЦ с ORC-технологией, построенная ООО «Лукойл-Пермь».

Рис. 1 – Модуль с ORC-турбиной



Преимущества использования ORC-турбин:

- высокий КПД турбины (до 85%);
- небольшое механическое напряжение турбины, вследствие низкой окружной скорости;
- возможность прямой передачи вращения электрогенератору (без редуктора), вследствие низкой окружной скорости;
- нет эрозии лопаток, вследствие отсутствия влажности в паровых соплах;
- простота запуска/останова;
- постоянное автоматическое управление;
- нет необходимости присутствия оператора;
- бесшумность работы;
- очень высокая работоспособность (г. Эдмонт – свыше 50 000 часов работы, без остановок более 98% времени);
- работа в ненормальном режиме, вплоть до 10% ниже паспортного;
- высокий КПД, также в ненормальном режиме;
- техническое обслуживание периодическое: 3-5 часов в неделю.

Список литературы:

1. Кириллин В.А., Сычев В.В., Шейндлин А.Е. Техническая термодинамика. Учебник для вузов. – 5-е изд., перераб. и доп. – М.: Изд. дом МЭИ, 2008. – 496 с.: ил. – ISBN 978-5-383-00263-6.
2. ORC-турбины [Электронный ресурс]: БПЦ-инжиниринг. URL: <http://bpcenergy.ru/equipment/orc-turbiny/> (дата обращения 12.05.2015).
3. Тепловые турбины – ORC установки [Электронный ресурс]: НГ-Энерго. URL: http://www.ngenergo.ru/products/thermal_turbines_orc.html (дата обращения 12.05.2015).

МОДЕРНИЗАЦИЯ ПРОЦЕССА ПРИВАРКИ 110Х ШВОВ К КОРПУСУ ПАРОГЕНЕРАТОРА ПГВ-1000.

Романенко А.А.¹

Филиал АО «АЭМ-технологии» «Атоммаш» в г. Волгодонск.

¹e-mail: romanenko_aa@atom mash.ru

В работе приводится способ автоматизации и механизации процесса приварки 110х швов (днищ к корпусу парогенератора) внутри корпуса (обратной стороны шва) путем замены ручной дуговой сварки на автоматическую сварку под флюсом с помощью сварочного трактора особой конструкции.

Ключевые слова: сварочный трактор, парогенератор, АСФ.

В настоящее время для приварки 110-х швов парогенераторов ПГВ-1000М и МКП на заводе АО «АЭМ-технологии» филиал «АТОММАШ» в городе Волгодонск используется комбинированная сварка, сочетающая в себе ручную дуговую сварку внутри парогенератора и автоматическую сварку снаружи в разделку. Сварка внутри парогенератора затрудняется его конструктивными особенностями (рис 1). Внутри при 4х метровом диаметре 50 % внутренней полости парогенератора занимают выходящие в площадь днища опоры теплообменных труб, что затрудняет сварку. Затрудняется видимость сварочных кромок, ухудшается положение сварщика, ввиду малого пространства при его нахождении внутри парогенератора и др. К тому же и сам способ ручной дуговой сварки является малоэффективным. Особенно при разделке со скосом кромок изнутри в 13 град и глубиной 19 мм, что затрудняет видимость одной из кромок и в совокупности с малым пространством создают плохие условия для сварки. Сварщик, буквально лежа в узких местах, выполняет сварку в закрытом объеме. Эти причины приводят к возникновению брака в сварном шве. Выборка дефектных участков при их большом количестве является трудоемкой задачей, так как глубина залегания дефектов не указывается при расшифровке и рабочий должен полностью выбрать забракованный участок. На эту операцию тратится время и качество выборки дефектного участка во многом зависит от квалификации слесаря. Далее происходит заварка дефектных участков, что является весьма ответственным мероприятием требующее хорошей подготовки слесарем места сварки и квалификации сварщика выполняемого ремонт.

Совокупность данных проблем наталкивает на мысль об уходе от ручной дуговой сварки к способам более надежным и производительным. Но ввиду наших ограничений, таких как замкнутое пространство и участки узких мест мы не имеем возможности внедрить классическую автоматическую сварку под флюсом. В связи с этим внедряем способ автоматической сварки под слоем флюса сварочным трактором специальной конструкции фирмы BUG-O с дополнительным навесным оборудованием. Данный трактор обеспечивает высокую производительность сварки и практически исключает возможность возникновения брака. Трактор спроектирован и собран специально для прохождения самых узких мест и обеспечения непрерывности при сварке. Одной из самых главных проблем в применении трактора является его установка и фиксация внутри парогенератора. Она решается путем установки подающего механизма на рельсовый путь, который крепится на днище парогенератора магнитными прижимами. Такая конструкция помогает добиться легкой установки и фиксации трактора в полости парогенератора. Легкого монтажа сварочного трактора в замкнутых условиях позволяет добиться его разборная модульная стандартизованная конструкция. Навесное подающее устройство и укороченный сварочный мундштук обеспечивает точное положение над разделкой при сварке. Бухта с проволокой небольших размеров закрепляется в задней части трактора. Подача флюса в разделку при сварке обеспечивается миниатюрным флюсобункером с возможностью его наполнения. Система слежения за разделкой в виде упорного 2х осевого ролика обеспечивает контроль за сваркой и невозможность смещения трактора с траектории движения. Сварка ведется в нижнем положении благодаря синхронизированному роликоопорному стенду с подающим устройством сварочного трактора. Для сварки необходим один оператор внутри парогенератора и один снаружи дабы исключить спутывание кабелей ведущих снаружи от источника и отсоса флюса и шлака. Кабеля питания и отсоса шлака заводятся через люк лаз Ду500.

Сварочный трактор с АСФ эффективно отличается от способа РДС высокой производительностью сварки и механизацией процесса, а также своими экономическими показателями по чистому времени сварки и фонду заработной платы.

Все эти сильные стороны использования сварочного трактора помогают нам сократить время на изго-

товление одного парогенератора с учетом операций сварки и ремонта на 8 дней, что дает производственную и экономическую эффективность!

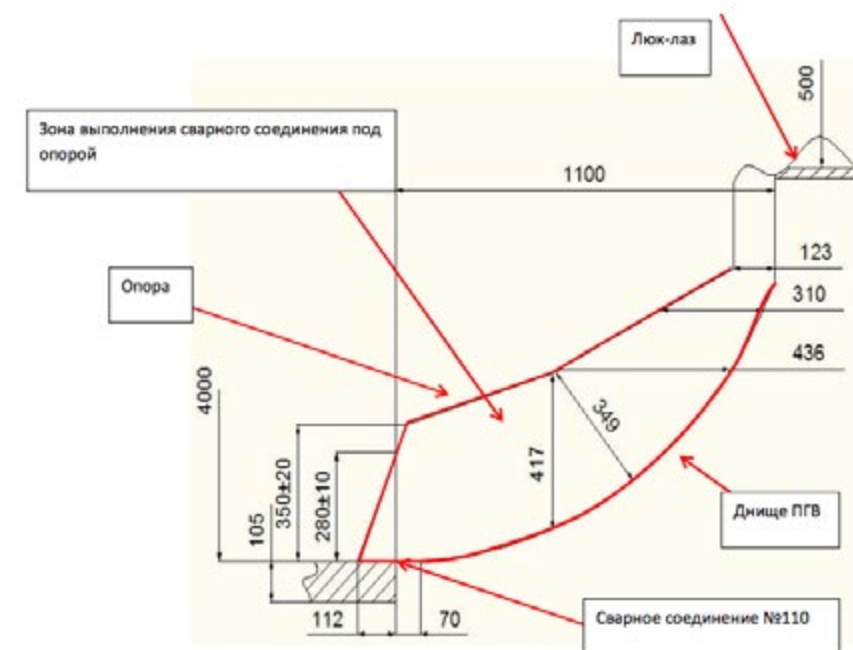


Рис.1 Конструктивная особенность 110х швов

ИСПАРИТЕЛЬНОЕ, СУХОЕ И КОМБИНИРОВАННОЕ ОХЛАЖДЕНИЕ ЛАЭС2. ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ

Рудченко С.А., Денисов К.Н.
ОАО «НПО ЦКТИ», г. Санкт-Петербург

В настоящее время на энергоблоках №1 и №2 (первая очередь) ЛАЭС-2 сооружаются испарительные системы охлаждения. Для второй очереди АО «Атомпроект» также спроектировало испарительную систему охлаждения, аналогичную строящейся на энергоблоке №2. Однако жители г. Сосновый Бор обеспокоились возможным негативным экологическим воздействием испарительных градирен, работающих на морской воде (туманы, выпадение соли, обледенения и пр.). Возникла необходимость рассмотреть альтернативные варианты и оценить их с технико-экономической и экологической стороны.

В данной статье приводятся результаты проведенной ОАО «НПО ЦКТИ» в 2014 году работы по исследованию, оптимизации, предпроектной проработке и технико-экономическому анализу возможных систем охлаждения для второй очереди ЛАЭС-2. Экологическое воздействие той или иной системы приводится величиной годового выброса воды на энергоблок и не оценивается в виде экономических потерь от экологических рисков.

В результате сравнительных расчетов было принято следующее конструктивное исполнение сухой градирни:

- башенная градирня на естественной тяге;
- поверхность теплообмена образована эллиптическими оребренными трубками (Рисунок 1, а и б), материал трубок и ребер – оцинкованная сталь 20;
- секция теплообменника имеет 6 рядов по 75 трубок;
- 4 секции скомпонованы в «дельту» в два яруса по высоте (Рисунок 1, в);

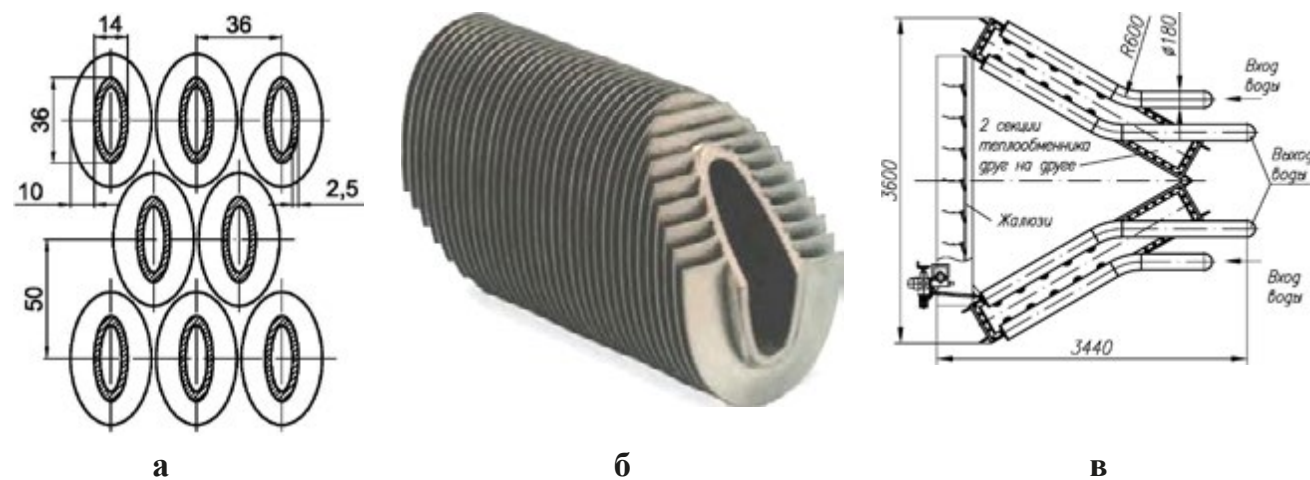


Рисунок 1 – поверхность теплообмена сухой градирни: а – размеры и расположение трубок; б – фото фрагмента трубки; в – эскиз «дельты», вид сверху.

В ходе работы была создана комплексная программа расчёта и оптимизации системы охлаждения, на вход которой задавался тип системы охлаждения, геометрические характеристики оборудования, количество ЦНД турбины и конденсаторов, наличие секционирования конденсаторов, расход циркуляционной воды. В результате были получены оптимальные конфигурации сухой (Рисунок 2) и комбинированной (Рисунок 3) систем охлаждения. В таблице 1 эти системы сравниваются между собой и с испарительной системой, устанавливаемой на энергоблоке №2.

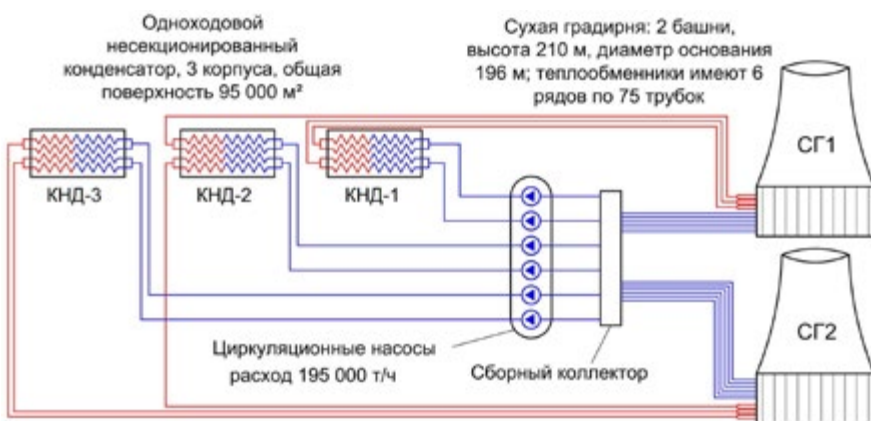


Рис.2 – оптимальная конфигурация сухой системы охлаждения

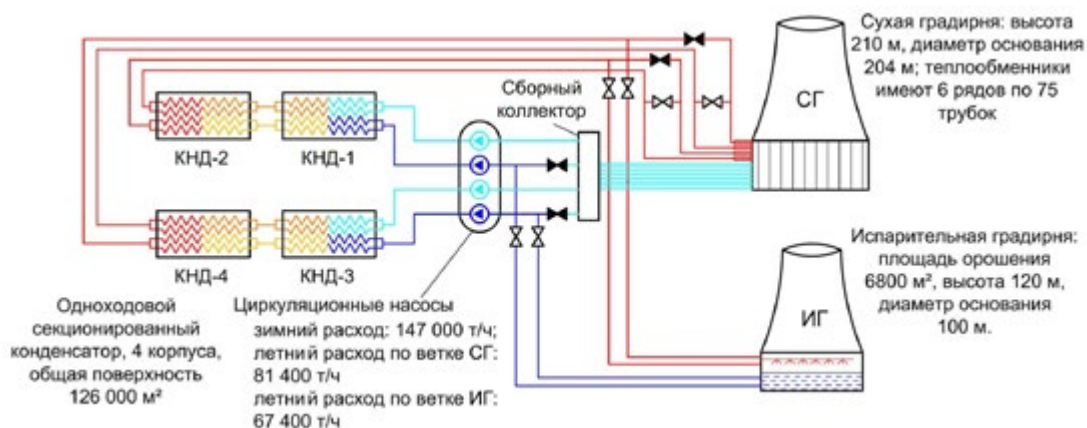


Рис.3 – оптимальная конфигурация комбинированной системы охлаждения

Комбинированная параллельная система охлаждения работает в летнем (комбинированном) режиме с апреля по октябрь – см. Рисунок 3. Потoki воды от испарительной и сухой градирни не смешиваются друг с другом. Конденсаторы работают на двух потоках разных параметров. В зимнем режиме все затворы на схеме переводятся в противоположное состояние, система работает только на сухом охлаждении.

Таблица 1 – Сравнение различных систем охлаждения

Тип системы охлаждения	Испарительная	Сухая	Комбинированная	
Выброс воды в год	млн. тонн	15	0	5
Полная стоимость системы	млрд. руб.	3,9	13,6	9,7
Среднегодовая мощность нетто	МВт	1129,0	1108,5	1128,4

Как видно из таблицы 1, испарительная система охлаждения является наиболее экономически эффективной, однако имеет выброс 15 млн. тонн воды в год на блок. Сухая система охлаждения в 3,5 раза дороже и ведёт к снижению мощности нетто блока на 20,5 МВт, выброса воды нет. Комбинированная система в 2,5 раза дороже испарительной, практически эквивалентна ей по мощности нетто, выброс воды в 3 раза меньше чем у испарительной системы и приходится на менее экологически опасный для выбросов воды тёплый период года.

Имеющиеся на данный момент численные экологические оценки не показывают значимого негативного воздействия испарительных градирен. Суждение об их корректности лежит вне компетенции ЦКТИ. Если оценки не будут радикально пересмотрены, для второй очереди ЛАЭС-2 следует принять испарительную систему, как референтную и имеющую бесспорное технико-экономическое преимущество (Таблица 1).

НОВЫЕ МЕТОДЫ ПОЛУЧЕНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА, ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ И ИММОБИЛИЗАЦИИ РАО

Винокуров С.Е., Куляко Ю.М., Мясоедов Б.Ф.

Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского РАН, г. Москва

E-mail: vinokurov@geokhi.ru

Запланированное развитие атомной энергетики России неразрывно связано с необходимостью совершенствования методов изготовления ядерного топлива и обращения с ОЯТ и РАО различного состава и происхождения.

Разработаны новые методы получения оксидного уранового и МОКС-топлива [1,2]. Установлено, что нагревание азотнокислых растворов U, Np и Pu (~90°C) в присутствии гидразингидрата приводит к образованию в растворе их гидратированных диоксидов. Гидратированный $UO_2 \cdot nH_2O$ в инертной или восстановительной атмосфере при 280-800°C переходит в кристаллический UO_2 . На воздухе при 440°C $UO_2 \cdot nH_2O$ превращается в UO_3 , при 570-800°C в U_3O_8 . Показано, что термолит раствора смешанных нитратов U, Np и Pu при тех же условиях позволяет получить в растворе сначала гидратированный $(U,Np,Pu)O_2 \cdot nH_2O$, который затем при нагревании на воздухе до ~300°C превращается в кристаллический твёрдый раствор диоксида U, Np и Pu. Определены оптимальные условия СВЧ денитрации при 120°C твёрдого уранилнитрата при его взаимодействии с гидразингидратом в автоклавном варианте для количественного выхода диоксида урана с одновременным разрушением избытка гидразингидрата и нитрат-ионов. Установлена быстрота и эффективность применения СВЧ-излучения для денитрационного количественного термолита растворов нитратов уранила и других актинидов в диоксид урана или смешанные оксиды, при котором исключается образование маточных растворов. Установлено, что СВЧ нагревание некондиционных керамических таблеток UO_2 на воздухе позволяет быстро переводить их в порошкообразный U_3O_8 , из которого в восстановительной атмосфере можно вновь получить UO_2 . Синтезированы оксиды актинидов, керамические свойства которых указали на их пригодность для изготовления таблеток оксидного ядерного топлива.

Разработан новый метод переработки ОЯТ [3,4], обеспечивающей минимизацию РАО. Выбраны оптимальные условия количественного растворения ОЯТ в слабокислых растворах нитрата железа(III). Разработан оптимальный метод количественного выделения урана из полученных нитратных растворов осаждением его малорастворимых соединений и определена степень его очистки от ПД: при пероксидном

осаждении количественный выход урана не менее 99%, коэффициент очистки регенерированного урана от ПД не менее 2000. Выбраны условия получения диоксида урана керамического качества при термической обработке выделенной соли под действием СВЧ излучения.

Остекловывание является в настоящее время единственной доведенной до промышленной стадии технологией обращения с ВАО от переработки ОЯТ и реализации военных программ. Первоначальный выбор алюмофосфатного стекла для применения в России был обусловлен необходимостью иммобилизации ВАО преимущественно натрий-алюминатного состава от переработки ОЯТ с алюминиевой оболочкой. При этом следует отметить, что ВАО от переработки ОЯТ в слабых растворах нитрата железа, некоторые партии новых типов отходов или «исторические» отходы от оборонной деятельности, хранящиеся в емкостях из нержавеющей стали на ПО «Маяк», содержат большое количество железа. В этой связи стекла, которые будут получены при остекловывании таких отходов по своему составу будут натрий-алюмо-железофосфатными. Синтезированы и изучены образцы натрий-алюмо-железофосфатных стекол следующих составов, мол. %: $40 \text{ Na}_2\text{O}, (20-x) \text{ Al}_2\text{O}_3, x \text{ Fe}_2\text{O}_3, 40 \text{ P}_2\text{O}_5$ (серия I) и $\text{Na}_2\text{O}, (20-x) \text{ Al}_2\text{O}_3, x \text{ Fe}_2\text{O}_3, 45 \text{ P}_2\text{O}_5$ (серия II). Фазовый состав и структуру полученных образцов определяли методами рентгенофазового анализа и Фурье-преобразовательной инфракрасной спектроскопии. Установлено, что при эквимольном замещении Al_2O_3 на Fe_2O_3 структура закаленных стекол серии I не претерпевает заметных изменений в отличие от стекол серии II. Отжиг образцов стекол приводил к их частичной девитрификации с выделением алюмо-железофосфатных кристаллических фаз. Установлено, что наиболее гидролитически устойчивыми являются стекла серии I, в которых до 10 мол. % Al_2O_3 замещено на Fe_2O_3 ; скорости выщелачивания Na, Al, Fe и P из образцов находятся в пределах $(4, 10) \times 10^{-8} \text{ г}/(\text{см}^2 \times \text{сут})$ (степень выщелачивания - не более 1,2 масс. %) и соответствуют требованиям ГОСТ Р 50926-96. Таким образом установлено, что стекла с равными мольными концентрациями Al_2O_3 и Fe_2O_3 являются наиболее кристаллизационно- и гидролитически-устойчивыми.

Разработан метод иммобилизации высокосолевого ВАО и САО при комнатной температуре в низкотемпературных магний-калий-фосфатных (МКФ) матрицах и проведено комплексное изучение их физико-химических свойств [5,6]. Установлена высокая химическая устойчивость полученных матриц к выщелачиванию радионуклидов и других компонентов при различных температурах: индексы выщелачивания ^{239}Pu , ^{237}Np , ^{241}Am , стронция и цезия имеют значения в интервале 12-14, а технеция, йода и селена 10-11. Определены механическая (>20 МПа), радиационная устойчивость матриц, а также химический выход радиолитического водорода (0,004 молекул/100 eV). Проведены исследования фазового состава полученных матриц и характера распределения радионуклидов в их объеме. Проведена апробация разработанного метода при отверждении имитаторов ЖРО ПО «Маяк» в объемах до 200 л, при иммобилизации илов из бассейнов выдержки ТВЭЛов СХК и РАО при выводе из эксплуатации ПУТР ЭИ-2.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства образования и науки РФ (RFMEFI60414X0009).

Список литературы

- 1 Kulyako Y.M., Perevalov S.A., Trofimov T.I., et al. UO_2 , NpO_2 and PuO_2 preparation in aqueous nitrate solutions in the presence of hydrazine hydrate // J. Radioanalytical and Nuclear Chemistry. 2014. Vol. 299. Issue 3. P. 1293-1298.
- 2 Мясоедов Б.Ф., Куляко Ю.М., Федосеев А.М. и др. Получение диоксидов Np, Pu и U в азотнокислых растворах в присутствии гидразингидрата // Радиохимия. 2013. Т. 55. № 6. С. 487-492
- 3 Myasoedov B.F., Kulyako Y.M. New approaches to reprocessing of oxide nuclear fuel // J. Radioanalytical and Nuclear Chemistry. 2013. Vol. 296. Issue 2. P. 1127-1131.
- 4 Kulyako Yu.M., Perevalov S.A., Trofimov T.I., et al. Factors governing the efficiency of dissolution of UO_2 ceramic pellets in aqueous solutions of iron nitrate // Radiochemistry. 2014. Vol. 56. Issue 3. P. 247-251.
- 5 Vinokurov S.E., Kulyako Yu.M., Slyunchev O.M., et al. Low-temperature immobilization of actinides and other components of high-level waste in magnesium potassium phosphate matrices // Journal of Nuclear Materials. 2009. Vol. 385. N1. С.189-192.
- 6 Винокуров С.Е., Куляко Ю.М., Мясоедов Б.Ф. Иммобилизация радиоактивных отходов в магний-калий-фосфатных матрицах // Российский химический журнал. 2010. Т. LIV. № 3. С. 81-88.

УЛЬТРАЗВУКОВОЙ КОНТРОЛЬ РАСХОДОВ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ И ПЕРЕМЕЩЕНИЙ ВНУТРИКОРПУСНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ ПАРОГЕНЕРАТОРА ПРИ ПУСКОНАЛАДОЧНЫХ ИЗМЕРЕНИЯХ НА АЭС

В.У. Хайретдинов, Е.С. Фролов, Г.Н. Шамаркин
ОКБ «ГИДРОПРЕСС», г.Подольск, Россия
С.П. Мартыненко, А.Н. Аблеев
НИЯУ «МИФИ», г.Москва, Россия

Важными теплогидравлическими параметрами, определяемыми средствами ультразвукового контроля (УЗК) в составе специальных пусконаладочных измерений (СПНИ) на АЭС с ВВЭР, являются расходы теплоносителя по трубопроводным трактам обвязки главного циркуляционного контура (ГЦК) реакторной установки (РУ), систем быстрого ввода бора, пассивного отвода тепла, аварийного газоудаления и др.

Расходомерные устройства, включающие излучатели и приемники, используют ультразвуковые сигналы для измерения потока жидкости по так называемому методу времени прохождения.

Методические особенности размещения и применения средств УЗК, специфика метрологического обеспечения указанных измерений для интересующих типоразмеров и диапазонов скоростей отрабатывались в ходе стендовых испытаний в ОКБ «Гидропресс». Первый опыт натурального применения средств УЗК был получен при измерении скорости потока теплоносителя на первом блоке АЭС «Куданкулам». Выработанные на основе стендовых и натуральных испытаний изменения технологии монтажа и наладки расходомеров, а также алгоритмов сбора и обработки данных направлены на повышение достоверности результатов УЗК при дальнейшем пусконаладочном и эксплуатационном использовании, в частности на РУ «АЭС-2006».

При совершенствовании методов и средств СПНИ большое внимание уделяется контролю положения и поведения внутрипарогенераторной крышки горячего коллектора первого контура.

Перемещения крышки горячего коллектора связаны с состоянием наиболее проблемного в последнее время конструктивного элемента РУ ВВЭР-1000, а именно сварного соединения №111/1 (узел приварки ГК ПГ к ГЦТ), в связи с чем, задача о статодинамических измерениях смещений внутрикорпусной крышки является актуальной.

В докладе представлено разработанное устройство регистрации перемещения объекта в герметичной оболочке, основанное на резонансном ультразвуковом методе. Устройство включает в себя блок пьезопреобразователей, якорь, блок сопряжения с компьютером и программу контроля и обработки сигнала.

Программа контроля и обработки сигнала написана в среде программирования LabView 6.1. В результате обработки определяется вектор и абсолютное значение перемещения якоря во времени.

Особенностью разработанного устройства является возможность его использования при высокой температуре, давлении и влажности внутри герметичного объема, а также в условиях высокой магнитной проницаемости материала корпусных элементов.

Опытный образец разработанного устройства готовится к полномасштабным натурным испытаниям на блоке 1 Нововоронежской АЭС-2.

ПРОЕКТИРОВАНИЕ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ И ПРОИЗВОДСТВО СТРОИТЕЛЬНЫХ РАБОТ

СРАВНЕНИЕ ПОДХОДОВ К ОБЕСПЕЧЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ РОССИЙСКИХ И ЗАРУБЕЖНЫХ НОРМАТИВОВ НА ПРИМЕРЕ ВВЭР-ТОИ

Абросимова Н.И., Гуцалов Н.А.
АО «Атомэнергопроект», г. Москва
E-mail: Abrosimova_NI@aep.ru

Одной из главных целей в мировой атомной энергетике является безопасность АЭС на протяжении всего ее жизненного цикла. Когда речь идет о международных проектах, встает вопрос о возможности различной трактовки национальных требований, например, по внешним воздействиям на АЭС, поэтому определенные базовые требования устанавливаются для стандартного проекта с возможностью изменений для удовлетворения требований к конкретной площадке.

Различия в нормативных документах и стандартах, принятых в разных странах, не должны влиять на достижение общей цели (безопасности). В данной работе рассматриваются основные подходы к классификации функций безопасности, согласно российским и зарубежным стандартам, а также соответствие им проекта ВВЭР-ТОИ.

Описанные в стандартах МАГАТЭ подходы классификации оборудования АЭС и выполняемых им функций, имеют как схожие методы, так и существенные отличия от методов, регламентированных российскими нормативными документами.

В проекте ВВЭР-ТОИ классификация элементов систем безопасности

по их влиянию на безопасность выполнена в соответствии с действующим на территории РФ нормативным документом ОПБ-88/97 (НП-001-97), определены функции безопасности, необходимые для достижения и поддержания блока в контролируемом и безопасном состоянии. Для каждого элемента определяется класс безопасности, группа качества и категория сейсмостойкости в соответствии с нормами РФ. Если какой-либо элемент одновременно содержит признаки разных классов безопасности, то он относится к более высокому классу. Проектом определены условия, необходимые для реализации каждой из функций. При этом указанные функции безопасности должны выполняться без учета систем и элементов нормальной эксплуатации.

Фундаментальные функции безопасности АЭС по зарубежным источникам и принятым в РФ нормативным документам и стандартам идентичны. Классификация же функций и категорий (классов) безопасности имеют различия. Например, согласно данным EUR, каждая функция безопасности должна быть отнесена к одному из двух уровней, определенных как F1 и F2. Функции F1 должны быть подразделены на подуровни F1A и F1B в зависимости от времени функционирования оборудования. Другие функции определяются как функции, не связанные с безопасностью.

Рассмотрение безопасности согласно российским стандартам строится как

на основе вероятностного анализа отказов систем и элементов систем, так и системного анализа, основанного на оценке функций безопасности. Безопасность по критериям МАГАТЭ и EUR оценивается только на основе последнего. Так, например, полярный кран, располагаемый в реакторном здании, в соответствии с зарубежными нормативами классифицируется как элемент, не влияющий на безопасность. Российские стандарты устанавливают для него первый класс безопасности, поскольку падение крана приводит к разрушению реактора, т.е. к запроектной аварии.

Различные подходы к классам определяют существенные различия

в требованиях к изготовлению и качеству. Так, для оборудования третьего класса

(по ОПБ 88-97) безопасности (II категории по данным EUR) российскими нормами и стандартами предъявляются более высокие требования. Ниже представлена сравнительная таблица требований к оборудованию и конструкциям в соответствии

с категорией (классом) безопасности.

Таблица 1 – Требования к оборудованию и конструкциям в соответствии с категорией (классом) безопасности

Требование	Категория (класс) безопасности сооружения или оборудования						
	ОПБ 88/97				EUR		
	1	2	3	4	I	II	NS
Обеспечение качества	Да	Да	Да	Нет	Да	Да (1)	Нет
Применение норм ядерной техники	Да	Да	Да	Нет	Да	Нет (2)	Нет
Аттестация	Да	Да	Да	Нет	Да	Нет (3)	Нет
Контроль в процессе эксплуатации/периодические испытания	Да	Да	Да	Нет	Да	Нет (4)	Нет
Оценка сейсмостойкости	Да	Да	Да	Нет	Да	Нет (2)	Нет
Данные по надежности	Да	Да	Да	Нет	Да	Да	Да (5)

1) Достаточно для обеспечения требуемой надежности – обеспечение качества, как правило, в соответствии с нормами EN ISO 9001.
 2) Должны использоваться соответствующие нормы, однако, они могут быть ядерными нормами.
 3) Для конструкций или оборудования, используемого в условиях тяжелых аварий требуется доказательство живучести.
 4) За исключением необходимости подкрепления данных по надежности.
 5) Только для оборудования, требующего вероятностного анализа безопасности.

Сравнение подходов российских и зарубежных норм помогло выявить как схожие, так и различные методы оценки безопасности АЭС. Российские стандарты носят более строгий характер, чем зарубежные и имеют «запасы», которые можно рассматривать как предпосылки к минимизации затрат на изготовление и эксплуатацию оборудования. Различия в классификации ведут к необходимости более детального анализа проекта на пример соответствия международным и европейским стандартам безопасности. Как следствие, такие оценки безопасности вносят свой вклад в более эффективное управление последующей деятельностью в рамках глобальной системы, совместимой с принятым во всем мире гармонизированным подходом к безопасности.

Список литературы

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ-88/97 (НП-001-97). — Москва, 1998.
2. МАГАТЭ SSR-2. Безопасность атомных электростанций. Международное агентство по атомной энергии, Вена, 2011 год.
3. IAEA Safety standards SSG-30. Safety classification of structures, systems and components in nuclear power plants, Vienna, 2014.

СРАВНЕНИЕ ПОДХОДОВ К ОБЕСПЕЧЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ РОССИЙСКИХ И ЗАРУБЕЖНЫХ НОРМАТИВОВ НА ПРИМЕРЕ ВВЭР-ТОИ. КОНЦЕПЦИЯ ГЛУБОКО ЭШЕЛОНИРОВАННОЙ ЗАЩИТЫ

Болотникова Д.В., Соловьев Д.В.
АО «Атомэнергопроект», г. МОСКВА
E-mail: Bolotnikova_DV@aep.ru

Проект ВВЭР-ТОИ разработан как базовый проект, отвечающий стандартам современного проектирования с целью серийного строительства атомных блоков на территории РФ и за рубежом. При проектировании ВВЭР-ТОИ были учтены требования российских действующих правил и норм по безопасности в области атомной энергетики применительно к специфике разрабатываемого энергоблока с учетом дальнейшего развития нормативной базы, а также современной философии и принципах безопасности, выработанных мировым ядерным сообществом и закрепленных в нормах безопасности МАГАТЭ; публикациях Международной консультационной группы по ядерной безопасности (INSAG); требованиях EUR. Т.к. предполагается строительство ВВЭР-ТОИ за рубежом, то анализ безопасности блока будет производиться по зарубежным нормам и правилам.

Вследствие этого возникла необходимость провести сравнительный анализ подходов к безопасности АЭС российских и зарубежных нормативных документов.

В данной работе был проведен анализ применения в проекте ВВЭР-ТОИ принципа обеспечения выполнения функций безопасности на разных уровнях глубоко эшелонированной защиты за счет независимости и разнообразия оборудования систем нормальной эксплуатации, активных систем безопасности, пассивных систем безопасности, дополнительных технических средств управления запрограммированными авариями. Было показано, что безопасность на всех уровнях глубоко эшелонированной защиты обеспечивается даже при условии применения некоторого оборудования на разных уровнях глубоко эшелонированной защиты.

Список литературы

- 1 Общие положения обеспечения безопасности атомных станций - ОПБ-88/97 (ПНАЭ Г-01-011-97)
- 2 МАГАТЭ – Безопасность атомных станций: проектирование. SSR-2/1
- 3 МАГАТЭ – Глубоко эшелонированная защита в ядерной безопасности. 75-INSAG-10
- 4 EUR – Том 2 Общие требования к ядерному острову, глава 1 Требования по безопасности

ИССЛЕДОВАНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ ЧАСТОТНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ ДЛЯ ЭНЕРГОЕМКОГО ОБОРУДОВАНИЯ АЭС

Грабчук Э.С., Зыков А.С., Плаксеев А.А.
АО «Атомэнергопроект», г. Москва
E-mail: Grabchuk_ES@aep.ru

В настоящее время потребление электроэнергии на собственные нужды российских АЭС по расчетным данным составляет от 4,5 до 8,5 %, при этом основными потребителями являются:

- реакторное отделение (ГЦНА) – 30 %;
- турбинное отделение (ПЭН, КЭН) – 27 %;
- блочная насосная станция (ЦН) – 31 %;
- прочее – 12 %.

Среди всего многообразия ресурсосберегающего и энергосберегающего оборудования (частотно-регулируемый электропривод, гидромолоты, устройства плавного пуска, энергосберегающие лампы и светильники, компенсаторы реактивной энергии и др.) на настоящий момент времени частотно-регулируемый электропривод занимает лидирующее место. Мировая и отечественная инженерная практика показала, что наибольший экономический эффект при реализации программ энергосбережения дает переоснащение технологического оборудования устройствами с частотно-регулируемым электроприводом.

Для европейской части России в ближайшие пять-семь лет создается объективная ситуация невозможности поддержания АЭС в базовом режиме и как следствие, эксплуатация их в режимах не полной мощ-

ности с большим разнообразием переходных и маневренных режимов, что предполагает другой подход к качеству систем регулирования мощностью реакторной установки и энергоемким технологическим оборудованием энергоблока АЭС.

При работе энергоблока в маневренном режиме внедрение частотного регулирования, позволит перейти на новую ступень работы технологического оборудования, так с точки зрения эффективного энергопотребления и качества управления энергоемкого технологического оборудования. Доля атомной энергетики в европейской части России уже выше 42% от общей генерации и отсутствие возможности маневрирования мощности в новых и перспективных проектах АЭС с ВВЭР создает угрозу потери международного рынка, а также увеличивают риски финансовых потерь ГК «Росатом».

Внедрение частотного регулирования, позволит продлить ресурс оборудования, за счет плавного пуска и останова насосного агрегата, а также исключение гидроударов и пусковых токов при включении оборудования.

Список литературы

1. А.С. Зыков «Технико-экономические аспекты обоснования применения высоковольтного частотно-регулируемого электропривода на насосах ГЦНА, ПЭН, КЭН и ЦН в новых и перспективных проектах АЭС с ВВЭР с учетом новых требований по маневренным режимам», МНТК-2013 – «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» 2013г.
2. А.С. Зыков «Частотно-регулируемый электропривод», ежемесячный журнал «Росэнергоатом» №7, 2013 г.

НОВЫЕ РЕШЕНИЯ ПО ПОДКРАНОВЫМ МЕТАЛЛОКОНСТРУКЦИЯМ ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ КРУГОВОГО КРАНА ГЕРМОЗОНЫ

Гущин М.В., Иванов А.П., Ковалкин С.В.,
АО «Атомэнергопроект», Москва

Данный проект направлен на решение задач по повышению безопасности подкрановых металлоконструкций кругового крана гермозоны для обеспечения требований норм по учёту сейсмического и аварийных воздействий. Металлоконструкции подкрановых консолей относятся к классу 1Н по ОПБ-88/97, ПНАЭ Г-01-011-97, НП-001-97, I категории сейсмостойкости по НП-031-01 и являются одним из важнейших элементов в обеспечении безопасности АЭС. При этом максимальное расчётное землетрясение площадок АЭС «Аккую» и АЭС «Руппур» составляет около 9 баллов. Дополнительно учтено требование по сейсмическому воздействию уровня 1,4xMP3 при нормальных условиях эксплуатации.

Кран мостовой электрический кругового действия, пролетом 41,5 м устанавливается в герметичном объёме реакторного здания. Он предназначен для выполнения подъемно-транспортных операций по транспортировке и монтажу оборудования (реактора, парогенераторов и др.), для выполнения транспортно-технологических операций со «свежим» и «отработавшим» топливом, радиоактивными отходами, элементами реакторной установки и подъемно-транспортных операций по демонтажу оборудования герметичной зоны реакторного здания.

Для повышения безопасности эксплуатации кругового крана в гермозоне, а также снижения трудоёмкости изготовления и монтажа подкрановых металлоконструкций, по сравнению с техническими решениями, выполненными на объектах НВАЭС, АЭС «Куданкулам», нами предложена принципиально новая схема подкрановых металлоконструкций кругового крана гермозоны, представленная на рисунке 1.

АРМОБЛОКИ С НЕСЪЕМНОЙ СТАЛЕФИБРОБЕТОННОЙ ОПАЛУБКой ПРИ СТРОИТЕЛЬСТВЕ АЭС (ТЕЗИСЫ ДОКЛАДА)

Капустин Д.Е., Нуриев Р.Р. (аспиранты МГСУ), Красновский Р.О. (к.т.н.)
ЗАО «Институт»Оргэнергострой», г. Москва E-mail: kde90@bk.ru

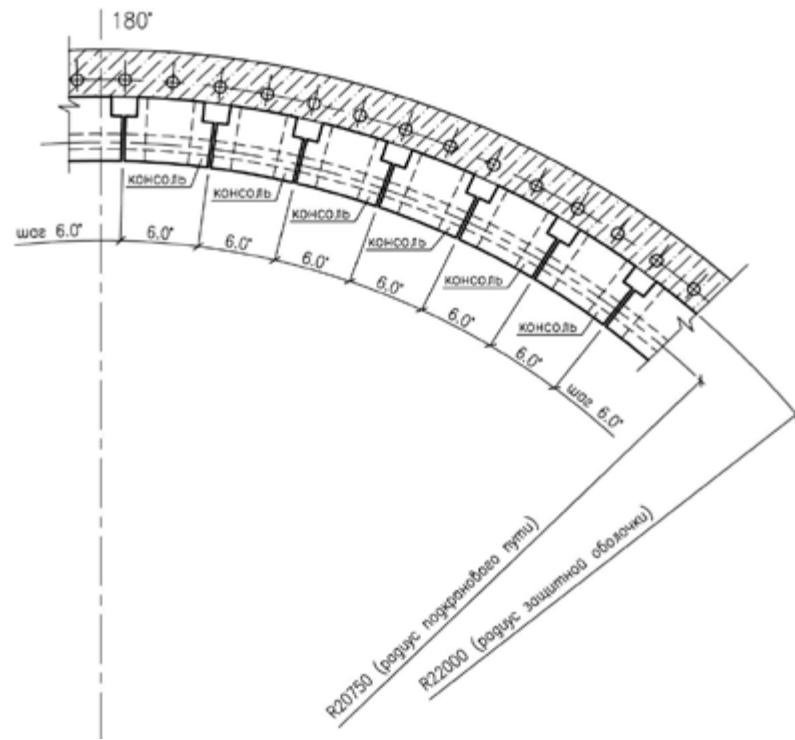


Рис. 1 Принципиально новая схема подкрановых металлоконструкций кругового крана гермозоны

В представляемой конструкции отсутствуют подкрановые балки, применяемые в предыдущих проектах, усилия от колёс крана передаются непосредственно на консоли через поставляемые с рельсом башмаки, на которые устанавливается подкрановый рельс. Шаг консолей уменьшен с тем учётом, чтобы при передвижении моста крана каждое колесо находилось на отдельном независимом элементе. Такое опирание колёс обеспечивает повышение безопасности: при повреждении одной из консолей, кран останется в проектном положении. Исключается возможность повреждения оборудования реакторного зала элементами крана при аварии.

Монтаж представляемых подкрановых металлоконструкций осуществляется в составе арматурного блока защитной оболочки в виде кольца, что позволяет добиться существенного сокращения сроков возведения здания реактора и начала монтажа оборудования реакторной установки (по сравнению с весьма трудоёмким монтажом подкрановых металлоконструкций, применённых в проекте НВАЭС-2 на 3-4 месяца).

Для обеспечения указанных выше требований по учёту сейсмического воздействия уровня МРЗ, был выполнен расчет с использованием программного комплекса Abaqus. В расчете было учтено взаимодействие металлических конструкций подкрановой консоли с железобетонными конструкциями внутренней защитной оболочки, в которой учитывались деформации от предварительного напряжения, а также внутреннего давления и температуры при запроектной аварии. Расчет так же выполнялся на комбинацию нагрузок от сейсмического и температурного воздействия при проектной аварии. Для правильного учета напряжений и деформаций в конструкциях была составлена подробная конечно-элементная модель консоли, насчитывающая более 320 тыс. элементов оболочки и сплошной среды. Материал был смоделирован с учетом нелинейного поведения, с изменяющимися свойствами при высоких температурах, возникающих при запроектной аварии.

Представляемые технические решения уже реализованы в технических проектах: «ВВЭР-ТОИ», «АЭС Аккую», «АЭС Куданкулам, энергоблоки 3 и 4», «АЭС Бушер, энергоблоки 2 и 3», «Курская АЭС-2», «Нижегородская АЭС-2», «Смоленская АЭС-2».

Список литературы:

- 1 НП-031-01 «Нормы проектирования сейсмостойких атомных станций».
- 2 ПиН АЭ - 5.6 «Нормы строительного проектирования АЭС с реакторами различного типа».
- 3 СП 16.13330.2011 «Стальные конструкции».
- 4 ОПБ-88/97, ПНАЭ Г-01-011-97, НП-001-97 «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций»

В настоящее время перед атомной энергетикой России поставлена задача сократить сроки возведения и ввода в эксплуатацию АЭС в 1,5-2 раза, одновременно повысив надежность конструкций при аварийных ситуациях. Для обеспечения конкурентоспособности России на внутреннем и внешнем рынке необходимо усовершенствовать технологию ведения строительного-монтажных работ при возведении энергоблоков. Перспективным проектом, отвечающим данным требованиям, является энергоблок типа ВВЭР-ТОИ. Одной из основных его особенностей является применение сборно-монолитного метода строительства с использованием армоблоков с несъемной сталефибробетонной опалубкой, изготавливаемых в заводских условиях, что позволяет сократить сроки сооружения (от первого бетона до физического пуска) с 70 до 40 месяцев и уменьшить стоимость установленной мощности.

Сокращение срока возведения строительных конструкций достигается за счет применения индустриальных методов строительства, при которых изготовление армоопалубочных блоков с несъемной сталефибробетонной опалубкой переносится со строительной площадки в заводские условия стройбазы, а на стройплощадке остается их монтаж и укладка в них монолитного самоуплотняющегося бетона. Входящая в состав армоопалубочного блока сталефибробетонная опалубка изготавливается, в отличие от традиционной технологии формования, без применения дорогостоящих стальных форм, ограничивающих номенклатуру выпускаемых изделий. Листы сталефибробетонной опалубки изготавливаются на поддонах из ламинированной фанеры, что позволяет получать высококачественную лицевую поверхность конструкции, не требующей дополнительной обработки перед нанесением защитных и дезактивационных покрытий.

Разработкой и усовершенствованием технологии изготовления армоопалубочных блоков, включая несъемную сталефибробетонную опалубку, в настоящее время занимается ЗАО «Институт «Оргэнергострой» [1, 2, 3]. В результате проведения научно-экспериментальных работ удалось подобрать оптимальный состав и технологию изготовления листов опалубки толщиной 15-30 мм, и показать, что она не только воспринимает давление укладываемой в армоблок бетонной смеси, но и работает совместно монолитным бетоном в период эксплуатации.

Прочностные и деформационные характеристики сталефибробетона позволяют использовать листы опалубки в качестве несущего конструктивного элемента, способного воспринимать сжимающие и растягивающие усилия, тем самым частично заменяя традиционное стержневое армирование. В области атомной энергетике это особенно актуально, т.к. расчетное количество арматуры значительно усложняет процесс бетонирования.

Применение опалубки из сталефибробетона позволяет в процессе укладки в армоблок бетонной смеси вести контроль качества укладки и степени ее уплотнения, используя ультразвуковой метод при сквозном прозвучивании, а также выявлять дефектные участки и устранять их в процессе бетонирования.

Важным вопросом, который необходимо решать при использовании технологии сборно-монолитного строительства, является обеспечение передачи усилий в стыках армоблоков от рабочей арматуры одного армоблока к другому. Одним из видов стыка в конструкциях армоблоков энергетических объектов является петлевой стык, предложенный из общих соображений в начале прошлого века академиком Г.П. Передерием для соединения гладких арматурных стержней отдельных элементов монолитных железобетонных конструкций в процессе бетонирования. Петлевой стык образуется при соединении двух и более арматурных каркасов путем перепуска встречных петель стержневой арматуры. При этом между стыкуемыми стержнями образуется бетонное ядро, через которое осуществляется передача усилий от одного каркаса другому. Бетонное ядро может армироваться дополнительно продольной арматурой.

Но как показал опыт изготовления армоблоков и монтажа фрагмента помещения такая технология имеет ряд недостатков. Основными из них являются: трудоемкость изготовления гнутых элементов, высокий процент армирования в стыках, способствующий зависанию бетонной смеси при ее укладке.

Альтернативой петлевым стыкам является применение для соединения стержней рабочей арматуры обжимных, болтовых или винтовых муфтовых соединений. Их основным недостатком является сложная и трудоемкая технология монтажа армоблоков на площадке, требующая высокой точности,

а также необходимость применения доборных опалубочных элементов, закрывающих стыки перед бетонированием.

Недостатки, присущие армоблокам с петлевыми и муфтовыми стыками, можно исключить за счет использования современных методов автоматизированной сварки и современных сварочных материалов. При этом плоские арматурные каркасы выполняются из рам из гнутых стальных уголков, объединяющих рабочую арматуру, а затем плоские армокаркасы объединяют в объемный каркас. На каркас крепят с помощью болтов и шпилек панели несъемной опалубки, обеспечивающие дополнительную жесткость конструкции. Болты и шпильками после бетонирования срезают либо к ним крепят технологическое оборудование.

Уголки рам армоблоков, установленных на площадке в проектное положение, соединяют между собой сваркой с помощью автоматического или полуавтоматического сварочного оборудования (каретки), что позволяет получить жесткий равнопрочный стык, обеспечивающий восприятие расчетных усилий. Сварной шов закрывают сталефибробетоном с использованием торкрет установки.

Список литературы

1. Красновский Р.О. и др. Перспективы возведения зданий и сооружений АЭС из армоблоков с несъемной фибробетонной опалубкой / В.А. Дорф // Атомное строительство. -2013.-№15. -С.21-27
2. Капустин Д.Е. и др. О применении несъемной сталефибробетонной опалубки / Рогачев К.В., Капустин А.Е. // Региональная архитектура и строительство.-Пенза: -2014. -№2. -С.102-109
3. Дорф В.А. и др. Железобетонные конструкции с несъемной сталефибробетонной опалубкой / Красновский Р.О., Капустин Д. Е. // Сборник трудов Бетон и железобетон – взгляд в будущее. III Всероссийская (II Международная) конференция по бетону и железобетону). -М: -2014.Том III. -С. 257-266

ОХЛАЖДЕНИЕ ПОМЕЩЕНИЙ АЭС БУШЕР-2 В ПЕРИОД МОНТАЖА ОБОРУДОВАНИЯ И ПУСКО-НАЛАДОЧНЫХ РАБОТ

Киреев Е.В.

АО «Атомэнергопроект», г. Москва

Сокращение сроков строительства является одной из основных задач при сооружении объектов атомной энергетики. Сроки сооружения напрямую зависят от производительности труда, а производительность в свою очередь зависит от благоприятных условий (производственной среды), в том числе от температурного режима в помещениях при производственном процессе.

Площадка АЭС «Бушер-2» расположена в тропическом климате. Средняя температура в жаркий период (7 месяцев) составляет порядка +30°C. Помещения АЭС нагреваются за счет притока горячего воздуха извне, как следствие нарушаются нормальные условия труда. Напомню, что в том числе и по этой причине АЭС «Бушер» строился 35 лет. Порой работы не велись в течение 6 месяцев. При сооружении

АЭС «Бушер-2» и других станций в подобных климатических условиях мы должны избежать подобных ошибок. Необходимо обеспечить температурный режим в помещениях на момент монтажа и ПНР на уровне + (21 – 23) °С в течении всего года, что в свою очередь повысит производительность труда и сократит сроки сооружения АЭС.

Для охлаждения помещений в летний период нами было предложено использование системы чиллер-фанкойл. Данная система кондиционирования является централизованной и многозональной. Теплоносителем между центральной охлаждающей машиной (чиллером) и локальными теплообменниками (фанкойлами) служит охлажденная жидкость, циркулирующая под относительно низким давлением. В качестве теплоносителя в тропическом климате можно использовать обыкновенную воду. Так же в состав системы входит трубная разводка, насосная станция и бак-компенсатор температурных расширений и запаса теплоносителя.

Преимущества данной системы:

- масштабируемость. Количество фанкойлов на центральную холодильную машину ограничено только ее производительностью;

- минимальный объем и площадь;
- практически неограниченное расстояние между чиллером и фанкойлами. Длина трасс может достигать сотен метров;
- стоимость разводки. Для связи чиллеров и фанкойлов используются водопроводные трубы;
- безопасность. Аварии трубной разводки внутри здания ограничены риском залива, который может быть уменьшен запорной арматурой.

Результаты расчета показали, что для охлаждения помещений АЭС «Бушер-2» общим объемом порядка 460 000 м³ необходимо 8 чиллеров холодопроизводительностью 496 кВт, с общей потребляемой мощностью 1280 кВт.

КОНЦЕПЦИЯ ТРЕХКОНТУРНОЙ АЭС С СВБР-100

Баланцев Е.А.

АО «АТОМПРОЕКТ», г. Санкт-Петербург

E-mail: e.balantsev@atomproekt.com

Концепция трехконтурной реакторной установки (РУ) со свинцово-висмутовым быстрым реактором (СВБР): вместо сепараторов – парогенераторы, 2-ой и 3-ий контуры с водой под давлением, в 3-ем контуре – вода с фазовым переходом (см. рисунок 1).

Преимущества перед двухконтурной схемой (см. рисунок 2):

1. Не требуется аварийная подпитка сепараторов водой → не требуются баки с запасом воды и насосы, запитанные от системы аварийного электроснабжения (на данном этапе проектирования вопрос об аварийной подпитке сепараторов остается открытым);

2. На паропроводах не требуется арматура со сверхбыстрым срабатыванием во избежание потери теплоносителя (рабочего тела) при разрывах главного парового коллектора (ГПК) или паропроводов;

Разгерметизация и течь трубопровода 2-го или 3-го контура не приводит к опасной потере теплоносителя (рабочего тела) и, как следствие, потери связи реактора с баками системы пассивного отвода тепла (СПОТ). Фактически, при течи трубопровода 2-го контура, теряется одна петля из четырех и расхолаживание реактора будет осуществляться через оставшиеся три. При течи трубопровода 3-го контура потеря рабочего тела не нарушает связи реактора с баками СПОТ → на расхолаживании РУ не сказывается;

3. Не требуется поддержание водно-химического режима (ВХР) во всех трубопроводах от реактора до машзала (а это нержавеющая сталь, углеродистая сталь, выпаривание в сепараторах) на уровне, удовлетворяющем работе в первую очередь РУ → ВХР для 2-го и 3-го контуров будет свой;

4. При 3-контурной схеме в случае межконтурной течи в испарителях (в составе моноблока реакторного) с образованием парогазовой смеси в газовом объеме моноблока реакторного (МБР), в 1-ый контур попадает максимум водяной объем одной петли 2-го контура, при том процесс этот протекает до выравнивания давлений в 1-ом и 2-ом контурах. В случае же 2-контурной схемы в 1-ый контур будет поступать объем воды со всех 4 петель контура многократной принудительной циркуляции (КМПЦ), а так же из сепараторов, паропроводов и трубопроводов питательной воды до момента срабатывания арматур на паропроводах и трубопроводах питательной воды (так как имеют общий ГПК); после срабатывания – из аварийной петли КМПЦ, соответствующего сепаратора и прилегающих к сепаратору участков паропроводов и трубопроводов питательной воды до арматур включительно.

5. Три контура позволяют варьировать параметры среды во 2-ом и 3-ем контурах отдельно, вплоть до получения высоких значений перегрева пара, поступающего на турбину (при условии организации перегрева);

6. Вероятное распространение наведенной активности (с продуктами коррозии, подвергающимися воздействию ионизирующего излучения при прохождении теплоносителя через испарители внутри МБР) в случае 3-контурной компоновки ограничивается петлями 2-го контура.

В противном случае, реализуя РУ с СВБР-100 по двухконтурной схеме, есть риск получить более дорогую установку в виду дополнительных систем, типа аварийной подпитки сепараторов, с сомнительной безопасностью и вероятным «расползанием» наведенной активности в течение срока эксплуатации.

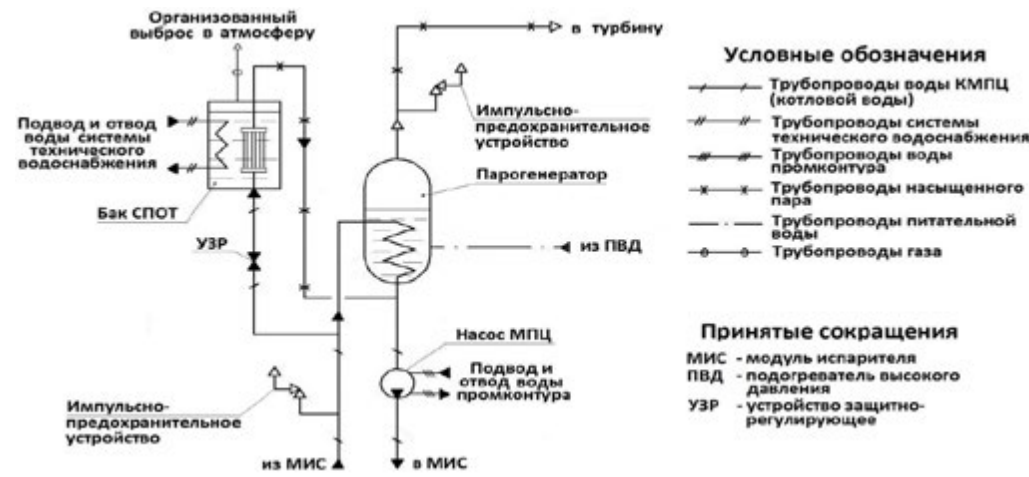


Рис. 1 – Предлагаемые изменения схемы РУ с СВБР-100 (показана одна петля)

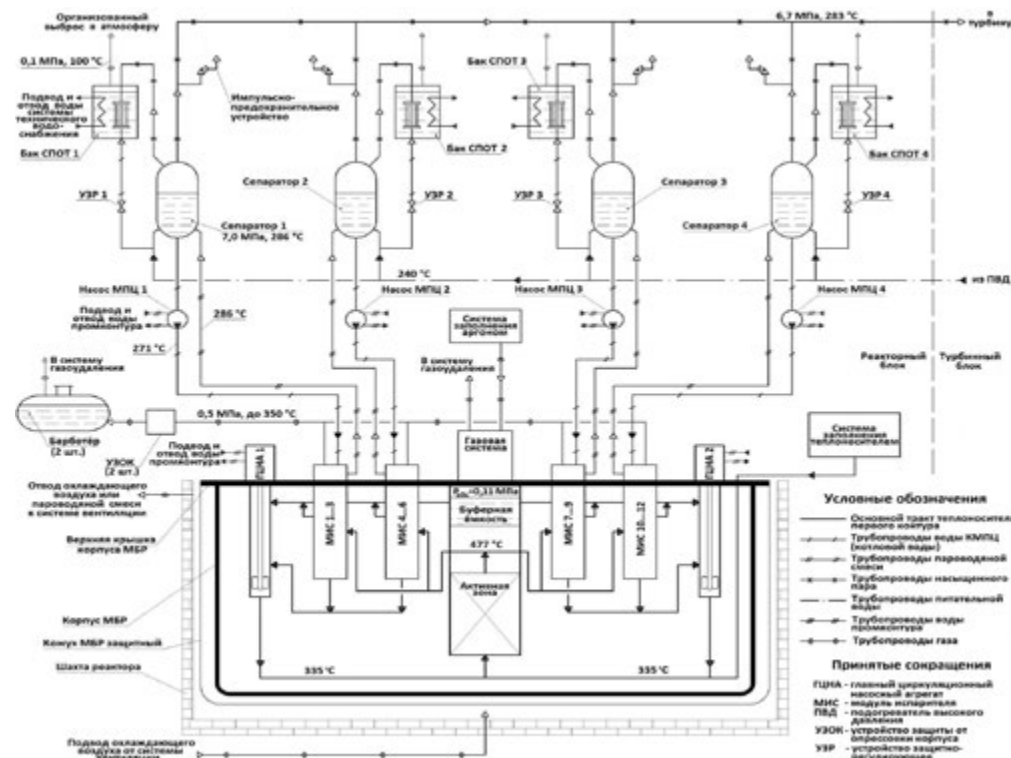


Рис. 2 – Принципиальная схема двухконтурного проекта РУ с СВБР-100

ВЛИЯНИЕ ДИАГРАММЫ БЕТОНА « σ - ϵ » НА РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА ЖЕЛЕЗОБЕТОННОГО ЭЛЕМЕНТА ПО НЕЛИНЕЙНОЙ ДЕФОРМАЦИОННОЙ МОДЕЛИ

Семенов Д.А.¹

¹АО «АТОМПРОЕКТ», г. Санкт-Петербург

E-mail: spb.rcsoft@gmail.com

Связь между напряжениями σ и деформациями ϵ в каждой точке нормального сечения железобетонного элемента принимается по расчетным диаграммам состояния материала « σ - ϵ ». Для расчета сечений в [1] применяются двух- и трехлинейная диаграмма бетона, в [2] - криволинейная, в [3] - криволинейная с ниспадающей ветвью, которые обозначены как СП2х, СП3х, ЕС2 и МС10 соответственно, см. Рис. 1.

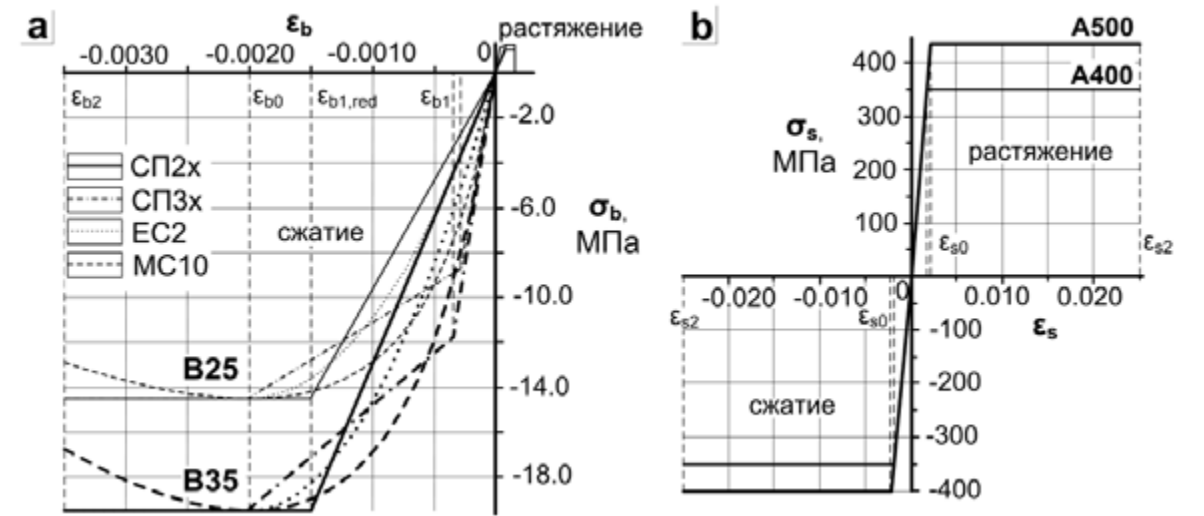


Рис. 1 – Диаграммы деформирования при кратковременном действии нагрузки: (а) – бетон В25 и В35; (б) арматура класса А400 и А500

В работе произведена оценка влияния диаграммы бетона « σ - ϵ » на напряженно-деформированное состояние (НДС) нормального сечения изгибаемого железобетонного элемента с одиночным армированием при уровне внешней нагрузки в диапазоне от упругой до предельной стадии работы. Дополнительно рассмотрена возможность использования диаграмм бетона из европейских норм [2] и рекомендаций [3]. В нелинейной деформационной модели гипотеза плоских сечений принимается справедливой для средних на шаге трещин $L_{cr,c}$ деформаций сечения $\epsilon_{sp}(y,z)$ при любом уровне нагрузки, см. Рис.2.

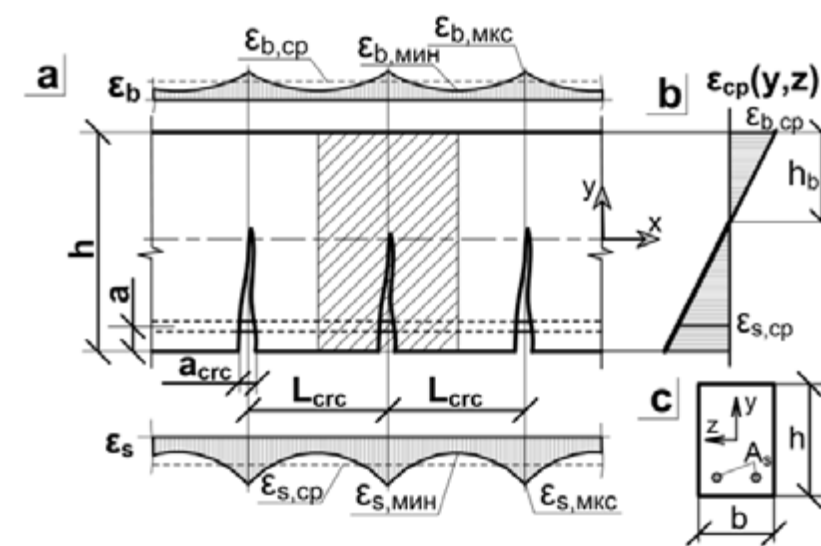


Рис. 2 – Изгибаемый стержневой элемент: (а) – распределение фактических деформаций ϵ_b и ϵ_s ; (б) – гипотеза плоских сечений для средних на шаге трещин деформаций; (с) – поперечное сечение элемента.

Для заданного уровня нагрузки из решения системы уравнений статического равновесия (1)..(3) находится распределение нормальных напряжений $\sigma(y,z)$ и соответствующее ему положение плоскости $\epsilon_{sp}(y,z)$.

$$\iint_A \sigma_b(y, z) dydz + \sum_{i=1}^n \sigma_s(y_i, z_i) \cdot \frac{\pi}{4} \cdot d_{s,i}^2 = N \quad (1)$$

$$\iint_A \sigma_b(y, z) \cdot z dydz + \sum_{i=1}^n \sigma_s(y_i, z_i) \cdot \frac{\pi}{4} \cdot d_{s,i}^2 \cdot z_i = M_y \quad (2)$$

$$\iint_A \sigma_b(y, z) \cdot y dydz + \sum_{i=1}^n \sigma_s(y_i, z_i) \cdot \frac{\pi}{4} \cdot d_{s,i}^2 \cdot y_i = M_z \quad (3)$$

где $\sigma_b(y,z)$ – функция распределения напряжений в бетоне (его сжатой и растянутой части); $\sigma_s(y_i,z_i)$ – напряжения в i -том арматурном стержне; n – количество арматурных стержней,

d_i – диаметр i -го стержня; N, M_y, M_z – значения внешней нагрузки, действующей в рассматриваемом сечении.

Оценка влияния вида диаграммы бетона на НДС сечения осуществлена путем параметрического анализа, в ходе которого варьировались входные параметры деформационной модели: h/b в диапазоне $1.0 \div 2.0$, $\mu\% 0.5 \div 2.0$, класс бетона В25 \div В35, класс арматуры

А400 \div А500, вид диаграммы бетона – СП2х, СП3х, ЕС2, МС10. Отношение величины защитного слоя к высоте сечения принято постоянным $a/h=0.015$, принята двухветвевая диаграмма арматуры. Прочностные и деформационные параметры материалов приняты по первой группе предельных состояний при кратковременном действии нагрузки в соответствии с [1].

В общей сложности произведено 1400 расчетов системы уравнений (1)..(3), области значений средней деформации арматуры ε_s и средней кривизны сечения $1/\rho$ приведены на рис.3

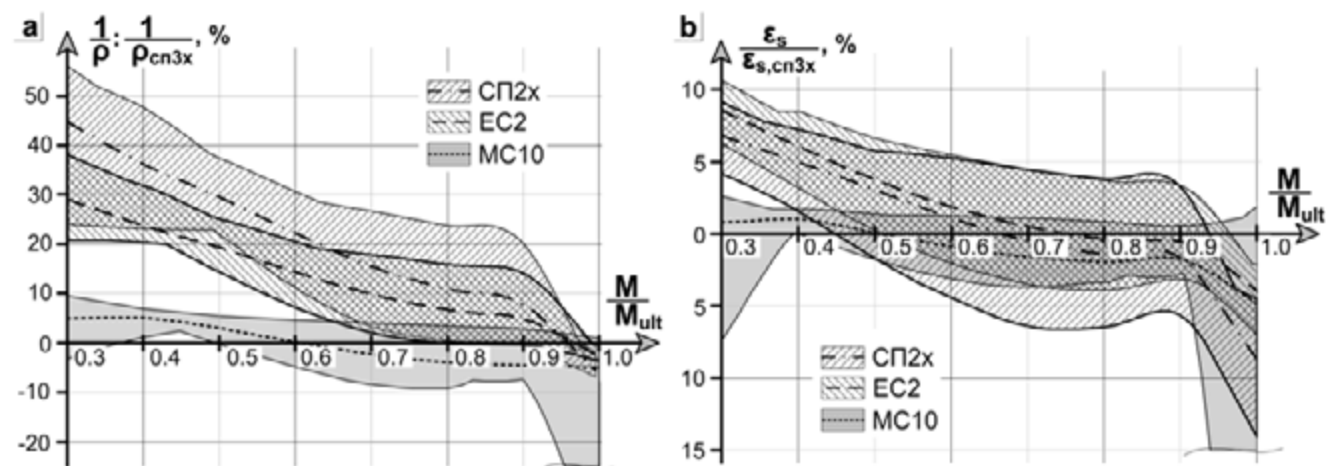


Рис. 3 – Варьирование типа диаграммы бетона: (а) - приведенная кривизна сечения; (б) - приведенная деформации арматуры.

По результатам выполненного параметрического анализа установлено:

1. Для расчета прочности сечения по деформационной модели может быть использована любая из рассмотренных диаграмм бетона « σ - ε » без потери надежности.
2. Для расчетов по второй группе предельных состояний по российским нормам [1] рекомендуется выбрать трехлинейную диаграмму бетона.
4. Различия между диаграммами СП3х и МС10 в части параметров НДС сечения на эксплуатационной стадии работы, предельного момента и момента трещинообразования находятся в рамках инженерной погрешности.
5. Диаграмма МС10 может использоваться в инженерной практике без нарушения требований [1].

Список литературы

1. СП 63.13330.2012. Бетонные и железобетонные конструкции. Основные положения. Актуализированная редакция СНИП 52-01-2003. – М.: 2012. – 155 с.
2. EN 1992-1-1:2004. Eurocode 2: Design of concrete structures – Part 1-1: General rules and rules for buildings. – Brussels: 2004. – 225 p.
3. Fib Model Code for Concrete Structures 2010. Ernst & Sohn. 2013. – 434 p.

ВЕРОЯТНОСТНЫЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ ВТОРОГО УРОВНЯ ВВЭР-ТОИ

Чекин А.А., Байкова Е.В., Левин В.Н., Шишина Е.С.
АО «Атомэнергопроект», г. Москва

Вероятностный анализ безопасности первого и второго уровней дает комплексную качественную и количественную оценку безопасности проекта.

Основной целью вероятностного анализа безопасности второго уровня является определение частоты тяжелых выбросов, значение которой согласно ОПБ-88/97 должно составлять менее $1E-07$ на реактор в год [1].

В качестве методологической основы для разработки ВАБ-2 используется подход, описанный в руководстве РБ04409 «Основные рекомендации к вероятностному анализу безопасности уровня 2 атомных станций с реакторами типа ВВЭР» [2].

На начальной стадии разработки базового проекта ВВЭРТОИ в рамках ВАБ-2 рассматривались только внутренние инициирующие события при работе блока на номинальном уровне мощности.

При выполнении ВАБ-2 были выполнены следующие задачи:

- преобразование результатов ВАБ-1 в исходные данные ВАБ-2 (интерфейс ВАБ1 и ВАБ2), включая составление перечня состояний с повреждением источника радиоактивности и оценку их частот;
- анализ надежности систем безопасности, выходящих за рамки ВАБ-1, включая выявление отказов общего вида, а также зависимостей от систем, рассматриваемых в ВАБ-1;
- исследование тяжелых запроектных аварий, как на внутрикорпусной, так и на внекорпусной стадии;
- определение основных категорий аварийных выбросов и радиационных последствий аварий;
- анализ и моделирование аварийных последовательностей, характеризующих развитие аварии в герметичной оболочке (деревья событий защитной оболочки, включая определение вероятностей феноменологических событий);
- выполнение количественных оценок, включая определение частоты превышения предельного аварийного выброса;
- анализ результатов и оценка уровня безопасности проекта.

Инициирующие события, обусловленные внутренними воздействиями и вызванные характерными для площадки АЭС внешними воздействиями, учитываются на следующих стадиях разработки ВАБ, применительно к конкретному проекту энергоблока.

Список литературы

1. НП001-97 (ПНАЭ Г-01-011-97) Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ-88/97, Госатомнадзор России, 1997 г.
2. РБ04409 Основные рекомендации к вероятностному анализу безопасности уровня 2 атомных станций с реакторами типа ВВЭР. Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, Москва, 2009 г

ПАДЕНИЕ БОЛЬШОГО КОММЕРЧЕСКОГО САМОЛЕТА НА ЗДАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС. СЦЕНАРИИ ВЗРЫВА И ГОРЕНИЯ ТОПЛИВА

Волкова Л.В.

АО АТОМПРОЕКТ, г. Санкт-Петербург
E-mail: l_volkova@su.spbaep.ru

Современные условия требуют от строительства ответственных объектов соблюдать все более жесткие требования, а строительным конструкциям необходимо выдерживать все большие нагрузки. Значительные и всем известные аварии на Чернобыльской АЭС, на АЭС «Фукусима-1» в Японии только подчеркивают важность расчетов строительных конструкций на особые воздействия. В последнее время все чаще появляется требование рассматривать падение большого коммерческого самолета как особое воздействие. В докладе рассматривается падение большого коммерческого самолета на проектируемое здание безопасности АЭС, в частности, последствия взрыва и горения авиационного топлива.

При крушении самолета необходимо учитывать [1] последствия сброса топлива :

- Горение топлива за пределами самолета
- Взрыв топлива за пределами зданий
- Попадание продуктов горения в систему вентиляции
- Попадание топлива в здания через нормальные отверстия, образовавшиеся в результате крушения дыры, а также в виде аэрозолей, в результате испарения разлившегося авиационного топлива.

В докладе рассмотрены возможные сценарии попадания топлива и его аэрозолей в здание безопасности: через нормальные отверстия и дыры, образованные в результате крушения. В здании безопасности запроектирован защитный короб из утолщенных стен для поддержания радиационной защиты при крушении большого коммерческого самолета. Стены и плита перекрытия короба являются внутренними несущими конструкциями, имеют дверные проемы и вентиляционные отверстия.

Рассмотрены два возможных сценария развития событий:

1. Падение самолета на здание под углом 10 градусов к горизонту. При падении самолет пробивает наружные стены, обломки самолета и часть авиационного топлива долетает до утолщенной стены. Таким образом через проемы и отверстия топливо и аэрозоли проникают внутрь здания.

2. Падение самолета вблизи без повреждения строительных конструкций здания безопасности. При крушении вблизи возможен разлив топлива вдоль стен здания безопасности. Топливо в виде аэрозолей через вентиляционные отверстия всасывается внутрь защищенных помещений.

Для минимизации вероятности попадания топлива в здание по первому сценарию необходимо провести ряд изменений. Исходя из возможностей внесения изменений, можно применить различные подходы. При наличии возможности глобального пересмотра концепции здания - изменение конструкции защитного короба на, утолщение наружных стен (расширение защищенной зоны), проектирование дополнительной защитной конструкции для вентиляционных отверстий. При отсутствии возможности внесения глобальных изменений - проектирование дополнительного механического барьера от пробивания внешних стен. По предварительным расчетам необходим барьер из трех несущих стен суммарной толщиной 1500 мм, однако, данная тема требует дальнейшей проработки.

Для минимизации вероятности попадания топлива в здание через отверстия забора воздуха по второму сценарию необходимо переместить вентиляционные отверстия. В [2] рассмотрены различные сценарии развития событий горения, разлива и испарения топлива при худших погодных условиях. Исследователи показали, что у отверстий, расположенных выше 13 метров от поверхности разлива топлива не образуется аэрозольного облака достаточной для воспламенения концентрации. Согласно этому утверждению, предлагается перенести отверстия забора воздуха выше 13 метров от возможных поверхностей разлива топлива.

В докладе описаны принципы минимизации вероятности попадания топлива и его аэрозолей в здание безопасности. Данные принципы можно применять ко всем зданиям, рассчитываемым на удар от крушения самолета, еще на этапе предварительного проектирования.

Список литературы

- 1 Серия норм безопасности, № NS-G-3.1. Внешние события техногенного происхождения в оценке площадки для атомных электростанций. Международное агентство по атомной энергии. Вена. 2004.
- 2 Комаров А.А., Казеннов В.В., Мишуев А.В. Технический отчет по теме: «Анализ влияния взрывов топливно-воздушных смесей, образующихся при падении воздушных судов, на безопасность ЛАЭС-2», МГСУ, Москва, 2014.

СОКРАЩЕНИЕ НЕСООТВЕТСТВИЙ ПРИ ВВОДЕ В ЭКСПЛУАТАЦИЮ ЭНЕРГБЛОКОВ АЭС

Гилязетдинов А.Г.
АО «Атомтехэнерго», г. Москва
E-mail: gilyazetdinov@atech.ru

В процессе пусконаладочных работ на вводимых энергоблоках АЭС, в особенности на пилотных, является большое количество различных несоответствий, а именно:

- строительно-монтажных работ;
- проектной документации;
- оборудования.

Эти несоответствия непосредственно влияют на увеличение сроков ввода энергоблоков в эксплуатацию и помимо времени, требуют дополнительных материальных затрат на их устранение, что неминуемо приводит к удорожанию энергоблока в целом.

Например, на этапе ввода в эксплуатацию энергоблока №4 Калининской АЭС было выявлено 2832 несоответствия, из которых 621 требовало разработки специальных организационных мероприятий, из которых:

- несоответствий строительно-монтажных работ – 34%;
- несоответствий проектной документации – 35%;
- несоответствий оборудования – 31%.

Ввиду слабой реализации обратной связи между проектирующими и эксплуатирующей организациями, опыт принятых решений при устранении несоответствий может быть не учтен в последующих проектах.

Для уменьшения количества строительно-монтажных несоответствий на новых блоках, предлагаются следующие шаги:

- изменить практику тематического планирования СМР с системы освоения финансовых средств и выполнения физических объемов на систему учета технологической потребности и очередности завершения монтажа систем и оборудования для начала выполнения на них ПНР;
- изменить систему оплаты монтажных работ, основанную не на освоении объемов, а на заинтересованности монтажных организаций в скорейшей передаче систем и оборудования в ПНР, например, оплата 30% стоимости работ по системе только после передачи ее в ПНР;
- привлечение головной пусконаладочной организации (генподрядчика по ПНР) к тематическому планированию СМР для установления связи между очередностью строительно-монтажных работ и технологической потребностью к этапам ПНР.

Для уменьшения количества проектных несоответствий предлагается:

- разработка детального проекта по организации пусконаладочных работ и ввода в эксплуатацию энергоблоков АЭС;
- новые проекты подвергать анализу на предмет учета в них опыта эксплуатации, а также проектных несоответствий, выявленных при вводе в эксплуатацию предыдущих энергоблоков;
- привлекать головную пусконаладочную организацию (генподрядчика по ПНР) к разработке графика сооружения энергоблока с тем, чтобы увязать между собой заказ материалов и оборудования с технологической потребностью к этапам ПНР.

Для уменьшения количества несоответствий оборудования предлагается привлекать персонал головной пусконаладочной организации к приемочным испытаниям оборудования непосредственно на заводе-изготовителе для корректировки и уточнения объемов испытаний, а также приемочных критериев.

Указанные мероприятия позволят сократить реальные сроки ввода в эксплуатацию энергоблоков АЭС и последующие эксплуатационные расходы на устранение недостатков оборудования и монтажа.

Список литературы

- 1 Дерий В.П., Шестаков Н.Б.: Итоговый отчет о пуске энергоблока №4 Калининской АЭС / АО «Атомтехэнерго» – Удомля, 2012. – 965 с.

УЧЁТ ОПЫТА ПРОВЕДЕНИЯ ГИДРАВЛИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ ОБОРУДОВАНИЯ И ТРУБОПРОВОДОВ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ СИСТЕМ В ПРОЦЕССЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ В ПРОЕКТАХ СОВРЕМЕННЫХ АЭС

Иванов А.И.,
АО «Атомпроект», г. Санкт-Петербург
E-mail: ai_ivanov@pnr.spbaep.ru

В соответствии с ПНАЭ Г-7-008-89 испытаниям подвергаются трубопроводы и оборудование АЭС, которые работают под давлением, (включая гидростатическое) и вакуумом. Гидравлические (пневматические) испытания проводятся после изготовления, после монтажа и периодически в процессе эксплуатации. Технология проведения и параметры ГИ(ПИ) для трубопроводов систем 1-3 класса безопасности по ПНАЭ Г-01-011-97(ОПБ 88/97) представлены в Комплексной программе ГИ оборудования и трубопроводов(далее-КПГИ), которую разрабатывает генеральный проектировщик АЭС.

Нижняя граница давления ГИ (ПИ) рассчитывается в соответствии с п.5.2 ПНАЭ Г-7-008-89 исходя из значения максимально возможного рабочего давления. В составе технологических систем энергоблоков АЭС (находящихся в эксплуатации, а также проектируемых), часто применяются емкости, работающие при атмосферном давлении. При этом трубопровод, подводящий среду в бак, как правило, имеет значение рабочего давления выше атмосферного. В соответствии с ПНАЭ Г-7-008-89 границей участков с разными значениями испытательного давления может являться запорная арматура или сварной шов приварки трубопровода (штуцера). При отсутствии арматуры на трубопроводе на подачи среды в бак, контур ГИ создаётся с помощью заглушек, устанавливаемых в баках с внутренней стороны.

Оборудование и трубопроводы систем 3 класса безопасности по ОПБ 88/97, таких как система переработки трапных вод (КРФ) или система хранения жидких радиоактивных отходов (КРК), системы спецканализации здания реактора (КТФ) и др. (далее – «грязные») содержат радиоактивные и/или агрессивные среды.

Величина наведенной радиоактивности металла оборудования «грязных» систем предположительно возрастёт в процессе эксплуатации, что приведёт к увеличению объёма дезактивирующих растворов, трапных вод, которые должны быть нейтрализованы и переработаны (т.е. затраты на проведение ГИ при освидетельствовании в процессе эксплуатации предположительно возрастут). Подготовка бака перед установкой заглушек занимает продолжительное время, а также приводит к увеличению дозовых нагрузок на эксплуатирующий персонал АЭС.

В целях учёта опыта проведения ГИ в процессе эксплуатации оборудования и трубопроводов систем, содержащих радиоактивные среды в проектах энергоблоков АЭС (в частности – в проекте ЛАЭС-2), загрузки эксплуатирующего персонала от разработки отступлений от ПНАЭ Г-7-008-89, предлагается откорректировать ПНАЭ Г-7-008-89. Вместо установки заглушек в баках для ГИ систем, содержащих радиоактивные среды, предлагается:

- ГИ баков и неотключаемых участков трубопроводов до первой запорной арматуры проводить наливом воды до максимального уровня в баке при условии, что указанные участки подвергались ГИ(ПИ) испытательным давлением после монтажа;
- ГИ баков проводить наливом с визуальным осмотром металла сварных соединений и выдержкой в течение четырех часов;
- ГИ трубопроводов рециркуляции атмосферных баков.

Технология ГИ проливом позволит сократить дозовую нагрузку на персонал стоимость и время проведения ГИ в ходе технического освидетельствования.

Для обоснования таких отступлений требуются исходные данные об эксплуатации «грязных» систем на энергоблоках АЭС: о накопленной радиоактивности металла баков, трудоёмкости подготовки бака к техническому освидетельствованию.

Список литературы

- 1 Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ-88/97). НП-001-97 (ПНАЭ Г-01-011-97).
- 2 Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. ПНАЭ Г-7-008-89.

МЕТОДИКА АНАЛИЗА ЗАПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ ДЛЯ БАЛАКОВСКОЙ АЭС

Морозов В.Б., Барсуков А.Ф., Минибаев Р.Ф.
АО «Атомэнергопроект»

Цель разработки представительного перечня запроектных аварий (ЗПА) – создание наиболее полного перечня сценариев аварийных режимов (каждый из которых представляет определенную группу таких режимов, сходных по протеканию аварии и предполагаемым последствиям) для последующего детерминистического анализа. Методы, применяемые для составления указанного перечня должны учитывать основные положения и определения основополагающего документа в области обеспечения безопасности АС- ОПБ-88/97.

В соответствии с ОПБ-88/97 под ЗПА понимается авария, вызванная не учитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными по сравнению с проектными

ми авариями отказами систем безопасности сверх единичного отказа, реализацией ошибочных решений персонала. Целью подобного анализа для сценариев, при которых предполагается отсутствие тяжелого повреждения активной зоны, может явиться либо уточнение конечного состояния, либо определение возможных средств и действий персонала по управлению аварией, либо уточнение запасов времени на действия персонала.

В рассматриваемой работе перечень ЗПА составляется на основе ВАБ первого и второго уровней для различных категорий ИС (внутренние, площадочные, внешние) и полного набора эксплуатационных состояний.

В работе выполнен анализ сценариев аварий, не приводящих к повреждению активной зоны, при работе на мощности, для стояночных режимов, вызванных внешними ИС природного и техногенного характера, вызванных сейсмическими взаимодействиями, внутривысотными пожарами и затоплениями при работе на мощности, и для тяжелых аварий. На основе выполненного анализа предложен предварительный перечень кандидатов ЗПА.

ВЫБОР И ОБОСНОВАНИЕ КОНСТРУКТИВНОГО ИСПОЛНЕНИЯ ЗДАНИЙ ТУРБИН АЭС

Волкодав И.А., Кулаков А.В., Тимченко В.С.
АО «АТОМПРОЕКТ», г. Санкт-Петербург
E-mail: v_timchenko@su.spbaer.ru

В настоящее время в мире эксплуатируются 192 АЭС с 438 энергоблоками, 67 энергоблоков находятся в стадии строительства [1]. При всем разнообразии условий строительства (грунтовые условия, сейсмичность площадок и др.) возможно выделить несколько вариантов конструктивного исполнения надземной части зданий турбин:

Вариант 1 – из монолитного железобетона до отметки низа ферм покрытия (Ленинградская АЭС-2 (РФ), Тяньваньская АЭС (Китай), АЭС Куданкулам (Индия), АЭС Бушер (Иран), БАЭС бл.4 (РФ), АЭС Белене, вариант 2 (Болгария), АЭС Агуча (Аргентина));

Вариант 2 – из монолитного железобетона до отметки обслуживания и из металлических конструкций - выше отметки обслуживания (АЭС Олкилуото-3 (Финляндия), АЭС Фламанвиль (Франция), АЭС Тайшань (Китай), АЭС Джайтапур (Индия), Хинкли-Пойнт АЭС (ВБР));

Вариант 3 – из монолитного железобетона в подземной части и из металлических конструкций в надземной (АЭС Вогтл-3,4 (США), АЭС Санмен (Китай), Нововоронежская АЭС-2 (РФ), АЭС Белене, вариант 1 (Болгария, стадия проект)).

За последние 20 лет в АО «АТОМПРОЕКТ» спроектированы здания турбин в монолитном железобетоне (Вариант 1) для Ленинградской АЭС-2 бл.1, 2, Белорусская АЭС бл.1, 2, Белоярская АЭС бл.4, Тяньваньская АЭС бл.1, 2.

При проектировании Ленинградской АЭС-2 бл.3 и 4, АЭС с РУ БН-1200 и АЭС Ханхикиви-1 в АО «АТОМПРОЕКТ» исследуется возможность частичного исполнения зданий турбин в металлических конструкциях.

По результатам проведенных исследований по всем рассматриваемым АЭС получена либо равнозначность вариантов, либо предпочтительность железобетонного варианта по критерию затрат. По критерию сроков возведения предпочтителен вариант с применением металлоконструкций. По критерию влияния на стоимость оборудования предпочтительным является вариант с применением железобетонных конструкций.

Например, при проектировании здания турбины АЭС с РУ БН-1200 (НИР «Проведение комплекса НИ-ОКР в обоснование разработки реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем» по теме «Оптимизация конструктивных и планировочных решений главного корпуса энергоблока») рассматривались Вариант 1 и Вариант 2 конструктивного исполнения надземной части здания.

На основании разработанных информационных и расчетных моделей согласно [2] произведена технико-экономическая оценка с учетом стоимости строительно-монтажных работ и основных этапов жизненного цикла зданий турбин.

В ходе исследования выявлены преимущества и недостатки рассматриваемых вариантов (таблица 1).

Вариант 1	Вариант 2
Преимущества	
Увеличение жесткости каркаса за счет наличия железобетонных монолитных стен	Снижение массы каркаса здания
Большее затухание колебаний в бетоне по сравнению с металлом	Сокращение сроков основных строительно-монтажных работ
Гарантированное обеспечение требуемой огнестойкости исполнением несущих конструкций в монолитном железобетоне	Снижение затрат на демонтаж конструкций
Снижение стоимости основного технологического оборудования вследствие снижения уровней сейсмических нагрузок	Высокая оборачиваемость металлоконструкций после демонтажа
Недостатки	
Увеличение затрат на демонтаж конструкций	Снижение жесткости каркаса
Значительна масса каркаса	Повышение стоимости основного технологического оборудования в связи с повышением уровней сейсмических нагрузок
Увеличение сроков основных строительно-монтажных работ	Значительные затраты на устройство и обновление огнезащиты металлоконструкций

По результатам расчетов поэтажных спектров отклика, выполненных коллективом АО «АТОМПРОЕКТ», сейсмические горизонтальные ускорения оборудования на всех отметках здания для Варианта 2 превышают соответствующие ускорения для Варианта 1 в 1.2-2.6 раза.

Согласно результатам произведенной сравнительной технико-экономической оценки увеличение приведенных затрат для Варианта 2 с учетом устройства и обновления огнезащиты составит 55,5% без учета и 1,5% с учетом демонтажа строительных конструкций на этапе вывода из эксплуатации.

По результатам сравнительной технико-экономической оценки вариантов, Вариант 1 является предпочтительным с учетом следующих факторов:

- сокращение сроков строительства по Варианту 2 не имеет существенного положительного эффекта, поскольку работы по возведению здания турбины не лежат на критическом пути сетевого графика строительства;
- снижение массы каркаса в Варианте 2 приводит к меньшему снижению результирующих уровней сейсмических ускорений, чем повышение его общей жесткости в Варианте 1;
- снижение уровней сейсмических нагрузок (поэтажных сейсмических ускорений) в Варианте 1 приводит к снижению стоимости основного технологического оборудования.

Список литературы

1 Power Reactor Information System [Электронный ресурс] – официальный сайт МАГАТЭ. Режим доступа: <http://www.iaea.org/pris/> свободный. – Загл. с экрана.

2 Экономическая эффективность применения конструкций из различных материалов: (в промышленных зданиях и сооружениях) / [В.С. Сарычев, Р.Ч. Валеев, Т.А. Дунаева и др.]; Госстрой СССР. Научно-исследовательский институт экономики строительства; [под ред. В.С. Сарычева]. – М.: Стройиздат, 1971.–191, [1]с.

ПРОЕКТ ГРАДИРЕН ДЛЯ АЭС «РУППУР»

Мошков Кирилл Владимирович
АО «АТОМПРОЕКТ», г. Санкт-Петербург

Отделом Технического Водоснабжения АО «АТОМПРОЕКТ» выполнен проект градирен для проекта АЭС «Руппур» (Народная Республика Бангладеш). Площадка АЭС расположена на восточном берегу реки Ганг в поселении Руппур в округе Пабна, примерно в 160 километрах от столицы Бангладеш Дакки. Предложение по организации технического водоснабжения включает в себя вентиляторные испарительные градирни для системы охлаждающей воды ответственных потребителей, а также башенную испарительную градирню для охлаждения конденсаторов турбоустановки.

Для охлаждения ответственных потребителей АЭС «Руппур» для каждого блока предлагается по четыре вентиляторных испарительных градирни, по две для каждого канала безопасности с учетом 100% резервирования. Градирни предназначены для отвода тепла от ответственных потребителей технической воды при работе блока на мощности, штатном разогреве, плановом и аварийном расхолаживании, а также отвода остаточных тепловыделений и охлаждения ими потребителей, участвующих в преодолении аварий.

Выбор параметров вентиляторных градирен определяется тепловыми нагрузками на систему во всех режимах эксплуатации энергоблока, включая максимальную проектную аварию.

Проектные характеристики вентиляторных градирен (габаритные размеры одной секции, количество секций, тип и высота оросительного устройства, параметры вентиляторного оборудования) должны определяться теплогидравлическими расчетами всех режимов работы системы исходя из необходимости обеспечения расхолаживания реакторной установки в режиме максимальной проектной аварии при температуре охлаждающей воды, подаваемой в реакторное отделение, не выше +33° С. При нормальной эксплуатации работе находится один любой канал системы и вся тепловая нагрузка может поступать на одну из вентиляторных градирен.

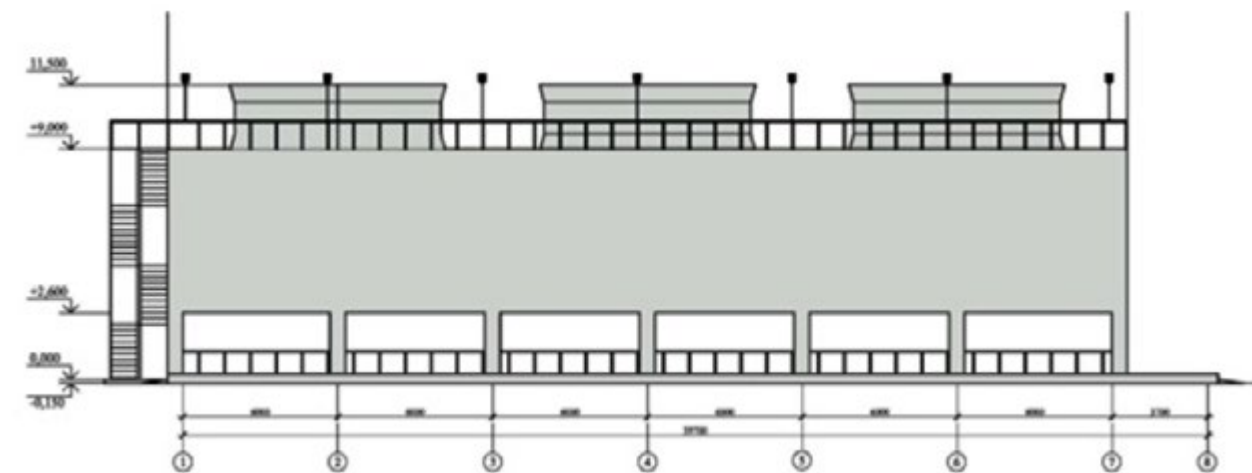


Рис. 1 Общий вид вентиляторной градирни

По результатам расчетов было предложено следующее решение: для одного энергоблока предлагается четыре трёхсекционные вентиляторные градирни. Размер одной секции вентиляторной градирни в плане – 12x12 м, высота воздухоподводящих окон – 2,6 м, градирня оборудована вентилятором диаметром 8 м и диффузором высотой 2,5 м.

Рисунок 1. Общий вид вентиляторной градирни

Градирня представляет собой прямоугольное в плане полузаглубленное сооружение из монолитного железобетона. Сооружение градирни включает подземный резервуар для сбора и запаса охлажденной воды, а так же надземную часть, включающую несущие и ограждающие конструкции (стены, элементы каркаса), водоохлаждающее устройство, вентиляторы и диффузоры. Подземная часть градирни представляет собой монолитную железобетонную конструкцию образованную фундаментной плитой, стенками и монолитным перекрытием толщиной 600 мм. и конструктивно состоит из трех водосборных бассейнов размерами 12x12 м по одному под каждую секцию орошения, и закрытую емкость шириной 3,1 м по трем сторонам сооружения, предназначенную для увеличения объема запаса охлажденной воды и предотвращения потерь воды из-за возможного негативного влияния торнадо.

Подвод воды на градирню осуществляется по подводящему трубопроводу диаметром 1020 мм, отвод воды осуществляется из закрытой секции водосборного бассейна по трубопроводу диаметром 1600 мм.

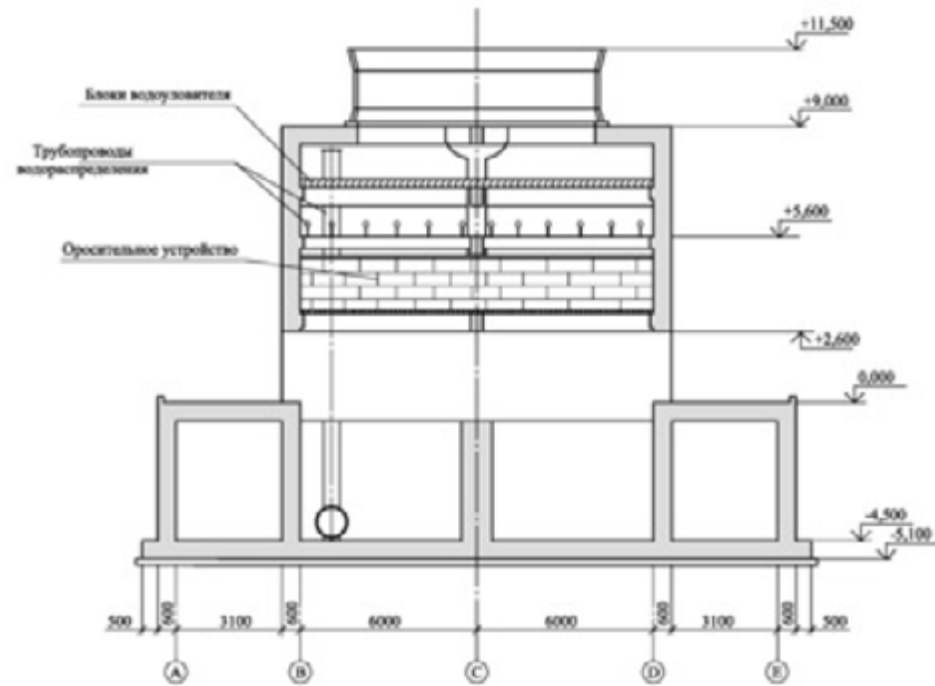


Рис. 2 Вентиляторная градирня. Разрез.

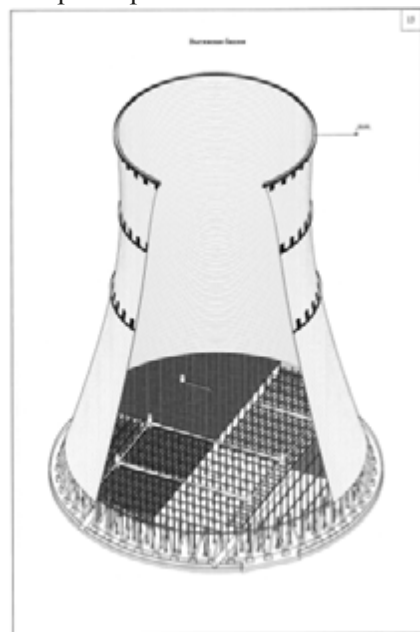
Надземная часть градирни представляет собой сооружение из монолитного железобетона состоящее из колонн образующих воздухоходные окна, стен толщиной 600мм и перекрытия на отм. +9,000. внутри сооружения расположен каркас водоохлаждающего устройства, выполненный из монолитных железобетонных колонн, балок и ригелей. На каркасе расположено технологическое оборудование водоохлаждающего устройства: система водораспределения, состоящая из трубопроводов разного диаметра и разбрызгивающих сопел, ороситель и водоуловитель из полимерных материалов. На перекрытии расположена вентиляторная установка мощностью привода 160 кВт и диаметром лопастей 8 м.

Рисунок 2. Вентиляторная градирня. Разрез.

Для системы основной охлаждающей воды, предназначенной для отвода тепла от конденсатора турбины, на начальном этапе работы были рассмотрены два варианта: с испарительными вентиляторными градирнями и с одной башенной испарительной градирней. Исходя из условий технического задания исходных характеристик площадки строительства, по результатам технико-экономических расчетов была выбрана башенная испарительная градирня со следующими параметрами:

- площадь орошения – 16 000 м²;
- высота градирни – 190 м;
- высота воздухоходных окон – 10,7 м;
- диаметр основания – 151,4 м;

Рис. 3. Общий вид башенной испарительной градирни.



УПРАВЛЕНИЕ ИСПОЛНИТЕЛЬНОЙ ДОКУМЕНТАЦИЕЙ НА ПЛОЩАДКЕ СООРУЖЕНИЯ РОАЭС

Анкудинова С.А.

АО Нижегородская инжиниринговая компания «АТОМЭНЕРГОПРОЕКТ» г. Нижний Новгород

E-mail: s.ankudinova@niaep.ru

Как правило, основная проблема, которая приводит компании к необходимости автоматизации контроля исполнительной документации, связана с быстрым ростом компании, когда важно сохранить контроль над процессами строительства.

Документированная информация составляет основу управления, его эффективность в значительной степени базируется на производстве и потреблении информации. Эффективность строительной деятельности зависит от оперативности, актуальности и доступности информации для всех участников. Весь процесс строительства сопровождается большим потоком документации, в том числе и исполнительной, который занимает значительное количество времени, сил сотрудников компаний. Только при сооружении Блока №3 Ростовской АЭС было сформировано порядка 52 000 Актов ОСР и 11000 комплектов исполнительной документации (ИД) передано Заказчику.

При написании бизнес-процесса формирования и контроля исполнительной документации на площадке строительства РосАЭС-3,4. было выявлены проблемы, замедляющие строительство и требующие автоматизации, такие как:

- Значительных затрат специалистов Технической инспекции (ТИ) филиала по контролю полноты формируемых комплектов исполнительной документации и сроков их представления;
- Неоптимального взаимодействия участников процесса при формировании ИД;
- Бумажный документооборот «Подрядчик – Генпроектировщик – Заказчик»;
- Ведение бумажного архива ИД;

Для контроля и управления формированием комплектов Исполнительной документацией на площадке по строительству РосАЭС Блок №4 АО «НИАЭП» в ИСУП НИАЭП был разработан специализированный модуль:

АСКИД - автоматизированная система контроля исполнительной документации, которая является функциональной системой входящей в состав Информационной системы управления проектами при проектировании и сооружении АЭС (ИСУП НИАЭП).

Модуль АСКИД тесно взаимосвязан с другими модулями ИСУП НИАЭП, что и позволяют контролировать весь процесс строительства с начала проектирования до сдачи объекта в эксплуатацию:

- Подготовительный процесс для работы с ИД начинается с Центрального аппарата – формируются базы данных в АСКС (вводятся комплекты ПСД в ИСУП НИАЭП, создаются и ведутся справочники);
- Далее Специалисты отдела ПТО Генподрядчика осуществляют выдачу РД «в производство» и «исполнителю», для этого вводятся сопроводительные накладные к комплекту РД в Архив – АСКС ИСУП НИАЭП;

- При выдаче документа (чертежа) «в производство», он автоматически в системе ИСУП попадает из модуля АСКС в реестр листов общих данных АСКИД;

- Подрядчики выполняют работу по договорам, вносят исполнительную документацию в АСКИД ИСУП НИАЭП и подают подавать Заявки на создание комиссий на приемку выполненных работ;

- После передачи ИД в ТИ, Куратор Технической инспекции производит проверку правильности и комплектности внесенной исполнительной документации, управляет статусами документов и заявок, регистрирует в системе акты, формирует реестры для передачи исполнительной документации в ОТНС УКС;

- Вся зарегистрированная Исполнительная документация в дальнейшем используется для подтверждения физического выполнения при подписании субподрядных актов КС-2 в функционале «Технический надзор» модуля АСКС.

Основными результатами от ввода модуля АСКИД для Управления исполнительной документацией на площадке сооружения РоАЭС, является:

- Сокращение сроков формирования электронного Архива ИД Генподрядчика, хранение информации в структурированном виде;
- Повышение оперативности доступа к актуальной информации;
- Контроль наличия ИД при подписания субподрядных актов КС-2;
- Незамедлительную фиксацию замечаний по качеству предоставляемой исполнительной документации, ведение истории формирования ИД;
- Сокращение сроков подачи заявок и формирования реестров на приемку выполненных работ, повышение качества комплектов ИД;
- Исключение ведения бумажных версий Журналов регистрации Актов и Реестров;
- Сокращение трудозатрат сотрудников ТИ в следствии перехода к электронному документообороту;
- Мониторинг процесса формирования ИД на всех этапах строительства.

ИНФОРМАЦИОННАЯ СИСТЕМА ПОРТАЛ ПОДДЕРЖКИ ПУСКОНАЛАДОЧНЫХ РАБОТ

Коровин А.В.

АО «Атомтехэнерго» Смоленский филиал учебно-тренировочный центр «Атомтехэнерго»

Информационная система «Портал поддержки пусконаладочных работ» (далее – Система) предназначена для автоматизации части функций основной деятельности Общества. Система должна обеспечивать информационную поддержку решения важных задач, поставленных перед предприятием, а именно:

- контроль и управление пусконаладочными работами;
- управление проектами всех подразделений (филиалов) Общества;
- повышение производительности труда путем повышения качества управления проектами и механизмов стимулирования деятельности;
- повышение активности и мотивирования персонала в области инновационной деятельности организации;
- сокращение сроков исполнения проектов путем исключения человеческого фактора при выполнении работ территориально распределенным персоналом (получение корреспонденции конечным исполнителем, получение заданий исполнителем).

Система содержит 12 подсистем, среди которых Подсистема поддержки выполнения пусконаладочных работ (далее - подсистема) является основной. Она предназначена для поддержки пусконаладочных работ на всех этапах их выполнения, начиная от создания координационного плана и пусконаладочной документации и заканчивая формированием и контролем предоставления отчетно-сдаточной документации.

Целями разработки подсистемы являются:

- создание единого управленческого центра организации, контроля, ведения и поддержки пусконаладочных работ;
- повышение эффективности реализации всех этапов пусконаладочных работ посредством автоматизации процессов согласования документов, а также обработки и анализа информации о выполнении пусконаладочных работ;
- унификация формируемой и разрабатываемой документации (протоколов, актов, отчетов, смет, и пр.);
- повышение эффективности контроля и мониторинга выполнения пусконаладочных работ и согласования документов;
- оптимизация затрат рабочего времени лиц, связанных с организацией/контролем и выполнением пусконаладочных работ (автоматизация согласования документов и формирования аналитических отчетов, быстрый поиск и доступ к проектной, справочной и иной документации и др.).

Подсистема предусматривает наличие следующих модулей:

- модуль управления пусконаладочной документацией;
- модуль «Координационный план»;
- сметно-финансовый модуль;
- модуль «Отчетно-сдаточная документация»;

- модуль «Испытания»;
- модуль «Несоответствия и дефекты»;
- модуль «Архив» (рабочая и проектная документация);
- справочно-расчетный модуль.

Четыре модуля подсистемы прошли опытно-промышленную эксплуатацию в филиалах Общества.

ПРОГРАММНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС ИНФОРМАЦИОННОЙ ПОДДЕРЖКИ ОПЕРАТИВНОГО ПЕРСОНАЛА ПЭУ СТЕНДОВОЙ ЯЭУ

Витин С.П. , Коршунова Е.В. , Окунцов С.В. , Солдатенков Д.М.
ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова»

В связи с развитием современных ядерных энергетических установок (ЯЭУ), характеризующихся большой энергоемкостью, насыщенностью разнообразным оборудованием, происходит увеличение объема средств централизованного контроля и управления. Такая высокая техническая оснащенность ЯЭУ приводит к предъявлению повышенных требований к квалификации эксплуатационного персонала и, прежде всего, к технической и психофизиологической подготовке операторов [1]. Процесс подготовки оператора современной ЯЭУ весьма сложен и трудоемок, он требует от специалиста не только базовых знаний, но и глубокого изучения большого количества проектных материалов, получения специальных навыков и тренировок, в том числе на специальных тренажерах. Для повышения безопасности, надежности и эффективности эксплуатации ПЭУ необходимо значительно снизить информационный поток, упростить восприятие и оценку текущей технологической ситуации, создать возможность спрогнозировать развитие технологического процесса, уменьшить время принятия оператором решения по управлению ЯЭУ.

По этой причине современный процесс автоматизации управления ЯЭУ характеризуется тенденцией разработки и внедрения в состав штатных средств управления ядерной установкой высокотехнологичных информационных систем, диагностирующих состояние оборудования ЯЭУ и формирующих советы оператору.

В «ФГУП НИТИ им. А.П. Александрова» проведена работа по созданию такой системы. Для полномасштабного стенда КВ-2 разработан и сдан в опытную эксплуатацию макет программно-технического комплекса (ПТК) информационной поддержки оператора – «Советчик оператора ПЭУ КВ-2» (СО).

Программная реализация выполнена в операционной системе Windows (XP) с использованием пакетов автоматизации моделирования и отображения информации, созданных и развиваемых в НИТИ, таких как ТЕРМИТ-N [2] – алгоритмы диагностирования и управления системой в виде функционально-логических схем, и ГРИМ-N [3] – информационная модель (ИМ).

Интерфейс ПТК СО создан на базе интерфейса рабочего места инструктора (РМИ) в ТЕРМИТ-N [4], что позволяет использовать в ПТК присущие РМИ функции и обеспечивает определенную унификацию в работе с программным обеспечением ПТК СО.

Ввиду сложности и ответственности задачи нельзя оснащать ЯЭУ системами информационной поддержки с недостаточно проверенными алгоритмами и программным обеспечением. При отработке алгоритмов нежелательна или даже невозможна реализация аварийных ситуаций на реальном оборудовании стендовых установок. Поэтому, проверка программно-реализованных алгоритмов проводилась в три этапа [5]:

1. С использованием расчетно-моделирующего комплекса стенда КВ-2, имитирующего работу ПЭУ с необходимой детализацией.
2. С использованием архива ранее зарегистрированных ИВК «АНИС-B2» экспериментов.
3. В режиме опытной эксплуатации при получении информации от ИВК «АНИС-B2» в режиме “on-line”.

В процессе отладки и опытной эксплуатации программно-технического комплекса было определено, что ПТК СО выполняет следующие функции:

- автоматически определяет режим работы ПЭУ и сигнализирует об отклонениях значений параметров ПЭУ от спецификационных значений [6];
- непрерывно информирует о состоянии механизмов, систем и органов управления, а также сигнализирует об отклонениях их от нормы;
- диагностирует оборудование ПЭУ, определяет вероятные причины появления аномалий и представляет рекомендации по их устранению;

- определяет аварийные ситуации ПЭУ, контролирует правильность выполнения алгоритмов перевода установки в безопасное состояние;
- представляет рекомендуемый порядок перехода от одного режима ПЭУ в другой, задаваемый оператором, и сигнализирует об ошибках оператора при выполнении этих переходов;
- контролирует стационарные режимы ПЭУ, сигнализируя о малых отклонениях параметров и изменениях состояния установки;
- определяет техническое состояние измерительных каналов;
- представляет полезную информацию, необходимую для оператора, дополнительные изобразительные средства и документы информационной поддержки оператора ПЭУ;
- регистрирует и представляет на мониторе аномалии, появляющиеся при работе ПЭУ.

Опыт создания ПТК СО для стендовой установки можно и нужно расширить на создание подобных систем, осуществляющих контроль и управление сложными техническими комплексами, в составе КСУ ТС современных заказов. В данный момент полученный опыт используется при создании и развитии ПТК для стендовой установки КВ-1.

Список литературы

1 Зотов В.Н., Картушина И.А. и др. Программно-технический комплекс информационной поддержки оперативного персонала стенда КВ-2. Советчик оператора ПЭУ СО-2. // Отчёт о НИР. Инв. № 9568 ДСП, НИТИ. 2011г.

2 Иконникова О.А., Кудрявцев Д.В., Романова Т.В., Шаталов В.В. Инструментально-моделирующий комплекс ТЕРМИТ. Среда разработки математических моделей. // Описание применения, Часть 6, ЛКВШ 04.539.0012.00 31- ЛУ, 2004.

3 Романова Т.В. Инструментально-моделирующий комплекс ТЕРМИТ. Среда разработки и визуализации информационных моделей ГРИМ. // Описание применения, Часть 7, ЛКВШ 04.539.0013.00 31- ЛУ, 2004.

4 Иконникова О.А., Шаленинов А.А. Рабочее место инструктора.// Описание применения, ЛКВШ 03.544.0000.02.31-ЛУ, 2010.

5 Витин С.П., Владимиров В.В., Зотов В.Н., Зуева Е.С., Иконникова О.А., Картушина И.А., Коршунова Е.В., Климов Ю.Т., Лукашев Ю.Л., Окунцов С.В., Солдатенков Д.М., к.т.н. Шаленинов А.А. Тезисы доклада на Межотраслевой научно-технической конференции «КЯЭУ-2012» 23 - 25 октября 2012г., в г. Сосновый Бор, Ленинградская область. «Программно-технический комплекс информационной поддержки оперативного персонала ПЭУ стендовой ЯЭУ», 2012.

6 Картушина И.А., Зотов В.Н. и др. Программно-технический комплекс информационной поддержки оперативного персонала стенда КВ-2. Советчик оператора ПЭУ СО-2. // Описание применения. Инв. № Д-04-34/06 ДСП, НИТИ. 2010г.

РАЗВИТИЕ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНОГО ЦЕНТРА АО «АТОМПРОЕКТ». РАЗРАБОТКА И ВНЕДРЕНИЕ СУПЕРЭВМ CETUS II

Крекунов О.Б. Корохов Т.Н.
АО «АТОМПРОЕКТ», г. Санкт-Петербург

В конце 2014 года, в рамках запланированного развития Вычислительного Центра АО «АТОМПРОЕКТ», был введен в эксплуатацию второй суперкомпьютер - CETUS II.

CETUS II - комплексная платформа для выполнения высокопроизводительных вычислений, проведения численных экспериментов, моделирования процессов в системах и оборудовании АЭС проектного блока АО «АТОМПРОЕКТ».

Превосходства решения по сравнению с аналогичными продуктами на рынке

В CETUS II применена уникальная компоновка аппаратно-системных средств и отечественных инновационных разработок, таких как:

- применение высокоплотного жидкостного охлаждения вычислительного поля отечественной разработки, что позволило повысить энергоэффективность на 20%, уменьшить размеры установки в два раза (рисунок 1), а также значительно повысить отказоустойчивость и стабильность работы системы;

- использование на вычислительном поле бездисковой операционной системы отечественной разработки;
- внедрение высокоскоростной параллельной файловой системы, тщательно доработанного системного программного обеспечения и продуманной конфигурации в части межпроцессорного обмена.



Рис. – Cetus II

Именно эта эффективная суперпозиция отечественных инженерных и научных решений позволила вычислительному комплексу работать с производительностью 47 TFlops (тест Linpack), что составляет 90% от максимальной расчетной вычислительной мощности. Стандартная производительность систем подобного класса - не более 80%.

В результате внедрения CETUS II получены следующие преимущества:

- сокращение сроков проектирования (расчеты, выполняемые стандартными средствами в течение 5 суток, выполняются на CETUS II за 8 часов);
- сокращение сроков сооружения и стоимости проекта через снятие излишней консервативности, благодаря детальному математическому моделированию и детальному расчетному обоснованию проектных модернизаций;
- постепенный отказ от дорогостоящих экспериментов;
- конкурентоспособность на мировом рынке.

На данном этапе CETUS II находится в стадии активной эксплуатации, используется при выполнении производственных задач АО «АТОМПРОЕКТ» и в инновационных разработках.

АКТУАЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ. СОЗДАНИЕ ОБЩЕРОССИЙСКОГО РЕЕСТРА ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

М.В. Макаrchук

Федеральная служба по экологическому, технологическому
и атомному надзору, г. Москва

Объекты использования атомной энергии (далее – ОИАЭ) – это технически сложные объекты, внештатные ситуации на которых могут привести к катастрофическим последствиям трансграничного масштаба. Организация контрольной и надзорной деятельности за объектами использования атомной энергии в

целях обеспечения их безопасного и эффективного функционирования требует системного и комплексного подхода. Лицензирование деятельности в области использования атомной энергии, проведение плановых и внеплановых проверок, выдача разрешений, учет ядерных материалов и радиоактивных веществ (далее – РВ), оценка соответствия являются элементами системы обеспечения безопасного ведения работ, связанных с использованием атомной энергии. Наличие актуальной, достоверной и полной информации о ядерно- и радиационно опасных объектах является залогом успешного функционирования указанной системы.

Законодательством Российской Федерации¹ предусмотрено создание нескольких информационных ресурсов, баз данных, содержащих сведения об объектах использования атомной энергии:

реестр радиоактивных отходов (далее – РАО) - систематизированный свод документированных сведений о радиоактивных отходах, полученных в результате первичной регистрации радиоактивных отходов и мест их размещения, а также о радиоактивных отходах, переданных национальному оператору;

кадастр пунктов хранения РАО - систематизированный свод документированных сведений о пунктах хранения радиоактивных отходов, о субъектах права собственности на такие пункты и о размещенных в таких пунктах радиоактивных отходах;

Указанные базы данных являются элементами системы государственного учета и контроля РВ и РАО, а также могут быть использованы для информационного обеспечения функционирования подсистемы «Ядерная и радиационная безопасность» РСЧС.

В Ростехнадзоре эксплуатируется автоматизированная информационная система по регулированию безопасности в области использования атомной энергии (далее – АИС ЯРБ), в которой ведется учет организаций, имеющих лицензии в области использования атомной энергии и в которую вносится информация о проведенных инспекциях, проверках, выявленных нарушениях, выданных физическим лицам разрешениях на отдельные виды деятельности, связанной с использованием атомной энергии. АИС ЯРБ функционирует в центральном аппарате и во всех территориальных органах Ростехнадзора по надзору за ядерной и радиационной безопасностью, а также в научных организациях Ростехнадзора. Эта система позволяет помимо прочего формировать сводную отчетность, предоставляет аналитические данные, осуществляет автоматизированную обработку сведений.

Институтом проблем безопасного развития атомной энергетики Российской академии наук в рамках реализации Федеральной целевой программы «Обеспечение ядерной и радиационной безопасности на 2008 год и на период до 2015 года» создана база данных по ядерно- и радиационно опасным объектам.

В Государственной корпорации по атомной энергии также проводятся работы по созданию информационного ресурса, содержащего сведения об организациях, эксплуатирующих ОИАЭ, и о самих объектах.

В настоящее время информатизацию в области использования атомной энергии характеризуют следующие основные черты:

- различные объекты и субъекты (Ростехнадзор, ИБРАЭ РАН, Госкорпорация) учета информации;
- отсутствие связи между базами данных;
- отсутствие единых методологических и программных принципов документирования информации;
- дублирование информации в различных базах данных, ее противоречивость;
- значительные усилия тратятся на поддержание сведений в актуальном состоянии.

В конечном итоге разрозненные базы данных создают информационный хаос, «зоопарк», который приводит к недостатку информации для принятия управленческих решений по выводу из эксплуатации ОИАЭ, финансированию этих работ, определению уровня безопасности объекта в целях проведения инспекций и проверок.

В области промышленной безопасности создан и ведется государственный реестр опасных производственных объектов, в котором на основе единых методологических и программных принципов накапливается, анализируется и хранится информация об опасных производственных объектах (далее – ОПО). Критерии идентификации ОПО, их основные характеристики закреплены в Федеральном законе от 21.07.1997 № 116-ФЗ

«О промышленной безопасности опасных производственных объектов, постановлении Правительства Российской Федерации от 24.11.1998 № 1371 «О регистрации объектов

в государственном реестре опасных производственных объектов», а также рядом нормативных правовых актов Ростехнадзора. Реестр ведет Ростехнадзор и уполномоченные федеральные органы исполнительной власти (далее – ФОИВ), Госкорпорация «Росатом» в части подведомственных объектов.

В сфере использования атомной энергии подобную нормативную правовую базу предстоит создать и перед законодателем, уполномоченными ФОИВ и экспертным сообществом, стоит задача по определению

1. Федеральный закон от 11.07.2011 № 190-ФЗ (ред. от 02.07.2013) «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» (с изм. и доп., вступающими в силу с 16.07.2013)// «Собрание законодательства РФ», 18.07.2011, N 29, ст. 4281

критериев классификации и ранжирования ОИАЭ в целях систематизации информации о них, в том числе с учетом лучших мировых практик по определению уровня безопасности таких объектов.

Наличие общероссийского реестра ОИАЭ позволит органам регулирования и управления в сфере использования атомной энергии получать в короткие сроки полную и актуальную информацию о ядерно- и радиационно опасных объектах в целях комплексного обеспечения их безопасного и эффективного функционирования на всех стадиях жизненного цикла объектов.

АВТОМАТИЗАЦИЯ РАСЧЁТОВ ЗУБЧАТЫХ ПЕРЕДАЧ ЦЕНТРИФУГ АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ

К. Ю. Муравьев

ОАО «СвердНИИХиммаш», г. Екатеринбург

E-mail: splash@sniihim.ru

Рассмотрим планетарную зубчатую передачу, применяемую в редукторе привода шнековой центрифуги (рисунок 1).

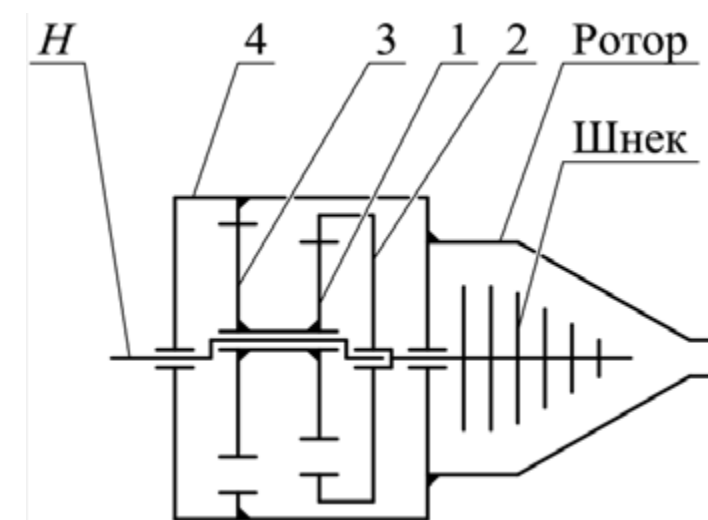


Рис. 1 — Кинематическая схема редуктора шнековой центрифуги

(1 и 3 — зубчатые колёса с внешними зубьями; 2 — зубчатое колесо с внутренними зубьями; 4 — зубчатое колесо с внутренними зубьями, жёстко соединённое с корпусом редуктора; H — водило)

Как известно, передаточное отношение редуктора при остановленном звене 4 определяется по формуле [1]:

$$u_{H1}^{(4)} = \frac{1}{1 - \frac{z_1 z_4}{z_2 z_3}} \quad (1)$$

где z_{1-4} — соответственно числа зубьев каждого звена.

Как видно из формулы (1), величина $u_{H1}^{(4)}$ будет наибольшей, если $z_2 - z_1 = 1$,

$$z_4 - z_3 = 1 \quad \text{и} \quad \frac{z_2}{z_1} \neq \frac{z_4}{z_3}$$

Таким образом, в планетарных редукторах центрифуг рационально использовать зубчатые пары внутреннего зацепления с малыми разностями чисел зубьев. Зацепление зубьев в такой передаче происходит в точке, не совпадающей с полюсом зацепления, поэтому можно назвать это зацепление внеполюсным (дополюсным).

Из-за малой разности чисел зубьев величина передаточного отношения в относительном движении

стремится к единице, что приводит к увеличению диаметров начальных окружностей колёс, т. е. полюс зацепления смещается за пределы передачи. Касание зубьев при доплосном зацеплении происходит не по начальным окружностям диаметров d_{w1} и d_{w2} , а по неким окружностям касания d_{c1} и d_{c2} . Диаметры этих окружностей и положение точки касания зубьев алгебраически рассчитать нельзя, т. к. для их поиска необходимо определять значения функции, обратной инволюте [2]. Инволюта является трансцендентной функцией, т. е. не имеет обратной функции. Решение подобных задач может быть только численным.

В то же время, в доплосной передаче имеется большое количество сопряжённых зубьев, не входящих непосредственно в зацепление. Это обстоятельство также увеличивает вероятность интерференции зубьев.

Также в случае доплосного зацепления имеющиеся аналитические критерии определения интерференции становятся недействительными [3]. В этом случае возможно применение расчёта по методике [4] с определением наличия интерференции, сделанным численными методами.

Алгоритм определения интерференции зубьев, предлагаемый в работе [3], основан на приближённом расчёте точек пересечения участков эвольвент зубьев, расположенных в непосредственной близости друг от друга, с заданной точностью. Подобным же образом производится и расчёт диаметров окружностей dt_{c1} и dt_{c2} . Такой расчёт, вследствие его трудоёмкости, рационально производить с помощью программ символьной математики.

Интерференцию в зацеплении можно определить не только расчётно-аналитическими методами. Существующие на сегодня системы автоматизированного проектирования позволяют произвести такую оценку, не проводя расчёт интерференции. Для этого необходимо иметь трёхмерную модель передачи с точным заданием формы и размеров зубьев колёс. Рациональным является автоматический перенос данных, полученных в математической программе, в программу трёхмерного моделирования.

С учётом вышеизложенных данных, автором разработана комплексная методика расчёта двухступенчатого редуктора, имеющего кинематическую схему, представленную на рисунке 1. Методика включает в себя кинематический расчёт редуктора, геометрические и силовые расчёты пар зубьев. Расчёты производятся в вычислительной системе «Mathematica», причём каждый вид расчёта представляет собой отдельный документ указанной системы. Передача исходных данных и результатов от одного расчёта к другому производится с помощью генерируемых текстовых файлов. Возможно комбинирование расчётов различных типов, а также передача данных в систему трёхмерного моделирования [5].

В настоящее время описанная методика применяется для расчётов модернизируемых редукторов шнековых центрифуг типа Н-300 и Н-350 конструкции ОАО «СвердНИИХиммаш».

Список литературы

1. Файнерман, И. А. Дифференциальный редуктор для шнековых центрифуг / И. А. Файнерман // Вестник машиностроения. — 1964. — №2. — С. 10–15.
2. Красильников, А. Я. Вычисление функции, обратной инволюте / А. Я. Красильников, К. Ю. Муравьёв // Вестник машиностроения. — 2012. — №4. — С. 87–88.
3. Красильников, А. Я. Особенности геометрического расчёта эвольвентных зубчатых передач при доплосном зацеплении инволюте / А. Я. Красильников, К. Ю. Муравьёв // Вестник машиностроения. — 2006. — №2. — С. 15–20.
4. ГОСТ 19274—73. Передачи зубчатые цилиндрические эвольвентные внутреннего зацепления. Расчёт геометрии. — Введ. 1975-01-01. — М. : Гос. ком. стандартов Совета министров СССР: Изд-во стандартов, 1974. — 64 с.
5. Красильников, А. Я. Построение связи между расчётом конструкции и её трёхмерной моделью / А. Я. Красильников, К. Ю. Муравьёв // Вестник машиностроения. — 2006. — №6. — С. 3–7.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ СИСТЕМЫ ДИСТАНЦИОННОГО ОБУЧЕНИЯ «ПРОФЕССИОНАЛ»

Нагорная А.В.

Смоленский филиал учебно-тренировочный центр «Атомтехэнерго» АО «Атомтехэнерго»

E-mail: anagornaya@sdo-smutc.ru

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 портальной 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 (См. Таблицу 1) руководство АО «Атомтехэнерго» приняло решение о создании дополнительных возможностей для непрерывного и своевременного 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 АТЭ.

Таблица 1 - Этапы разработки и ввода в эксплуатацию СДО «Профессионал»

Этап	Даты проведения работ	Выполняемые работы
1	2007-2008 гг.	Разработка портала, оптимизация средств управления под требования эксплуатирующей организации.
2	2008-2010 гг.	Разработка средств создания учебных материалов, обучение персонала.
3	2010-2011 гг.	Проведение пилотного обучения в локальной сети
4	2010 г.	Утверждено Положение об организации обучения персонала АО «Атомтехэнерго» с применением СДО «Профессионал»
5	2011 г.	Проведение пилотного обучения в сети интернет среди всех филиалов АО «Атомтехэнерго»
6	2011-2014гг.	Эксплуатация СДО. Обучение персонала для подготовки к работам по основным направлениям ПНР
7	2014г.	Интеграция СДО в Корпоративный портал АО «Атомтехэнерго»
8	2015г.	Эксплуатация СДО. Обучение персонала для подготовки к работам управлению ПНР

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 (см. Рисунок 1). Такой подход призван обеспечить мотивацию обучаемого и необходимый уровень качества полученных знаний по результатам обучения.

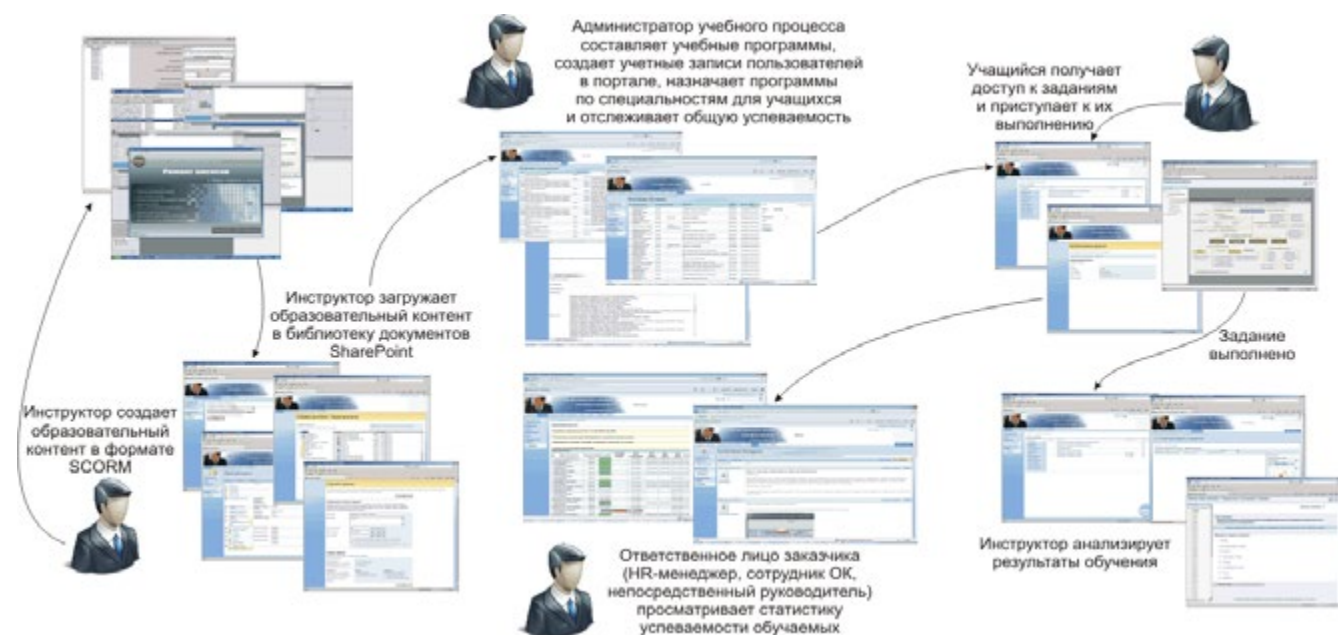


Рис. 1 – Схема учебного процесса СДО «Профессионал»

Во время проведения обучения центральный сервер СДО «Профессионал» функционирует в круглосуточном режиме, ежемесячно обновляется программное обеспечение для проведения учебного процесса, еженедельно пополняется учебными материалами и ежедневно используется обучаемыми.

ПРИМЕНЕНИЕ ОПТИЧЕСКОГО КОМПЛЕКСА ИЗМЕРЕНИЙ ПОВЕРХНОСТНОЙ ДЕФОРМАЦИИ VIC-3D ПРИ ИСПЫТАНИИ ГИБКИХ МЕХАНИЧЕСКИХ ОПОР БЛАНКЕТА ИТЭР

А.С. Наумкин, Е.В. Паршутин, С.М. Усов, А.А. Апальков, А.В. Жмакин
 АО «НИКИЭТ», г. Москва
 E-mail: naumkin@nikiet.ru

Проведены механические испытания опытных образцов гибких опор для системы крепления модулей внутреннего бланкета ИТЭР при заданных параметрах циклического и статического нагружения с учетом поперечных смещений и угловых наклонов гибкого картриджа.

Для проведения испытаний была спроектирована и изготовлена специальная экспериментальная оснастка. Общий вид оснастки, установленной на испытательную машину, представлена на рисунке 1. Оснастка позволяет передать знакопеременную осевую нагрузку от испытательной машины на объект испытаний, при этом обеспечивает поперечные смещения Δ до ± 5 мм и наклон фланца опоры φ до ± 5 мрад согласно схеме деформирования, рисунок 2.

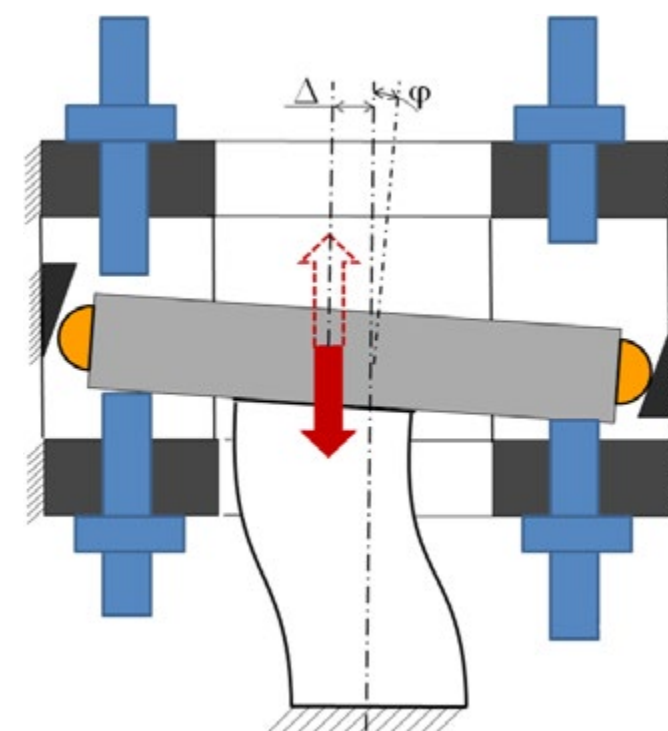


Рис. 1 – Оснастка в сборе

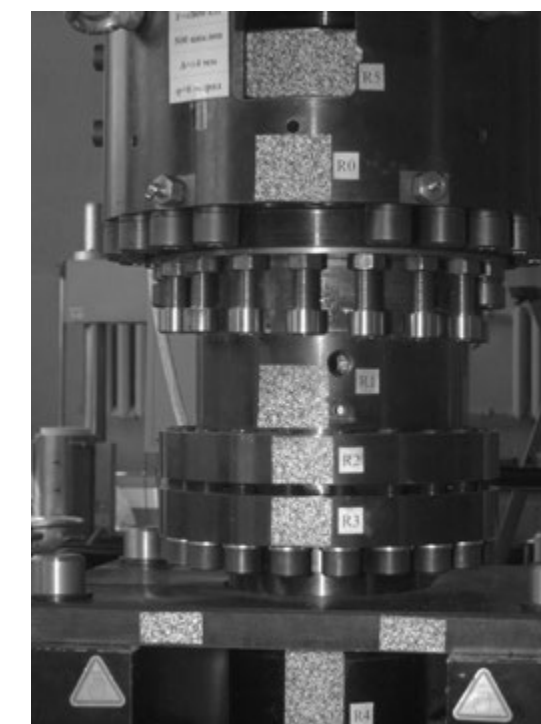


Рис. 2 – Схема деформирования опоры

На испытательной оснастке выделено пять зон, по которым производилась оценка параметров испытаний с помощью комплекса оптической системы измерения поверхностной деформации «Correlated Solutions VIC-3D». Четыре зоны (R0–R4) находились на корпусе испытательной оснастки, а пятая (R5) на резьбовой шайбе, которая соединена и синхронно перемещается с опорой гибкого картриджа. Визуальный доступ к зоне R5 был осуществлен через подготовленное смотровое окно, выполненное в корпусе оснастки (рисунок 1).

В каждой серии испытаний делался первый кадр в нейтральном (ненагруженном) состоянии, который в дальнейшем являлся опорным. Начальный кадр использовался в качестве нулевой точки на графике при обработке результатов с помощью программного комплекса. Обработка результатов производится на основании метода корреляции цифровых изображений (КЦИ). После получения опорного кадра производилась регистрация первых и последних десяти циклов нагружения.

По завершению испытания производилась компьютерная обработка полученных материалов (цифровых изображений, снятых на скорости 3 кадра в секунду) и построение графиков перемещений относительно поперечной оси и угла поворота. На рисунках 3, 4 приведены диаграммы перемещения и угла поворота исследуемых зон для одного этапа испытания.

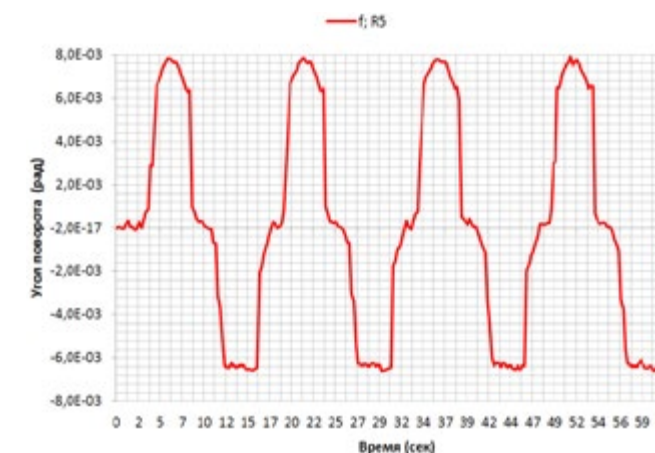


Рис. 3 – Диаграмма перемещение – время для шести зон.

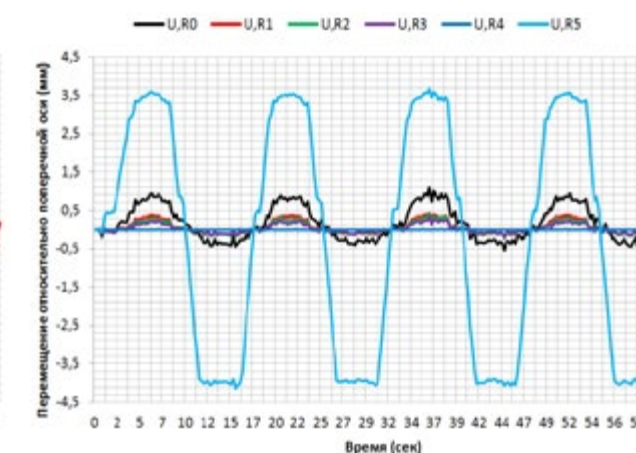


Рис. Рисунок 4 – Диаграмма угол поворота – время для зон R5.

Результатом применения оптического комплекса стал контроль и подтверждение расчетных и истинных значений перемещения и угла поворота при проведении испытаний на циклическую прочность опытных образцов механических опор для системы крепления модулей внутреннего бланкета международного экспериментального термоядерного реактора (ИТЭР).

БАЗА ВЕРИФИКАЦИОННЫХ ДАННЫХ ПО РЕЗУЛЬТАТАМ ИСПЫТАНИЙ СТЕНДОВЫХ УСТАНОВОК НИТИ ИМ. А.П. АЛЕКСАНДРОВА

Погребной Г.А., Терских О.В., Владимиров В.В., Сазонова А.О.
ФГУП «НИТИ им.А.П.Александрова», г.Сосновый Бор
E-mail: sazonova@niti.ru

В настоящее время НИТИ им. А.П. Александрова является единственной в России экспериментальной базой по комплексной отработке новых ядерных энергетических установок (ЯЭУ) [1]. В институте с 1962 года производились и производятся сейчас на полномасштабных стендах-прототипах всесторонние испытания и исследования корабельных ЯЭУ для атомных подводных лодок (АПЛ) различных поколений. Результаты этих испытаний имеют большое практическое значение как для проектных организаций при разработке проектов новых перспективных АПЛ, так и для личного состава ВМФ при эксплуатации ЯЭУ, систем контроля и управления, проведении ремонтных работ, обеспечении ядерной и радиационной безопасности.

Созданные в НИТИ информационно-вычислительные комплексы (ИВК) АНИС обеспечивают получение всей информации о параметрах энергоустановок в реальном масштабе времени. Если первый ИВК, созданный в институте еще в 1971 году, опрашивал до 180 аналоговых и до 600 дискретных датчиков, то в ИВК последних серий эти характеристики увеличились на порядок, а реализуемые в настоящее время решения обещают их дальнейший рост. Экспериментальную информацию нужно анализировать и обрабатывать по возможности наиболее полным образом. Поскольку очень редко случается так, что экспериментальная информация объявляется полностью проанализированной, то хранить ее надо всю и практически бессрочно. Тем более что многие из зарегистрированных режимов являются уникальными и неповторимыми, следовательно, особо ценными. Проблема хранения всего объема полученной экспериментальной информации является одним из следствий существования ИВК. Таким образом, встала задача создания электронного архива со всеми его атрибутами – хранилищем, каталогом и поисковой системой.

Вся регистрируемая информация после оперативной обработки архивируется для долговременного хранения. При этом каждый эксперимент сопровождается заголовком, содержащим характеристику эксперимента.

Хотя структура архива на протяжении этих лет остается неизменной, и имеется специальная программа для извлечения и расшифровки экспериментов, экспериментатору становится все тяжелее ориентироваться в хранилище. Поэтому было решено создать прикладную компьютерную программу «Информационно-поисковая система по режимам работы установки», формируемую по каждой стендовой установке НИТИ отдельно.

Касательно таких систем «Стандарт организации» [2] диктует следующие условия:

- совокупность информации, содержащейся в базе данных (БД), а также инструментальные средства доступа должны обеспечивать использование данных без сопровождения специалистов-создателей БД, т.е. обладать свойством «отчуждаемости»;

- все размещаемые в БД результаты оцененных экспериментов должны проходить верификационную и экспертную оценку;

- по завершении формирования БД должна проходить процедуру валидации (т.е. всестороннюю проверку на предмет доступности, достаточности и достоверности извлекаемой информации).

Основным функциональным назначением информационно-поисковой системы является автоматизация процессов поиска и представления информации по созданной базе данных существующих режимов работы установки.

По имеющейся экспериментальной информации путём логических соотношений определяется режим работы установки. Для каждой из установок разработана собственная система присвоения идентификатора режима. По этим идентификаторам программно определяется режим работы установки для каждого конкретного эксперимента. Далее проводится экспертная оценка результатов. А информация, обычно интере-

сующая исследователя, заносится в БД. Для атрибутов каждого режима в базе данных по этой установке отведено 35 полей.

Приложение обеспечивает выполнение следующих функций:

- формирование критериев поиска информации в базе данных (по идентификатору режима, по одному столбцу БД, по нескольким столбцам БД или с использованием фильтра);

- поиск по определённому атрибуту режима;

- отображение результатов запроса

- защиту информации базы данных (организационными и программными средствами, а также средствами защиты, предоставляемыми СУБД Oracle);

- сохранение результатов запроса в форматах CSV,HTML.

Работа была начата с организации информационно-поисковой системы по работающей в настоящее время установке. В результате серии этих работ к данному моменту полностью обработана и проверена информация по 3 стендам. Экспериментальная информация по самой старой установке изначально хранилась на магнитных лентах БЭСМ-6, а впоследствии была переписана на магнитные диски Alpha-server. В настоящее время ведется работа по верификации этой экспериментальной информации.

Список литературы

1. НИТИ им. А.П. Александрова 40 лет. / Под ред. Василенко В.А. – СПб.: ООО «НИЦ «Моринтех», 2002. – 360 с.+вкл.

2. Стандарт организации. База верификационных данных по результатам испытаний стендовых установок института. ФГУП «НИТИ им. А.П. Александрова». СТО 29-2015

TASK MANAGER. СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ ЗАДАНИЯМИ

Шпагин Е.Е.

АО Нижегородская Инжиниринговая Компания
«АТОМЭНЕРГОПРОЕКТ», г. Нижний Новгород
e-mail: e.shpagin@niaep.ru

Для современной проектной организации важно выдать проектную продукцию в срок и в полном объеме. Основной целью коммерческих организаций является получение прибыли. Прибыль можно увеличить повышением производительности труда и сокращением издержек. Важно понимать, что достаточно сложно сохранять постоянные темпы повышения производительности труда. И тут особенно актуальным становится вопрос о сокращении издержек, связанных с нерациональным распределением времени, бесполезным перемещением, ожиданием, дублированием работ, рутинными офисными операциями и другими неоптимизированными офисными процессами. Иными словами необходимо исключить потери и оптимизировать процессы планирования и управления жизненным циклом рабочего задания.

Процесс планирования проектной деятельности требует создания актуальной базы нормативов, достоверно определяющих производительность конкретной структурной единицы компании, сбора и накопления статистических данных.

Процесс управления жизненным циклом рабочего задания требует автоматизации ручных операций, сокращения времени операций по распределению, выдаче, получению, учету и контролю выполнения рабочих заданий.

В АО «НИАЭП» было разработано комплексное решение по оптимизации процессов управления рабочих заданий, которое успешно применяется более полутора лет. В 2014 году в номинации «Оптимизация офисных процессов (дебюрократизация)» данное решение признано лучшим проектом по оптимизации офисных процессов в

АО «НИАЭП». В том же году решение представлено в финальной части конкурса в номинации «Лучший проект по оптимизации офисных процессов (дебюрократизация)» в Госкорпорации «Росатом».

Комплексное решение АО «НИАЭП» включает в себя:

- подход к планированию методом «от ресурса»;

- разработанную методику по определению актуальной базы нормативов структурной единицы компании;

- разработанное программное обеспечение «TaskManager. Система управления заданиями».

Данное комплексное решение позволило:

- значительно сократить затраты рабочего времени руководителей;

- сократить затраты рабочего времени исполнителей;
- обеспечить сбор, накопление и хранение информации по заданиям;
- оптимизировать и автоматизировать ряд офисных процессов.

РАСЧЕТНЫЙ КОД ЭЛЕКТРОТЕХНИЧЕСКИХ СИСТЕМ «РЭЛЕКС»

Беликов А.Н.¹, Попков Е.Н.², Образцов Е.Н.¹, Меньшиков Н.Н.², Соколов В.Г.¹, Кухтевич В.О.¹

¹АО «АТОМПРОЕКТ» г. Санкт-Петербург

²«СПбГПУ» г. Санкт-Петербург

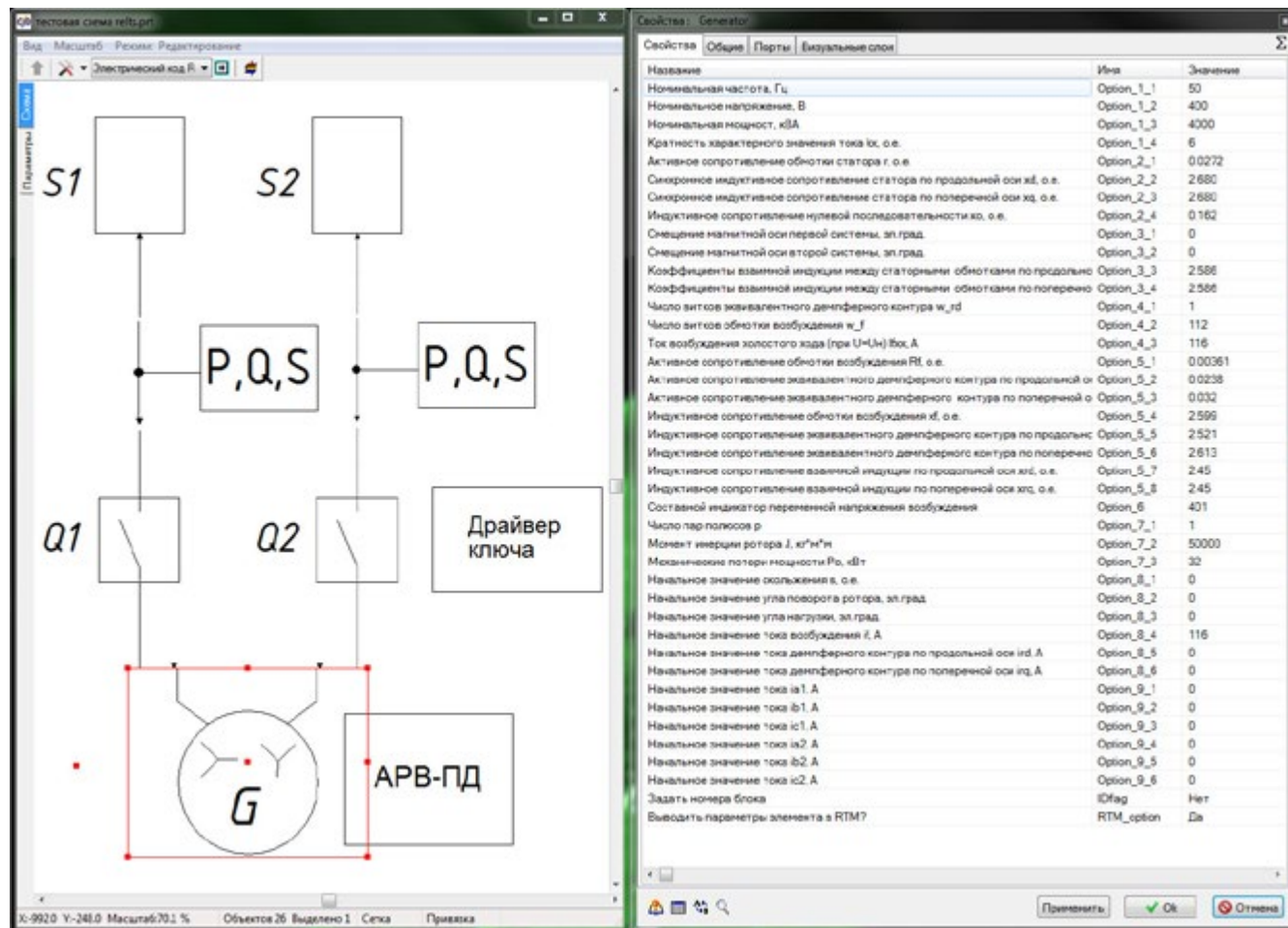
E-mail: a_belikov@nio.spbaer.ru

В период с 2012 по 2013 год был выполнен инвестиционный проект «Создание кода электротехнических систем». Результатом, которого стал расчетный код «РЭЛЕКС». Код является собственностью АО «АТОМПРОЕКТ» и был разработан совместно с «СПбГПУ». «РЭЛЕКС» предназначен для имитационного моделирования переходных процессов и установившихся режимов электроэнергетических систем широкого класса.

Основной особенностью расчетного кода является использование фазных координат в записи уравнений элементов сети. Эта особенность позволяет моделировать несимметричные режимы работы сети, а так же подключать к внешним полюсам моделей электрических вращающихся машин любые другие элементы.

Программа написана на языке фортран. Есть версии для операционных систем Windows и Linux. Поддерживается архитектуры x86, x86-64.

Для создания схем, внесения и контроля параметров оборудования, используется графический редактор программного комплекса «SimInTech». ПК «SimInTech» широко используется для моделирования систем автоматизации, а так же является графическим редактором для расчетных кодов программно-технического комплекса «Виртуальный энергоблок АЭС».



Модель электротехнической системы представляют собой совокупность типовых элементов соединенных между собой. Набор типовых блоков представлен как простыми элементами: индуктивность, емкость, сопротивление, однофазный ключ, источник э.д.с., источник тока, так и сложными вращающимися электрическими машинами, реакторами, трансформаторами, системами преобразователей и коммутаторов. Наряду с типовыми блоками используются датчики для вывода и отображения напряжений, токов, мощности и т.д. в любой точке схемы.

Расчетный код «РЭЛЕКС» позволяет проводить проверку на этапе проектирования технических режимов работы электрической части АЭС, которые ранее можно было проверять только при пуско-наладочных работах (например расчет динамических характеристик ГЦН-ов в различных режимах работы), что положительно скажется на качестве проектов и приведет к уменьшению внеплановых затрат. В дальнейшем планируется подготовка верификационного отчета и проведение аттестации.

Список литературы

1 Руководство пользователя НИР-Ф-21242 СПбГПУ

2 Технический отчет «Финальный отчет «Создание кода электротехнических систем АЭС», НИР.0-0-22-0Т-118, АО «АТОМПРОЕКТ»

РАЗРАБОТКА РАСЧЕТНОЙ ПРОГРАММЫ ВЯТКА

Иванова А.В.

ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ», г. Саров

E-mail: anyuta312@rambler.ru

Ко всем специальным изделиям разработки РФЯЦ ВНИИЭФ предъявляются требования по их транспортированию. Для каждого транспортного средства разрабатывается схема размещения и крепления изделий. Для каждой схемы, в свою очередь, проводится расчет усилий в стяжках, крепящих груз, усилий в крепежных узлах и нагрузок на оси транспортного средства.

Расчет схем размещения и крепления является весьма трудоемким и длительным процессом. Имеющийся методический аппарат, изложенный в одном из отраслевых стандартов, и существующая на его основе программа расчета, при всевозрастающих потребностях разработки схем, по ряду причин не позволяли оперативно проводить значительный объем итерационных расчетов. Существенным недостатком имеющейся расчетной программы являлось отсутствие возможности проведения расчетов схем размещения и крепления применительно к воздушному транспорту. В связи с этим было принято решение разработать принципиально новую, универсальную расчетную программу, получившую название «Вятка», основные преимущества которой в сравнении с существующей заключаются в следующем:

- обладает современным, удобным пользовательским интерфейсом, основанном на принципе «всплывающих окон», что по сравнению с имеющейся программой консольного типа, не позволяющей корректировку уже введенных исходных данных (т.е. не допускающей «обратного хода»), является огромным преимуществом;

- наличие в программе расширенного спектра методик, что позволяет разрабатывать схемы размещения и крепления изделий не только в железнодорожных вагонах и спецмашинах, но и в самолетах, вертолетах, тележках, БДК и других транспортных средствах;

- имеет базу с исходными данными по наиболее часто используемым транспортным средствам;

- совместима с актуальной сейчас операционной системой Windows 7.

В настоящее время программа «Вятка» активно используется сотрудниками конструкторских бюро РФЯЦ ВНИИЭФ и отлично себя зарекомендовала.

В ходе использования программы было выявлено, что трудозатраты на разработку схем были сокращены в три, а в ряде случаев в пять и более раз.

ТЕХНОЛОГИЯ MULTI-D. РАЗРАБОТКА И ОПЫТ ВНЕДРЕНИЯ НА ПЛОЩАДКАХ СООРУЖЕНИЯ ОБЪЕДИНЕННОЙ ИНЖИНИРИНГОВОЙ КОМПАНИИ АО «НИАЭП»-ЗАО «АСЭ»

Ламтева Ю.М.

АО «НИАЭП», г. Нижний Новгород

E-mail: j173@mail.ru

1. Предметная область Multi-D

- 3-х мерное проектирование (3D модель, каждый элемент имеет заданное положение в пространстве, набор характеристик)

- Управление физическими объемами (каждый элемент имеет заданные физические характеристики)
- Управление сроками (на монтаж каждого элемента необходимо время)
- Управление ресурсами (на монтаж каждого элемента необходимы затраты ресурсов – трудовых, стоимостных, машин и механизмов)

Multi-D моделирование – необходимая составляющая Системы Управления Жизненным Циклом АЭС. Грамотное планирование процессов производства строительных работ, увязка процессов, проходящих на строительной площадке, возможность оперативного реагирования в случае изменения каких-либо составляющих Жизненного Цикла – это могут быть и сорванные поставки оборудования, и обнаруженные коллизии – все это мы уже научились делать и активно внедряем на строительную площадку.

2. Технология создания Multi-D модели:

- За основу берем трехмерную модель сооружаемого объекта. Использование трехмерной модели позволяет вести планирование с очень высокой степенью детализации.

- Определяем длительность монтажа для каждого элемента. Важнейшим этапом разработки Multi-D модели является детальное нормирование монтируемых элементов. Для каждого элемента трехмерной модели подбирается своя норма времени, определяются трудозатраты и стоимость работ.

- Накладываем на модель необходимые ресурсы – это могут быть материальные ресурсы, применяемые в строительстве машины и механизмы и, конечно же стоимости работ и материалов. Наполнение модели ресурсами зависит от конкретно поставленных задач.

Сочетание поэлементного нормирования и принципа планирования ”снизу вверх” позволяет обеспечить доказуемость сроков, полученных при разработке Multi-D модели.

Одним из основных требований к программному обеспечению, используемому для Multi-D моделирования, является возможность связать разработанный календарно-сетевой график и трехмерную модель сооружаемого объекта. Такая связь позволяет визуализировать процесс возведения, оценить пространственно-временные коллизии, возникающие при производстве строительного-монтажных работ.

3. Применение технологии Multi-D на площадке:

- Организация производство работ согласно плану;
- Контроль производства работ;
- Оперативное реагирование на изменения ситуации при производстве работ;
- Фиксирование факта производства работ.

Документация передается на площадку строительства в электронном и бумажном виде.

На площадке Генподрядчик организует рабочие места и проводит обучение персонала Субподрядчиков.

4. Внедрение технологии Multi-D на площадках сооружения объединенной инжиниринговой компании АО «НИАЭП»-ЗАО «АСЭ»

Активное внедрение технологии Multi-D проходит на площадках сооружения:

- Ростовской АЭС – Блок 3 (пилотный проект по выдаче рабочих заданий технологической части), Блок 4 (пилотный проект по выдаче рабочих заданий строительной части)

- ФГУП «ПО «МАЯК» - Здание 940
- Белорусской АЭС – Блок 1, Блок 2 (выдача рабочих заданий по строительной и технологической части)

5. Переход на Multi-D проектирование позволил:

- Выполнять планирование работ (до суток), в том числе выполнять подготовку персонала монтажных организаций.

- Управлять процессом монтажа с учетом сроков поставки отдельного оборудования.

- Контролировать процесс сооружения в режиме реального времени. Все участники процесса сооружения энергоблока АЭС (Заказчик, Генподрядчик, Субподрядчики) могут видеть, что смонтировано.

- Планировать процессы модернизации и реконструкции энергоблока АЭС в процессе эксплуатации.

- Сократить сроки строительства и объем необходимых ресурсов для сооружения.

МОЛОДЕЖНАЯ ПОЛИТИКА

ОРГАНИЗАЦИЯ ПРАКТИКИ НА КАЛИНИНСКОЙ АЭС: ПРОЕКТ «8 СЕМЕСТР»

Журавлева В.С.

Филиал ОАО «Концерн Росэнергоатом» Калининская атомная станция, Удомля

- 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.

ЦЕЛЕВАЯ ПРОГРАММА «МОЛОДЕЖЬ АО «ОКБМ АФРИКАНТОВ»

Брыкалов С.М., Дружнов А.М., Клусова Н.А., Кузнецова М.В., Ромашов М.А.
АО «ОКБМ Африкантов», Нижний Новгород

«Лучший способ предсказать будущее – это создать его самому»

Питер Друкер.

Молодые работники – стратегический ресурс атомной отрасли. Прогноз условий социально-экономического развития Российской Федерации, а также обстоятельства будущей жизни молодежи в ближайшее десятилетие выдвигает требования по выработке нового стратегического подхода к молодежной политике.

Целевая программа на 2013-2015 годы и на перспективу до 2020 года «Молодежь АО «ОКБМ Африкантов» (далее – Программа) – главный инструмент системы по созданию, развитию, совершенствованию, накоплению, оценке и защите профессиональных и творческих компетенций молодых специалистов. Программа интегрирует и развивает эффективную работу с молодыми специалистами по всем направлениям, учитывая современные тенденции в области HR-менеджмента.

Программа основывается на нормативно-правовых актах и документах, регламентирующих вопросы молодежной политики Российской Федерации, государственной корпорации по атомной энергии «Росатом», Нижегородской области, АО «ОКБМ Африкантов»; опирается на накопленный опыт реализации федеральной и муниципальной молодежной политики в Российской Федерации и лучшие практики ведущих крупных российских компаний, а также на успешный опыт реализации молодежной работы в организациях Госкорпорации «Росатом» и зарубежных компаний атомной отрасли.

Основные задачи Программы:

- 1) Развитие системы привлечения молодых специалистов, их эффективной адаптации и закрепления на предприятии.
- 2) Повышение вовлеченности молодых специалистов в решение задач, определенных «Стратегией развития АО «ОКБМ Африкантов»...».
- 3) Формирование целостной системы поддержки и развития научного, инженерного и производственного потенциала, профессиональных компетенций и карьерного роста молодых специалистов.
- 4) Нравственное и патриотическое воспитание молодых специалистов.
- 5) Продвижение ценностей здорового образа жизни и спорта среди молодых специалистов.

С учетом существенных различий молодежи по возрасту, задачам и методам взаимодействия Программа в качестве основной целевой аудитории выделяет категорию «Молодые специалисты предприятия» (до 35 лет).

Дополнительно выделяются категории потенциальных и будущих работников АО «ОКБМ Африкантов»: молодые люди на рынке труда (до 35 лет), студенты образовательных учреждений высшего и среднего профессионального образования, учащиеся образовательных учреждений начального профессионального образования, учащиеся образовательных учреждений среднего (общего) образования, воспитанники дошкольных учреждений.

В докладе представлены роль и место Программы в системе стратегического развития АО «ОКБМ Африкантов», уровни целеполагания и целевого планирования, интегрированность принципов молодежных политик на разных уровнях управления, матрица интерпретации результатов SWOT-анализа, приведены примеры мероприятий, целевых показателей и индикаторов Программы, результаты проведенных мероприятий.

ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ МОЛОДЕЖНОЙ ОРГАНИЗАЦИИ ФГУП «ГХК» КАК ИНСТРУМЕНТ ВНЕДРЕНИЯ ЦЕННОСТЕЙ РОСАТОМА

Тараканов А.А.

ФГУП «ГХК», г.Железногорск

В прошлом году на международном форуме молодых энергетиков и промышленников «Форсаж-2014» глава атомной отрасли Сергей Кириенко представил корпоративные ценности атомной отрасли, которые отражают уникальные особенности Госкорпорации. Для того чтобы Росатом достиг своих стратегических целей, необходимо формировать внутри отрасли культуру успеха. Важной составляющей её частью являются принципы поведения работников, основанные на ценностях, которые ежедневно проявляются в их компетенциях, необходимых для успешной работы предприятий Росатома. Сегодня Горно-химический комбинат является мировым лидером в самом перспективном направлении развития атомной отрасли - бэкэнде и централизованном хранении ОЯТ. В своём движении вперед наше предприятие основывается на базовых ценностях и установках Росатома. Руководство предприятия признаёт важность участия молодежи в процессе внедрения ценностей Росатома. На предприятии создана и успешно работает Молодежная организация, которая в этом году отметила свой 10-летний юбилей. Деятельность Молодежной организации неразрывно связана со всеми шестью ценностями Росатома, и из данного доклада вы узнаете, как её деятельность помогает работникам предприятия в их осознании, освоении и понимании.

Уважение. Мы ценим традиции предприятия, отрасли, страны, гордимся нашими ветеранами, уважаем своих коллег и верим в нашу молодежь. За данное направление отвечает социальная комиссия Молодежной организации. Вот некоторые из её мероприятий – акция «Чистое окно», Георгиевская ленточка, акция Памяти, Олимпийское кольцо, Спартианские игры.

На шаг впереди. Для обмена опытом по передовым технологиям в атомной отрасли научно-практическая комиссия Молодежной организации ГХК раз в два года организует и проводит на нашем предприятии научно-практическую конференцию «Молодежь ЯТЦ: наука, производство, экологическая безопасность». Кроме того Молодежная организация старается не отставать по лидерским позициям по всем направлениям своей деятельности. Именно мы впервые в Красноярском крае организовали и провели научную битву «Science Slam», а Ассоциацией работающей молодежи мы были признаны лучшим молодежным объединением Красноярского края.

Эффективность. Мы ищем и находим такие решения сложных технологических и производственных задач, которые позволяют нам повысить производительность труда и поднять эффективность нашей работы. Для молодежного актива предприятия кадровая комиссия Молодежной организации организовала обучение по теории изобретательской деятельности, а также по практической психологии управления. Исполнительный комитет организации прошел курсы по направлению «Коммуникативная деятельность». Сами организуем и проводим семинары на различные темы. Молодые рабочие, инженеры и руководители — вот главный капитал Горно-химического комбината, который не просто выкладываются на производстве, но проявляют интерес к исследовательской работе, вдохновляются поиском новых идей для реализации на новых производствах. Сегодня на кафедрах ведущих сибирских университетов по целевому набору обучаются около 30 наших аспирантов, в начале осени к ним должны присоединиться ещё около 10 работников. Члены организации в прошлом году победили в городском конкурсе «Социальная звезда» и стали лауреатами молодежной премии главы ЗАТО. Также, здесь важно отметить, что члены Молодежной организации играют не малую роль в развитие города и края, принимая активное участие в Стратегической сессии планирования Железногорска и в Красноярском экономическом форуме.

Безопасность. Мы любим город Железногорск, в котором живем, и комбинат, на котором работаем, бережем своё здоровье своих коллег, родных и близких, а также красоту сибирской природы. Основные мероприятия проводимые социальной комиссией Молодежной организацией в этом направлении – «ПАР-Ковка», «Мой двор – моя забота», «Сдай кровь-спаси жизнь» и др.

Единая команда. Мы знаем цели, к которым стремится Горно-химический комбинат, и поддерживаем их, в своей работе стремимся достигать высоких результатов, трудовых успехов. Мы единая, успешная команда. Для адаптации молодых работников было разработано положение о наставничестве. Ежегодно культурно-досуговая комиссия Молодежной организации для всей молодежи принятой на работу организует посвящение в молодые работники. В 2015 году на Горно-химическом предприятии силами информационной комиссии впервые провели интеллектуальную битву «Брейн-ринг». Спортивная комиссия организовала и провела корпоративный кубок по пейнтболу, целью которых было сплотить представителей различных подразделений и дать им почувствовать себя единой командой. Для объединения молодежи города мы организовали «Молодежный кубок» по 6-ти видам спорта и выступили инициаторами по созданию Союза Активной Молодежи, куда уже вошли представители более 10 организаций и учебных заведений города.

Ответственность за результат. Каждый год Молодежная и профсоюзная организация ГХК составляют совместный план мероприятий, в котором планируется порядка 45 мероприятий. Ответственность за его выполнение возложено на исполнительный комитет Молодежной организации. По итогам его выполнения ежегодно проходит отчетная конференция с участием всех членов МО и руководства комбината. По итогам прошлого года этот план не только выполнен на 100%, но и перевыполнен. Силами МО было проведено 65 мероприятий. Благодаря правильно выбранному курсу Молодежной организации считается быть престижным её членом, и, несмотря на положение о бонусной системе и специально введённому испытательному сроку численность МО неизменно растет, как растет и уровень проводимых мероприятий.

Таким образом, деятельность Молодежной организации не только напрямую связана со всеми ценностями Росатома, но и своими мероприятиями наглядно демонстрирует их значимость, доступность и простоту понимания для всего персонала предприятия.

ОБРАЩЕНИЕ С РАО И ОЯТ: ИННОВАЦИИ И ПЕРСПЕКТИВЫ

МАЛОГАБОРИТНАЯ ПЕЧЬ ДЛЯ ОСТЕКЛЫВАНИЯ ВАО

Богдалова А. В., Белоконов Д. Е., Сорокин А. Ю., Ряпосова Е. А., Кузнецова К.В.
Открытое акционерное общество
Свердловский научно-исследовательский институт химического машиностроения
(ОАО «СвердНИИхиммаш»)
620010, г. Екатеринбург ул. Грибоедова, 32
e-mail: Gagarina@sniihim.ru

Малогабаритная печь предназначена для остекловывания ВАО (высокоактивных отходов).

Данная печь имеет возможность работы в широком диапазоне температур от 100 до 1900° С. Что позволяет перерабатывать различные типы отходов, независимо от их состава.

Также одной из особенностей такой печи является использование любых тиглей как по объему (до 1 л), так и по материалу тиглей (металлические, керамические).

Развитая поверхность корпуса печи позволяет эффективно охлаждать наружную ее часть, при этом сама система охлаждения является стационарной, что позволило уменьшить габариты печи до 320x320x320 мм.

Используемые нагреватели способствуют отсутствию контакта с нагревательным объектом. Также данные нагреватели имеют исключительную долговечность и возможность их замены.

Представленная конструкция малогабаритной печи для остекловывания проста в обслуживании, легко разбирается и утилизируется. На рис. 1 представлен внешний вид основных компонентов установки.

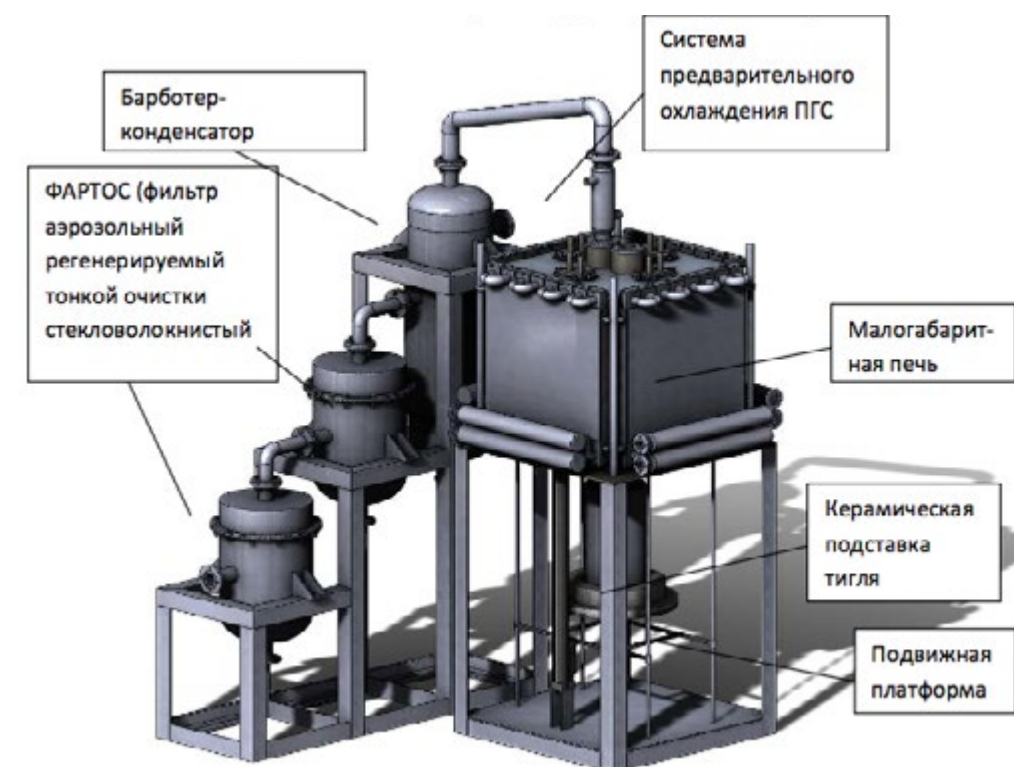


Рис. 1 Внешний вид основных компонентов установки

Данная установка предусматривает систему газоочистки. Парогазовая смесь из печи проходит через систему предварительного охлаждения, после чего поступает в барботер-конденсатор, откуда проходит два последовательно соединенных фильтра типа «ФАРТОС». Система способна работать с различными составами и температурами ПГС

1 Отчет о научно-исследовательской и опытно-конструкторской работе. Разработка технологий и оборудования для кондиционирования РАО, образующихся на отдельных стадиях переработки ОЯТ в ПЯТЦ и централизованном заводе. ОАО «ВНИИНМ», Москва, 2014 г.

АКТУАЛЬНОСТЬ СОЗДАНИЯ УНИФИЦИРОВАННОГО КОНТЕЙНЕРНОГО ХРАНИЛИЩА ОЯТ

Фролов Н.В. , Кириллов Ю.А. , Бушуев Э.А.

ОАО «АЭМ-технологии», г. Петрозаводск

E-mail: n.frolov@pzm.su, j.kirillov@pzm.su, e.bushuev@pzm.su

Актуальность:

- Большие запасы накопленных ОЯТ в РФ и за рубежом, технология сухого контейнерного хранения позволяет реализовать отложенное решение с дальнейшей реализацией ЗЯТЦ.
- Проблема накопления ОЯТ носит глобальный характер и не имеет политических границ.
- Необходимость долговременного хранения ОЯТ с высокими показателями по глубине выгорания и остаточному тепловыделению, контейнерная технология позволяет осуществить хранение ОТВС новых поколений.

Утилизация ОЯТ и РАО, при глобальном подходе к проблеме (тезисы):

На современном уровне развития технологий в атомной и не атомной отрасли накоплено количество РАО и ОЯТ достигло такого критического уровня, когда проблему отложенного ядерного наследия нельзя решать только методами временного хранения, требуется комплексное решение.

Человечество подошло к такому порогу использования атомных технологий, когда большинство людей прикасающихся к этой проблеме не осознают возможных последствий.

Необходимо предложить глобальную всепланетарную концепцию учета хранения и переработки ОЯТ и РАО имеющихся и образующихся как в атомных так и не атомных областях, этот вызов времени необходимо решить, чтобы не превратить планету Земля в ядерную свалку.

Предлагаемая концепция должна содержать следующие ключевые аспекты:

- всеобщий учет хранения и переработки ОЯТ и РАО под контролем МАГАТЕ;
- определение мест временного хранения ОЯТ в местах их образования (АЭС, урановые рудники);
- системы локализации хранения ОЯТ на временных площадках, позволяющие перевести эту площадку в статус “Зеленой лужайки”;
- наличие систем, позволяющих безопасно транспортировать накопленные ОЯТ с временного хранилища на централизованное хранилище;
- создание комплекса: централизованное хранилище + завод по переработке, позволяющий максимально использовать ядерное топливо и материалы повторно в промышленности, а полученные отходы максимально компактизировать.

ГК работая на глобальном рынке продвижения российских атомных технологий, обладает возможностью предложить иностранным заказчикам технологию отложенного решения в виде временного контейнерного хранилища, с возможностью дальнейшей отправки на централизованные хранилища и переработку.

На текущий момент в РФ отсутствует один из основных элементов данной системы - референтная площадка для контейнерного хранения ОЯТ с использованием двухцелевого контейнера, позволяющая осуществить вывоз ОЯТ в этих контейнерах без дополнительных технологических операция по перегрузке ОЯТ на централизованное контейнерное хранилище.

Проект такой референтной площадки, должен включать в себя варианты типовых решений для разных климатических зон, с максимально унифицированным оборудованием, по критериям технологичность, полной стоимости жизненного цикла КХОТ, эко логичности с последующим выводом до состояния “зеленой лужайки”.

Организовать дискуссию на тему типового контейнерного хранилища для различных климатических зон. Пригодна для хранения ОЯТ станция российского и зарубежного дизайна (реакторов ВВЭР, РWR, BWR). Таким образом, ГК сможет реализовать как комплексное интегрированное решение при поставке АЭС за рубежом, так и работать на рынке Back-end для станций зарубежного дизайна.

Основным элементом контейнерного хранилища является двухцелевой контейнер.

Обзор конкурентов и потенциал рынка. (в настоящее время все большее количество стран “Новичков” становятся заказчиками российских АЭС, по экономическим и политическим мотивам они выбирают стратегию отложенного решения. Для его реализации, такие заказчики рассчитывают получить референтное экономически эффективное решение, для безопасного долговременно хранения ОЯТ).

Для определения общих критериев конкурентоспособности двухцелевого контейнера, который должен стать основным элементом технологии сухого контейнерного хранения, в составе интегрированного предложения был проведен следующий анализ:

- анализ требований Заказчиков строительства АЭС (Тендерных технических заданий) к системам обращения с ОЯТ;
- анализ характеристик поставляемого и планируемого к поставке ОАО «ТВЭЛ» топлива и топливных циклов;
- анализ средней мировой стоимости сухого хранения ОЯТ;
- анализ стоимости контейнеров в предложениях крупнейших мировых вендоров в области обращения с ОЯТ;
- анализ основных параметров ОТВС;
- требуемые характеристики ТУК.

Стратегия получения референтной технологии хранения ОЯТ:

- Разработка проектной документация для контейнерной площадки на территории АЭС РФ;
- Строительство площадки;
- Изготовление контейнеров для площадки;
- Запуск в эксплуатацию и отработка технологии хранения ОЯТ;
- Референтная площадка за рубежом.

После этого открывается возможность предоставлять контейнерное хранение в комплексе услуг по строительству новых АЭС за рубежом или предложение контейнерных хранилищ на рынке Back-end для станций зарубежного дизайна.

Список литературы

1 Радченко М.В. и др. Современные тенденции по обращению с облученным ядерным топливом / Т.Ф. Макаруч. – Москва: Азимут, 2008. – 298 с.

2 Гуськов В.Д. Металлобетонные контейнеры для хранения и транспортирования отработавшего ядерного топлива / Санкт – Петербург: Русская коллекция, 2012. – 216 с.

ОПТИМИЗАЦИЯ СИСТЕМЫ ОБРАБОТКИ БОРОСОДЕРЖАЩИХ ВОД НА АЭС – СРЕДСТВО МИНИМИЗАЦИИ ОБЪЕМА РАО

Винницкий В.А., Чугунов А.С., Нечаев А.Ф.

Санкт-Петербургский государственный технологический институт (технический университет),

Санкт-Петербург

e-mail: ivinnicciy@gmail.com

Современной тенденцией при проектировании АЭС нового поколения является разработка мероприятий по радикальному сокращению объема образующихся и подлежащих «вечной» изоляции радиоактивных отходов за счет снижения количества солей, поступающих в сборники трапных вод, в первую очередь – кислородных соединений бора. С этой целью предложено отказаться от регенерации фильтрующих загрузок систем очистки радиоактивных вод – отработанные ионообменные материалы планируется после соответствующей обработки и кондиционирования направлять на захоронение [1].

При этом, однако, не учитывается тот факт, что боросодержащие воды образуются на стадии взрыхления и гидротрегрузки анионита за счет гидролиза «солей» сильного основания (ионогенные группы) и слабых

кислот (кислородные соединения бора), накопленных в высокоосновном анионите за рабочий период (рис. 1). Оценочно, в транспортные воды может поступать до $35 \text{ кгH}_3\text{BO}_3/(\text{м}^3 \text{ ионита})$. Этот эффект приведет к избыточному над проектным поступлению солей в ХЖРО.

Ранее нами было показано, что сорбцию борной кислоты высокоосновным анионитом можно предотвратить заменой ОН-формы фильтрующей загрузки на гидрокарбонат/карбонатную форму [2, 3].

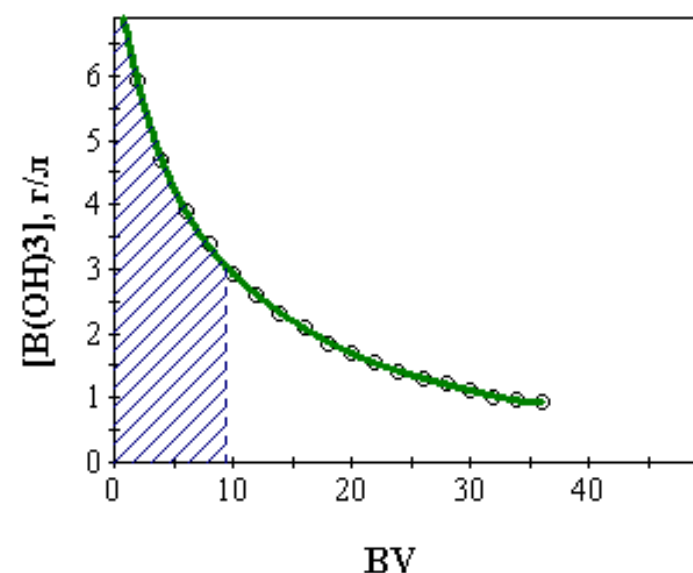
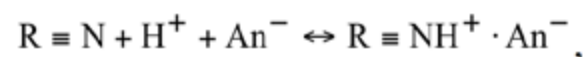


Рис. 1 Изменение концентрации борной кислоты в воде гидрорегрузки боратной формы анионита АВ-17х8. Концентрация борной кислоты при насыщении гидроксильной формы высокоосновного анионита составляла 6 г/л. BV – колоночный объем, л·(л⁻¹ ионита).

Логичным развитием предложенного подхода является использование фильтрующих загрузок, принципиально не способных к сорбции слабых электролитов. К материалам такого рода относятся в первую очередь низкоосновные аниониты. Сорбция анионов сильных кислот (Cl⁻-ионов) осуществляется за счет протонирования неионогенных групп сорбента



а слабая борная кислота в процессах сорбционного распределения не участвует.

На рисунке 2 приведены данные по концентрации хлорид-ионов в фильтрате системы «карбоксильный катионит в Н-форме – сульфокислотный катионит в Н-форме (снижение жесткости) – низкоосновный анионит в форме свободного основания (сорбция анионов сильных кислот)» при фильтрации борного концентрата, приготовленного на обезжелезенной водопроводной воде. Как видно, используемый в работе низкоосновный анионит А-100 из Н-катионированных растворов не поглощает борную кислоту, но обеспечивает выполнение нормативных требований по анионам сильных кислот.

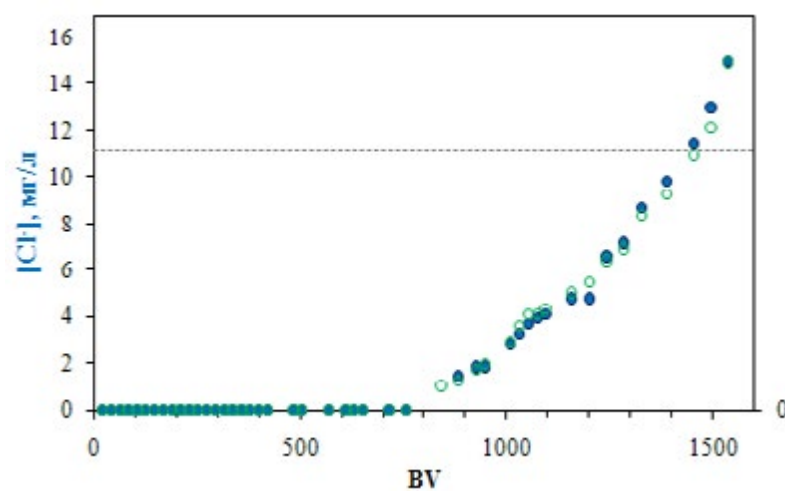


Рис. 2 Сорбция анионов сильных кислот из борного концентрата при фильтрации на низкоосновном анионите.

Таким образом, замена высокоосновного анионита в системе регенерации борной кислоты на низкоосновный анионит позволит исключить поступление борной кислоты в трапные воды и сократить её непроизводительные потери в технологическом цикле АЭС.

Исследование выполнено при поддержке Министерства образования и науки Российской Федерации, проект №651 по заданию 2014/191.

Список литературы

1. Материалы обоснования лицензии на осуществление деятельности в области использования атомной энергии. Размещение энергоблока №4 Ленинградской АЭС-2 ОАО «Концерн Энергоатом». Режим доступа (дата обращения 07.05.2015): URL: http://www.greenworld.org.ru/?q=laes2_14211.
2. Винницкий В.А. и др. Динамика сорбции борной кислоты различными формами высокоосновного анионита АВ-17-8 и минимизация ее потерь в технологическом цикле АЭС / В.А. Винницкий, А.Ф. Нечаев, А.С. Чугунов // Известия Санкт-Петербургского государственного технологического института (технического университета). – 2013. – №20(46). – С.81-84.
3. Винницкий В.А. Физико-химические особенности процесса сорбции борной кислоты в динамических условиях анионитами, применяемыми в системах очистки АЭС с реакторами типа ВВЭР / В.А. Винницкий, А.С. Чугунов // Тезисы докладов V международной научно-технической конференции молодых ученых и специалистов атомной отрасли «КОМАНДА-2013». – С.35.

НОВЫЕ МЕТОДЫ ПОЛУЧЕНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА, ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ И ИММОБИЛИЗАЦИИ РАО

Винокуров С.Е., Куляко Ю.М., Мясоедов Б.Ф.

Институт геохимии и аналитической химии им. В.И. Вернадского РАН, г. Москва

E-mail: vinokurov@geokhi.ru

Запланированное развитие атомной энергетики России неразрывно связано с необходимостью совершенствования методов изготовления ядерного топлива и обращения с ОЯТ и РАО различного состава и происхождения.

Разработаны новые методы получения оксидного уранового и МОКС-топлива [1,2]. Установлено, что нагревание азотнокислых растворов U, Np и Pu (~90°C) в присутствии гидразингидрата приводит к образованию в растворе их гидратированных диоксидов. Гидратированный $UO_2 \cdot nH_2O$ в инертной или восстановительной атмосфере при 280-800°C переходит в кристаллический UO_2 . На воздухе при 440°C $UO_2 \cdot nH_2O$ превращается в UO_3 , при 570-800°C в U_3O_8 . Показано, что термолит раствора смешанных нитратов U, Np и Pu при тех же условиях позволяет получить в растворе сначала гидратированный $(U,Np,Pu)O_2 \cdot nH_2O$, который затем при нагревании на воздухе до ~300°C превращается в кристаллический твердый раствор диоксида U, Np и Pu. Определены оптимальные условия СВЧ денитрации при 120°C твердого уранилнитрата при его взаимодействии с гидразингидратом в автоклавленном варианте для количественного выхода диоксида урана с одновременным разрушением избытка гидразингидрата и нитрат-ионов. Установлена быстрота и эффективность применения СВЧ-излучения для денитрационного количественного термолита растворов нитратов уранила и других актинидов в диоксид урана или смешанные оксиды, при котором исключается образование маточных растворов. Установлено, что СВЧ нагревание некондиционных керамических таблеток UO_2 на воздухе позволяет быстро переводить их в порошкообразный U_3O_8 , из которого в восстановительной атмосфере можно вновь получить UO_2 . Синтезированы оксиды актинидов, керамические свойства которых указали на их пригодность для изготовления таблеток оксидного ядерного топлива.

Разработан новый метод переработки ОЯТ [3,4], обеспечивающей минимизацию РАО. Выбраны оптимальные условия количественного растворения ОЯТ в слабокислых растворах нитрата железа(III). Разработан оптимальный метод количественного выделения урана из полученных нитратных растворов осаждением его малорастворимых соединений и определена степень его очистки от ПД: при пероксидном осаждении количественный выход урана не менее 99%, коэффициент очистки регенерированного урана от ПД не менее 2000. Выбраны условия получения диоксида урана керамического качества при термической обработке выделенной соли под действием СВЧ излучения.

Остекловывание является в настоящее время единственной доведенной до промышленной стадии технологией обращения с ВАО от переработки ОЯТ и реализации военных программ. Первоначальный выбор

алюмофосфатного стекла для применения в России был обусловлен необходимостью иммобилизации ВАО преимущественно натрий-алюминатного состава от переработки ОЯТ с алюминиевой оболочкой. При этом следует отметить, что ВАО от переработки ОЯТ в слабокислых растворах нитрата железа, некоторые партии новых типов отходов или «исторические» отходы от оборонной деятельности, хранящиеся в емкостях из нержавеющей стали на ПО «Маяк», содержат большое количество железа. В этой связи стекла, которые будут получены при остекловывании таких отходов по своему составу будут натрий-алюмо-железофосфатными. Синтезированы и изучены образцы натрий-алюмо-железофосфатных стекол следующих составов, мол. %: 40 Na₂O, (20-x) Al₂O₃, x Fe₂O₃, 40 P₂O₅ (серия I) и Na₂O, (20-x) Al₂O₃, x Fe₂O₃, 45 P₂O₅ (серия II). Фазовый состав и структуру полученных образцов определяли методами рентгенофазового анализа и Фурье-преобразовательной инфракрасной спектроскопии. Установлено, что при эквимольном замещении Al₂O₃ на Fe₂O₃ структура закаленных стекол серии I не претерпевает заметных изменений в отличие от стекол серии II. Отжиг образцов стекол приводил к их частичной девитрификации с выделением алюмо-железофосфатных кристаллических фаз. Установлено, что наиболее гидролитически устойчивыми являются стекла серии I, в которых до 10 мол. % Al₂O₃ замещено на Fe₂O₃: скорости выщелачивания Na, Al, Fe и P из образцов находятся в пределах (4,10)×10⁻⁸ г/(см²×сут) (степень выщелачивания - не более 1,2 масс.%) и соответствуют требованиям ГОСТ Р 50926-96. Таким образом установлено, что стекла с равными мольными концентрациями Al₂O₃ и Fe₂O₃ являются наиболее кристаллизационно- и гидролитически-устойчивыми.

Разработан метод иммобилизации высокосолевого ВАО и САО при комнатной температуре в низкотемпературных магний-калий-фосфатных (МКФ) матрицах и проведено комплексное изучение их физико-химических свойств [5,6]. Установлена высокая химическая устойчивость полученных матриц к выщелачиванию радионуклидов и других компонентов при различных температурах: индексы выщелачивания ²³⁹Pu, ²³⁷Np, ²⁴¹Am, стронция и цезия имеют значения в интервале 12-14, а технеция, йода и селена 10-11. Определены механическая (>20 МПа), радиационная устойчивость матриц, а также химический выход радиолитического водорода (0,004 молекул/100 eV). Проведены исследования фазового состава полученных матриц и характера распределения радионуклидов в их объеме. Проведена апробация разработанного метода при отверждении имитаторов ЖРО ПО «Маяк» в объемах до 200 л, при иммобилизации илов из бассейнов выдержки ТВЭЛов СХК и РАО при выводе из эксплуатации ПУГР ЭИ-2.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства образования и науки РФ (RFMEFI60414X0009).

Список литературы

- 1 Kulyako Y.M., Perevalov S.A., Trofimov T.I., et al. UO₂, NpO₂ and PuO₂ preparation in aqueous nitrate solutions in the presence of hydrazine hydrate // J. Radioanalytical and Nuclear Chemistry. 2014. Vol. 299. Issue 3. P. 1293-1298.
- 2 Мясоедов Б.Ф., Куляко Ю.М., Федосеев А.М. и др. Получение диоксидов Np, Pu и U в азотнокислых растворах в присутствии гидразингидрата // Радиохимия. 2013. Т. 55. № 6. С. 487-492
- 3 Myasoedov B.F., Kulyako Y.M. New approaches to reprocessing of oxide nuclear fuel // J. Radioanalytical and Nuclear Chemistry. 2013. Vol. 296. Issue 2. P. 1127-1131.
- 4 Kulyako Yu.M., Perevalov S.A., Trofimov T.I., et al. Factors governing the efficiency of dissolution of UO₂ ceramic pellets in aqueous solutions of iron nitrate // Radiochemistry. 2014. Vol. 56. Issue 3. P. 247-251.
- 5 Vinokurov S.E., Kulyako Yu.M., Slyunchev O.M., et al. Low-temperature immobilization of actinides and other components of high-level waste in magnesium potassium phosphate matrices // Journal of Nuclear Materials. 2009. Vol. 385. N1. С.189-192.
- 6 Винокуров С.Е., Куляко Ю.М., Мясоедов Б.Ф. Иммобилизация радиоактивных отходов в магний-калий-фосфатных матрицах // Российский химический журнал. 2010. Т. LIV. № 3. С. 81-88.

БЕРЕГОВОЙ ПОСТ ЗАГРУЗКИ ОЯТ

Григорьев Е. А.

АО «АТОМПРОЕКТ», г. Санкт-Петербург

В связи с истечением срока службы, а также в связи с выполнением Россией своих международных обязательств в области сокращения вооружений с середины 1980-х годов начался интенсивный вывод из состава ВМФ атомных подводных лодок (АПЛ) и надводных кораблей (НК) с ядерными энергетическими установками (ЯЭУ).

До 1998 года судоремонтные и судостроительные заводы России утилизировали не более 2-5 АЛЛ в

год, что привело к стремительному накоплению в пунктах отстоя АЛЛ, подлежащих утилизации.

Мурманская область является уникальным регионом России по концентрации ядерно- и радиационно опасных объектов, что имеет свою историю. Береговая техническая база, расположенная на берегу губы Андреева Мотовского залива, созданная в 60-е годы для обеспечения эксплуатации атомных подводных лодок, осуществляла прием и хранение свежего и облученного ядерного топлива, твердых и жидких радиоактивных отходов. В процессе длительной эксплуатации защитные барьеры хранилищ ядерного топлива и радиоактивных отходов деградировали, частично утратили способность выполнять свои функции, в результате чего произошло проникновение радиоактивных отходов в почву, загрязнение конструкций зданий, сооружений, территории и акватории, сформировались источники радиоактивного загрязнения территории и экологической опасности.

Кроме того, в процессе эксплуатации ядерных силовых установок в течение всего периода накоплено и хранится значительное количество ОЯТ на плавучей технической базе (ПТБ) «Лоттае». Часть облученного ядерного топлива (ОЯТ) имеет дефектное состояние, которое создает реальную опасность радиологического воздействия на окружающую среду региона. Оценка условий выполнения работ показывает, что допустимое время работы персонала с облученным ядерным топливом - 19 секунд в сутки. Этот показатель говорит о том, что процесс выполнения подготовки облученного ядерного топлива к отправке будет сложным и продолжительным. Без специальной техники и технологии выполнение работ невозможно. Именно для решения таких задач и был спроектирован и построен береговой пост загрузки.

Береговой пост загрузки предназначен для выполнения всего комплекса работ по приемке от плавучих технических баз, осуществляющих перезарядку судовых реакторов, отработавших ТВС в чехлах, их загрузку в транспортные радиационно-защитные контейнеры ТУК, такие как ТК-18, ТУК-108/1, ТУК-120, а также установку транспортных радиационно-защитных контейнеров ТУК на накопительную площадку или в вагон-контейнер ТК-ВГ-18.

В проекте разработана транспортно-технологическая схема перегрузки отработавших ТВС из базового контейнера типа КБ в транспортный радиационно-защитный контейнер типа ТУК.

В комплексе перегрузки ОЯТ предусмотрены следующие системы:

- основные технологические системы;
- вспомогательные системы инженерного обеспечения.

В ходе реализации проекта разработана транспортно-технологическая схема перегрузки ОТВС. Разработан ряд исходных требований на нестандартное оборудование, которое позволит реализовать выполнение все требуемых операций по перегрузке ОТВС.

Береговой пост загрузки ОЯТ построен и введен в эксплуатацию в 2013г., в рамках реализации ФЦП «Ядерная и радиационная безопасность России на 2008-2015г.г.». Береговой пост загрузки должен заменить плавучую техническую базу «Лотта», на которой велись активные работы по перегрузке ОЯТ. Перенос этих операций с объекта, находящегося на плаву, на берег – это, без сомнения, повышение безопасности ядерно-опасных работ. Когда видишь толщину бетонных стен берегового поста загрузки, рассчитанных на падение летательного аппарата, то, даже непосвященному, становится ясно – предприняты основательные меры безопасности.

ПРИМЕНЕНИЕ ПРОЕКТНОГО УПРАВЛЕНИЯ ПРИ РАЗРАБОТКЕ И АТТЕСТАЦИИ НЕРАЗРУШАЮЩИХ МЕТОДИК ИЗМЕРЕНИЯ В ОБЛАСТИ УЧЕТА И КОНТРОЛЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ

А.А. Ефремова, М.А. Семенов, А.С. Антушевский
ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск

Анализ нормативных документов в области разработки и аттестации методик измерения [1-4] показал, что, несмотря на разнообразие методик измерения, процесс их разработки и аттестации имеет общую структуру и этапы, что позволяет применить к нему концепцию проектного управления.

Так, целью процесса разработки МИ является получение документально оформленной МИ с установленными требованиями к точности, подтвержденными в ходе метрологической аттестации. Реализация работ по созданию МИ предполагает участие ряда предприятий: научно-исследовательских организаций, метрологических служб, экспертов по стандартизации и др. Иными словами, процесс разработки МИ осуществляется в определенном окружении, включающем внутренние и внешние компоненты, учитывающие экономические, технологические, нормативные и иные факторы. Наконец, процесс разработки МИ про-

текает во времени, он характеризуется начальной и конечной стадиями, а также требует материальных и трудовых ресурсов, т.е. имеет все признаки проекта как объекта управления [5].

В работе рассмотрен процесс разработки и аттестации типовой методики измерения ядерных материалов для целей учета и контроля ядерных материалов и ядерной безопасности в разрезе концепции проектного управления. На основании результатов, представленных в работе [5], построена иерархическая структура процесса разработки и аттестации МИ с выделением основных этапов работы и определением задач для каждого этапа. Построен сетевой график проекта для оценки вероятных сроков выполнения работ с использованием программного обеспечения Microsoft Project 2010.

На основании типовой структуры проведена практическая реализация метода календарно-сетевого планирования при разработке методик измерения количественных характеристик ядерных материалов в отложениях, накоплениях, отходах, вычислены временные характеристики и трудозатраты проекта, а также проведена оценка проектных рисков.

Применение проектного управления при разработке и аттестации методик измерения позволило:

- провести оценку временных, финансовых и трудовых затрат необходимых для реализации проекта, при этом определив оптимальное сочетание между ними;
- выявить и провести качественную оценку проектных рисков на основании экспертных оценок;
- контролировать выполнение проекта на каждой его стадии и своевременно реагировать на любые изменения в процессе реализации проекта.

Работа выполнена в рамках повышения собственной эффективности (самоэффективности) при выполнении работ.

Список литературы

1. Федеральный закон РФ «Об обеспечении единства измерений» (от 26.06.2008 № 102-ФЗ).
2. ГОСТ Р 8.563-2009. Государственная система обеспечения единства измерений. Методики выполнения измерений.
3. МИ 2377-98. Государственная система измерений. Разработка и аттестация методик выполнения измерений.
4. Стандарт организации «Система менеджмента качества. Методики измерений. Порядок разработки, аттестации, внедрения и метрологического надзора». СТО Ц 006-2010.
5. Громов А.С. «Управление качеством при разработке аттестации методик выполнения измерений». Диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук, 2009.

КОНЦЕПТУАЛЬНЫЕ И ТЕХНИЧЕСКИЕ РЕШЕНИЯ ПО СОЗДАНИЮ НА «ПО «МАЯК» УСТАНОВОК ОСТЕКЛЫВАНИЯ ЖИДКИХ И ГЕТЕРОГЕННЫХ ВАО

Козлов П.В., Ремизов М.Б., Логунов М.В., Корченкин К.К.
ФГУП «ПО «Маяк», г. Озерск
E-mail: cpl@po-mayak.ru

В настоящее время основной технологией отверждения высокоактивных отходов, получившей признание в мире, является остекловывание. На «ПО «Маяк» данный способ применяется в промышленном масштабе с 1987 года. Имобилизации жидких ВАО радиохимического производства в устойчивый матричный материал происходит на не эвакуируемых плавителях прямого электрического нагрева типа ЭП-500. За прошедший период времени на предприятии отработали расчетный срок и были выведены из эксплуатации 4 подобные печи. В 2010 году планомерно была остановлена печь ЭП-500/4. В результате работы данных печей за 15,3 года (эффективное время эксплуатации оборудования) было отверждено 28600 м³ ЖРО с получением 6200 т алюмофосфатного стекла с активностью около 640 млн.Ки.

Тем не менее, на радиохимическом производстве остаются актуальными и требуют решения следующие задачи развития технологии остекловывания:

- 1) обеспечение возможности отверждения всех видов образующихся жидких ВАО;
- 2) внедрение технологии, обеспечивающей возврат остеклованных ВАО от переработки зарубежного ОЯТ в страну происхождения;
- 3) обеспечение возможности отверждения извлекаемых из долговременных хранилищ накопленных ВАО (растворов и пульп);
- 4) переход от не эвакуируемых плавителей к малогабаритным удаляемым установкам.

В 2015 г. будет завершено строительство новой электропечи ЭП-500/5, которая предназначена для остекловывания практически всех типов жидких ВАО (кроме пульп). Проектный срок ее эксплуатации составляет 6 лет, производительность по стеклу – до 720 т/год (100 кг/ч), по раствору – 350 л/ч, масса – 130 т, введение флюсующих добавок – в жидком виде. Печь ЭП-500/5 является результатом глубокой модернизации предыдущих печей. Изменения конструкции направлены, на продление ресурса печи (у предыдущих печей проектный срок эксплуатации составлял 3 года) путем усиления коррозионной стойкости наиболее нагруженных элементов печи (огнеупорных материалов ванны и свода, токоподводов), модернизации системы охлаждения и т.д. Конструкция электропечи ЭП-500/5 существенно отличается от ЭП-500/3 и ЭП-500/4 – отсутствует водоохлаждаемый порог, а охлаждение боковых и торцевых стен вынесено на внешнюю поверхность корпуса. Первое изменение необходимо для обеспечения опорожнения печи перед окончательным остановом (этой же цели служит дополнительное сливное устройство, расположенное в придонной части печи), второе техническое решение направлено на предотвращение конденсации азотокислых паров во внутреннем объеме печи.

После вывода печи ЭП-500/5 из эксплуатации (в 2020-2021 гг.) в работу должен быть запущен новый комплекс остекловывания, универсальный по составу отверждаемых ЖРО.

Согласно разработанному проекту концепции нового комплекса остекловывания в его составе предполагается использование следующих плавителей:

- плавителя на алюмофосфатном стекле, разработанного на базе печи ЭП-500/5 с меньшей производительностью (200 л/ч по исходному упаренному раствору), с проектной проработкой его демонтажа по окончании эксплуатации с применением, в числе прочего, дистанционно управляемых роботизированных комплексов со сменным оборудованием. Опыт эксплуатации последних на объектах Росатома весьма представителен. В дальнейшем возможна замена данного плавителя на эвакуируемые малогабаритные плавители прямого электрического нагрева на алюмофосфатном стекле;
- два эвакуируемых малогабаритных плавителя прямого электрического нагрева на боросиликатном стекле (прототип – разработанный в технологическом институте Карлсруэ плавитель VPC) с производительностью по упаренному раствору 50 л/ч каждый, из которых одновременно с фосфатным плавителем работает только один (второй в резерве);
- малогабаритный высокочастотный индукционный плавитель с «холодным» тиглем (ИПХТ) на фосфатном или борофосфатном стекле.

Основная часть текущих ВАО с наименее проблемным составом – рафинаты от переработки ОЯТ современных энергетических реакторов (ВВЭР) и от реакторов АМБ (кроме потока с высоким содержанием молибдена) – должна отверждаться в боросиликатное стекло.

Более сложные по составу отходы (растворы от переработки накопленных ВАО; рафинаты от переработки ОЯТ реакторов АМБ с высоким содержанием молибдена; сульфатсодержащие растворы; растворы, содержащие большие количества таких проблемных элементов, как хром, никель, железо и др.) должны включаться в алюмофосфатное стекло. Использование алюмофосфатного стекла для отверждения данных групп отходов обусловлено присутствием в них вышеупомянутых компонентов, по содержанию которых в боросиликатных стеклах имеются более жесткие ограничения (в первую очередь – серы). Так, в алюмофосфатное стекло потенциально (как показывают исследования) можно включить в три раза больше серы, чем в боросиликатное. При этом основные свойства стекла сохраняются.

Все ВАО в виде растворов перерабатываются на плавителях прямого электрического нагрева.

Для остекловывания пульп, извлекаемых из долговременных емкостей-хранилищ, предполагается использовать два типа плавителей. Менее «проблемные» по химическому составу осадки после растворения в азотной кислоте отверждаются в плавителе прямого электрического нагрева на алюмофосфатной цепочке. Нерастворимая же часть осадков (а также осадков, содержащих запредельное количество критических компонентов для остекловывания в печи джоулева нагрева) отверждается в ИПХТ также в алюмофосфатное стекло. Достоинство ИПХТ заключается в возможности проведения плавления осадков (твердой фазы пульп) при весьма высоких температурах – более 2000 °С – без ущерба для самого плавителя. Это позволяет переводить в расплав и получать стеклоподобный или кристаллический материал удовлетворительного качества при отверждении отходов любой природы.

Таким образом, комплекс остекловывания, создаваемый в соответствии с приведенной концепцией, позволит гарантированно решать все поставленные перед ним задачи переработки разнообразных потоков ЖРО с возможностью оперативных перенастроек и оптимизации, направленных на получение минимального объема остеклованных ВАО надлежащего качества, при совмещении с высокой производительностью.

КОМПЛЕКСНАЯ ПЕРЕРАБОТКА ВЫСОКОСОЛЕВЫХ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Петров А.М.¹, Корнейков Р.И.², Иваненко В.И.², Локшин Э.П.²

¹Филиал ОАО «Концерн Росэнергоатом» «Кольская атомная станция», г. Полярные Зори
²Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт химии и технологии редких элементов минерального сырья им. И.В. Тананаева Кольского научного центра Российской академии наук, г. Апатиты

Результатом деятельности объектов атомной энергетики является образование жидких радиоактивных отходов (ЖРО) сложного химического состава, общее солесодержание которых может составлять сотни граммов на литр [1]. Основной вклад в удельную активность такого типа отходов вносят радионуклиды ^{134,137}Cs, ⁹⁰Sr, ⁶⁰Co [2]. Радионуклиды цезия и стронция находятся в многокомпонентных ЖРО в ионной форме, тогда как изотопы кобальта находятся в «закомплексованном» с органическими соединениями состоянии.

Значительные количества органических ацидо-лигандов, присутствующие наряду с большими количествами фоновых неорганических соединений в ЖРО, представляют в основном остатки этилендиамина-тетрауксусной, щавелевой и лимонной кислот. Сложность химического состава, обусловленная присутствием высоких концентраций органической, и неорганической составляющей, создает трудности при дезактивации таких жидких радиоактивных отходов.

Для извлечения радионуклидов ^{134,137}Cs и ⁹⁰Sr перспективными являются сорбционные методы [3]. Среди ионообменников предложено использовать фероцианидные матрицы [4], обладающие высокой селективностью только к изотопам цезия, и сорбенты на основе диоксида марганца [5], избирательные только по отношению к изотопам стронция. Однако, несмотря на повышенное сродство указанных соединений к радионуклидам ^{134,137}Cs и ⁹⁰Sr, они не обеспечивают надежной иммобилизации сорбированных радионуклидов при хранении отработанного сорбента.

Кроме того стоимость сорбентов на основе фероцианидных соединений и диоксида марганца достаточно велика.

Для извлечения ⁶⁰Co из ЖРО перспективны сорбционные и осадительные методы. Однако эти методы дезактивации ЖРО от радионуклидов кобальта без перевода последнего из связанного с комплексом молекулярного состояния в ионное невозможны. Для перевода кобальта в катионную форму используют окислительные методы. В качестве окислителей предлагаются перманганат калия, пероксид водорода, озон [1,4,6]. Однако применение этих методов либо дорого, либо не достаточно эффективно.

Поэтому поиск оптимальных решений по реализации простой менее затратной, но высокоэффективной комплексной переработки высокосолевых жидких радиоактивных отходов носит актуальный характер.

Цель работы заключалась в изучении возможности комплексной переработки высокосолевых жидких радиоактивных отходов посредством методов ионного обмена и осаждения.

Перспективными ионитами, проявляющие повышенное сродство к радионуклидам ^{134,137}Cs и ⁹⁰Sr на фоне высоких концентраций близких по химическим свойствам нерадиоактивных катионов металлов, являются соединения на основе оксогидрофосфатов титана(IV). Сродство титанофосфатного сорбента по отношению к катионам щелочных и щелочноземельных металлов увеличивается при переходе от более гидратированного катиона металла, обладающего меньшим ионным радиусом, к менее гидратированному катиону металла, имеющего, соответственно, больший ионный радиус. Модифицирование титанофосфатной матрицы катионами металлов, отличающихся от Ti(IV) по кислотно-основным свойствам (например, Fe(III), Zr(IV) и Nb(V)), приводит к повышению сорбционных характеристик в значительно большем диапазоне pH по сравнению с немодифицированными матрицами.

Аморфизованная фаза сорбента обеспечивает высокую удельную поверхность и снижение диффузионных ограничений в ионообменной матрице при замещении катионов металлов на ионы функциональных групп сорбента. Кристаллизация ионообменника с отношением содержания фосфора к титану не более 1 позволяет получать отработанный сорбент в минералоподобном состоянии.

Таким образом, сорбенты на основе оксогидрофосфатов титана(IV) могут обеспечить надежную иммобилизацию и безопасность сорбата при хранении в течение длительного времени.

Для выделения из ЖРО радионуклидов ⁶⁰Co необходим предварительный их перевод в несвязанную с органическими соединениями форму. Представляющим интерес может быть не окислительный способ разрушения органики, а метод, основанный на ионном замещении ⁶⁰Co в органическом комплексе на катионы металла, образующие с органическим лигандом более прочную связь. В качестве декомплексующих

катионов металлов интерес представляют катионы Fe(III), образующие с органическими ацидо-лигандами более устойчивые комплексные соединения, чем Co(II). После замещения Co(II) в органике возможно его выделение из раствора осаждением. Совместно с кобальтом из раствора частично выделяется и цезий.

Таким образом, комбинирование при дезактивации высокосолевых ЖРО осадительного (перевод в ионное состояние радионуклидов ⁶⁰Co и последующее его выделение из раствора) и сорбционного (с использованием сорбентов на основе оксогидрофосфатов титана(IV), обладающих повышенным сродством к радионуклидам ^{134,137}Cs и ⁹⁰Sr) методов позволит значительно упростить технологическую схему, повысить эффективность переработки ЖРО сложного химического состава и обеспечить надежную иммобилизацию извлекаемых из растворов радионуклидов.

Список литературы

1. Рябчиков, Б.Е. Очистка жидких радиоактивных отходов/Б.Е. Рябчиков. - Москва: ДеЛи принт, 2008. - 516с.
2. Малогабаритная станция комплексной переработки жидких радиоактивных отходов/Ю.М. Вишняков [и др.]/Судостроение. - 1999. - № 3. - С.44-48.
3. Ярославцев, А.Б. Ионный обмен на неорганических сорбентах/А.Б. Ярославцев//Успехи химии. - 1997. - Т.66. - № 7. - С.641-660.
4. Разработка технологии и переработка кубовых остатков на Кольской АЭС/В.В. Омелчук [и др.]/Безопасность окружающей среды. - 2007. - №3. - С.34-37.
5. Бекренев, А.В. Кислотно-основные свойства сорбентов на основе гидратированного диоксида марганца(IV)/А.В. Бекренев, А.К. Пяртман, С.В. Холодкевич//Журнал неорганической химии. - 1995. - Т.40. - №6. - С.943-947.
6. Окислительное разложение ЭДТА в водных растворах при действии УФ излучения/А.Ф. Селиверстов [и др.]/Радиохимия. - 2008. - Т.50. - №1. С.62-65.

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ СХЕМЫ ДЕЗАКТИВАЦИИ ОТХОДОВ ПЛАТИНЫ С ЦЕЛЬЮ ВОЗВРАТА ДРАГМЕТАЛЛА В ГОСФОНД РОССИИ

Кузнецова Н.А., Сахненко О.А., Козина Ю.В.
ФГУП «ПО «Маяк», ЦЗЛ, г. Озёрск
poniku@mail.ru

В настоящее время на ФГУП «ПО «Маяк» происходит накопление платиновых элементов от изделий, возвращенных для утилизации. В процессе эксплуатации элементы находились в контакте с плутонием, вследствие чего загрязнение по

α -активности достигает 150000 част/(см²·мин), снимаемое загрязнение по мазку 40000 част/(см²·мин).

Для возврата драгметалла в народное хозяйство, согласно нормативам [1], платину следует дезактивировать до величины общего загрязнения, не превышающей 1,0 α -част/(см²·мин), снимаемое загрязнение не допускается, мощность дозы гамма-нейтронного излучения не должна превышать 0,2 мкЗв/ч.

Цель работы заключалась в подборе и осуществлении наиболее эффективного метода дезактивации платины, обеспечивающего минимальные потери драгметалла и возврат платины в госфонд России, а также в определении фактических потерь платины при утилизации платиновых отходов.

В ходе проведения различных серий экспериментов было установлено, что наиболее эффективный метод дезактивации платиновых отходов является переплав под флюсом (CaO+SiO₂+Al₂O₃) во внутреннем периклазовом и внешнем корундовом тиглях в индукционной печи при температуре (1770±10) °С в течение 60 мин. Для снижения уровня загрязнения платиновых отходов, поступающих на переплав, а также содержания примесей различных химических элементов была разработана технологии подготовки платиновых отходов к переплаву, включающей в себя следующие этапы:

- удаление никелево-медных покрытий с поверхности платиновых элементов;
- удаление газопроводов и капилляров;

- фрагментацию элементов на сегменты;
- удаление медных припоев;
- жидкостную дезактивацию до уровней $50 \alpha\text{-част}/(\text{см}^2\cdot\text{мин})$.

На основании результатов [2], полученных в ходе проведенных исследований, была введена в действие технологическая схема утилизации платиновых отходов. Схема представлена на рисунке 1. Общая масса переработанного драгметалла составила 30 кг. Данная технология позволяет дезактивировать драгметалл до требуемых уровней [1], [3] и вернуть платину в госфонд России с минимальными потерями, не превышающими 3 %.

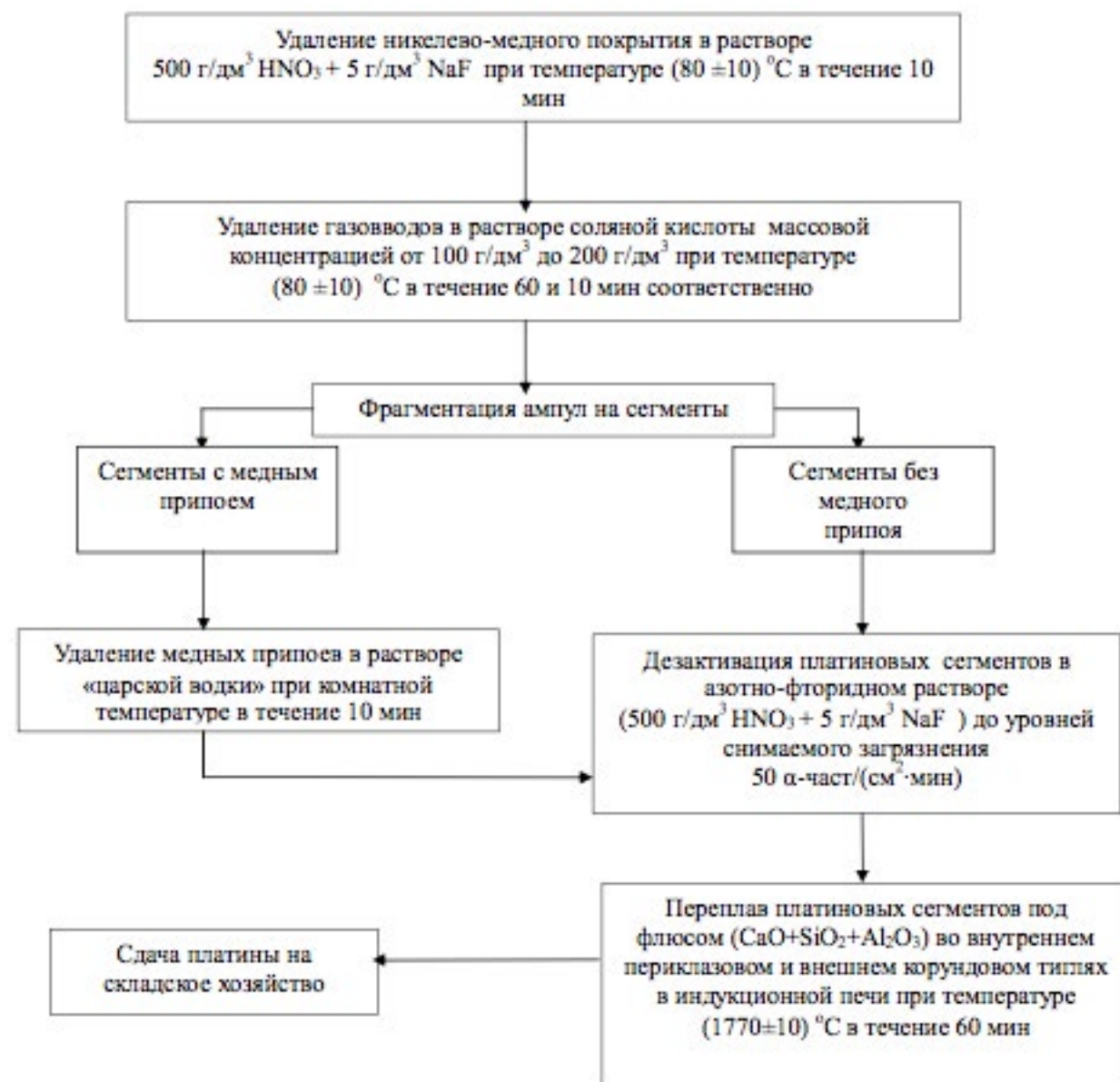


Рис. 1 – Технологическая схема утилизации платиновых элементов.

Список литературы

- 1 Контрольные уровни допустимой объемной активности воздуха, радиоактивного загрязнения поверхностей, индивидуальных доз облучения и мощности дозы ионизирующего излучения [Текст]: КУРБ-2010: Взамен КУРБ-2004; введ. 2010-01-01. - Озерск, ФГУП «ПО «Маяк».
- 2 Разработка технологической схемы утилизации платиновых ампул РЦЧ 108.010 [Текст]: отчет/ ФГУП «ПО «Маяк»; исполн.: Н.А. Кузнецова, П.Ю. Зимин. – Озерск, 2012. – 26 с. – Исх. № 2.3.1/1617
- 3 Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ 99/2010) [Текст]: СП 2.6.1.2612-10 : утв. постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 26.04.2010.

МЕТОД ПЕРЕРАБОТКИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ АКТИВИРОВАННОГО ПИРОЛЮЗИТА

К.Г. Легких, В.Б. Смыков

ФГУП «ГНЦ – РФ ФЭИ им. А.И. Лейпунского», г. Обнинск

E-mail: Kristina-legkih@yandex.ru

В настоящее время на предприятиях радиохимического комплекса, на действующих и остановленных АЭС накоплен значительный объем не переработанных пригодным для долгосрочного хранения жидких радиоактивных отходов методом. Эта ситуация касается как предприятий РФ, так и всего мира в целом. Несмотря на то, что законодательные акты разных стран, регулирующие обращение с РАО, могут существенно различаться в сторону упрощения процедуры захоронения жидких радиоактивных отходов, принимая во внимание территории захоронения (пустыни), гарантированно надежной технологии на сегодняшний день по-прежнему нет. А сама технология захоронения сводится исключительно к выбору места с наименьшей привлекательностью для проживания человека, и одновременно с наименьшими рисками разрушения и затопления [1].

Выбранная тактика откладывает решение проблемы на потом, и только увеличивает возможные риски. С течением времени состояние временных хранилищ жидких РАО не становится лучше. В отсутствие методов переработки ЖРО в твердое минералоподобное состояние (пригодное для длительного хранения или захоронения), любое случайное попадание ЖРО в окружающую среду не только станет не только аварийным событием, но и неизбежным последующим увеличением количества радиоактивных отходов за счет загрязнения почв, источников пресной воды и т.д. В долгосрочной перспективе развития ядерных технологий и потребления энергоносителей ядерного цикла, будет наработано значительное количество жидких радиоактивных отходов, требующих переработки.

Как это ни парадоксально, но органическая составляющая ЖРО, которая доставляет множество проблем при цементировании, является неспецифическим компонентом ЖРО. Органические примеси попадают в ЖРО либо в результате использования технологического процесса с намеренным привлечением органических веществ (например комплексонов при дезактивационных работах), либо в результате отсутствия разделения потоков в технологиях обращения с ЖРО. От случайного загрязнения смазочными материалами, маслами и т.д. избавиться невозможно. Можно только уменьшить долю их поступления за счет увеличения степени надежности узлов технологических потоков. Вторая часть проблемы – это технологии, использующие СМС и ПАВ (спецпрачечные, дезактивационные работы). Причем, не сами спецпрачечные как таковые, а тот факт, что на практике ЖРО, не содержащие ПАВ, на этапе хранения будут смешаны с ЖРО содержащими ПАВ.

На сегодняшний день все жидкие радиоактивные отходы средней и низкой степени активности без разделения подвергаются концентрированию на выпарных установках и доочистке на ионообменных смолах. При этом очищенная вода сбрасывается в канализацию, а высокоактивный концентрат поступает на хранение. Дальнейшая переработка концентрата осложнена значительным содержанием органики, в том числе ПАВ, которые приводят к образованию стабильных эмульсий, и в значительной степени усложняют выделение из них твердого осадка.

Со временем в концентрате наблюдается расслоение на жидкую фазу и донный осадок ограниченной подвижности. Если для жидкой фазы существует возможность цементирования с дополнительными специфическими минералообразующими компонентами, то донный осадок (пульпы) не поддается отверждению по таким технологиям. Продукт цементирования нестабилен, и подвержен самопроизвольному разрушению при обычном хранении для цементированных РАО.

Проблема на сегодняшний день актуальна, но подходы к решению, как показала практика, обладают недостаточной эффективностью. Кратко перечислим их ниже:

- сорбционная очистка;
- коагуляция;
- электрокоагуляция;
- озонирование [2].

В качестве замены перечисленным методам в работе ГНЦ РФ-ФЭИ [2] рассматривается неорганический сорбент – активированный пиролюзит.

Пиролюзит обладает такими немаловажными качествами как нерастворимость в водных средах, химическая и радиационная стойкость, не дефицитность и дешевизна.

В качестве сорбента любых органических примесей природный пиролюзит $\text{MnO}_2 \cdot 0,5\text{H}_2\text{O}$ в исходном

состоянии малоэффективен. Поэтому для использования его в качестве сорбента органических веществ применяют процедуру активации. Под активацией подразумевается факт создания 6-ти валентного Mn на базе 4-х валентного твердого носителя - пиролюзита.

Предложенный авторами метод заключается в сорбции органических примесей ЖРК активированным пиролюзитом с последующим выпариванием образовавшейся суспензии до сухого остатка (рис1) [3].



Рис. 1 - Принципиальная схема обращения с накопленными пульпами ЖРК

Использование предложенного способа обеспечит комплексное решение проблемы очистки жидких радиоактивных отходов и концентратов, включающее сорбционное извлечение органических веществ, таких как АПАВ с помощью доступных и дешевых материалов, отделение радиоактивного сорбента не требует использование фильтров, которые после истечения срока эксплуатации требуют переработки, цементирования радиоактивного сорбента осуществляется известным способом, например с использованием клинкер-цемента.

Список использованных источников

1. Сборник докладов 2-го Международного симпозиума по материалам на основе цементов для ядерных отходов (NUCEM-2014). Франция, Авиньон-Маркуль, 3-6 июня 2014г;
2. А.С. Никифоров, В.В. Куличенко, М.И. Жихарев. Обезвреживание жидких радиоактивных отходов. М.: Энергоатомиздат, 1985;
3. К.Г. Легких, В.Б. Смыков. «Метод иммобилизации жидких радиоактивных отходов и концентратов»// Ядерная энергетика. Известия вузов №3, 2014г.

РЕАКТОР-РАСТВОРИТЕЛЬ ДЛЯ ДИОКСИДА ПЛУТОНИЯ

А. Е. Фотеев, С. Л. Никулин, В. Т. Ильиных, В. Б. Брагин, С. А. Родионов, К. Ю. Муравьев, Е. А. Чёрный, М. Н. Белодед
ОАО «СвердНИИхиммаш», г. Екатеринбург
E-mail: foteev@sniihim.ru

Для исключения «фторидной» технологии растворения диоксида плутония в ОАО «ВНИИНМ им. А. А. Бочвара» впервые в РФ была разработана оригинальная технология растворения, осуществляемая в растворе азотной кислоты при комнатной температуре в присутствии окислителя — электрохимически генерируемого иона двухвалентного серебра [1]. Для осуществления этой технологии в ОАО «СвердНИИхиммаш» была создана не имеющая аналогов в России конструкция реактора-растворителя [2]. Новизна конструкции этого аппарата, в частности, конструкции деталей из керамики и конструкции платинового анода, а также общее аппаратное оформление процесса растворения обусловили необходимость создания полномасштабного опытного образца аппарата и проведения его испытаний.

Реактор-растворитель, представленный на рисунке 1, является массообменным аппаратом, состоящим из механического перемешивающего устройства в виде шнекоцентрибежного самовсасывающего насоса 1, генераторов для электрохимической генерации ионов двухвалентного серебра 2, стакана-растворителя 3 и корпуса 4.

При работе аппарата в стакан-растворитель 3 загружается порция порошка твердого материала, а в анодное и катодное пространства аппарата заливается азотная кислота. Дополнительно в анодное пространство реактора вводится раствор азотнокислого серебра. После этого включается насос 1, жидкость поступает в стакан-растворитель, и порошок вымывается в корпус аппарата 4. По окончании вымывания порошка движение жидкости переключается на генераторы серебра, и жидкость с суспендированным порошком начинает циркулировать по контуру «корпус — насос — анодные пространства генераторов серебра — корпус». Растворение производится с помощью электрохимически генерируемых ионов двухвалентного серебра, для чего на электроды (катод и анод) генераторов серебра подается постоянный ток от источников тока.

На стенде ОАО «СвердНИИхиммаш» были проведены гидродинамические испытания опытного аппарата, а также эксперименты по проверке и отработке режимов процесса генерации двухвалентного серебра и процесса растворения имитатора порошка диоксида плутония. В качестве имитатора диоксида плутония при электрохимических испытаниях использовался оксалат никеля.

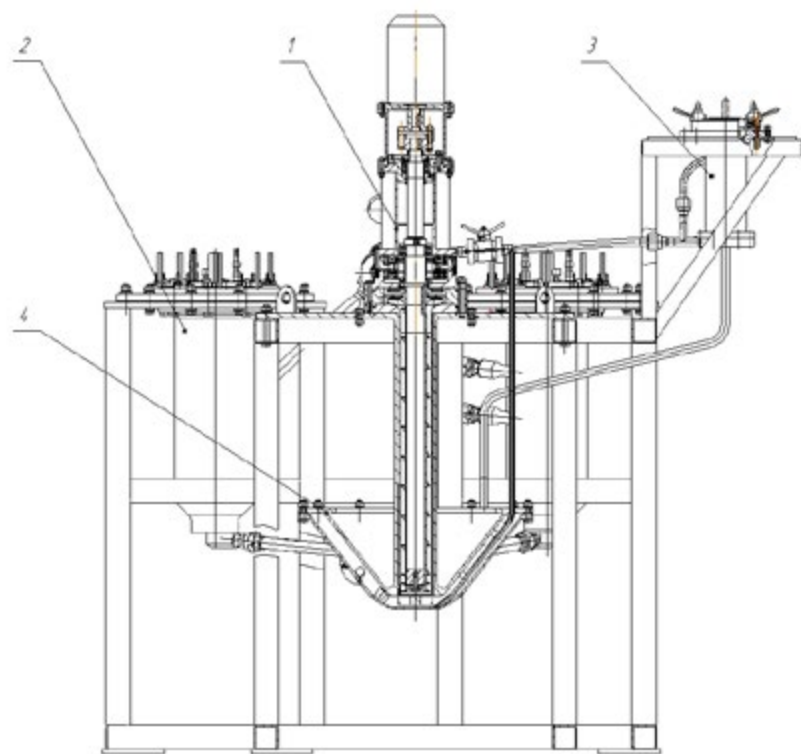
Также были проведены опыты по вымыванию порошка из стакана-растворителя и его распределению по узлам аппарата при циркуляции через генераторы серебра. Эти испытания проводились на воде, в качестве имитатора порошка диоксида плутония был применен свинцовый порошок марки ПСА.

Как показали эксперименты, в реакторе-растворителе обеспечивалось эффективное растворение оксалата никеля, при этом в течение первых 8 ч непрерывной работы было растворено примерно 85 % твердого материала.

Через 8 ч проведения эксперимента сила тока была увеличена, а генераторы были включены на генерацию двухвалентного серебра без включения насоса и циркуляции суспензии. Через 3 ч после включения насоса проба имела характерный для двухвалентного серебра темно-коричневый цвет. Осадок в двух последних пробах практически отсутствовал. Это, как и результаты анализа двух последних проб, свидетельствуют о практически полном растворении оксалата никеля в течение 10 ч работы реактора-растворителя. Результаты анализов проб показали, что предварительная наработка двухвалентного серебра, как и увеличение силы тока, не изменили динамику растворения оксалата никеля.

Проведенный комплекс испытаний показал обоснованность основных конструктивных решений реактора-растворителя и подтвердил его механическую и гидравлическую работоспособность. Генерация ионов проходила стабильно, оптимальным значением силы тока определена величина в 60 А, увеличение концентрации одновалентного серебра в растворе более 5 г/дм³ признано нецелесообразным. Таким образом, в реакторе-растворителе обеспечивается эффективное растворение оксалата никеля, при этом полное растворение было получено примерно через 10 ч проведения эксперимента.

В настоящее время производится внедрение промышленного образца реактора для установки получения порошка диоксида плутония (УПП) ФГУП «ГХК» (г. Железногорск Красноярского края). Кроме того, разрабатывается реактор аналогичной конструкции для применения в комплексе «Прорыв» АО «СХК» (г. Северск Томской обл.)



- 1 – насос;
- 2 – генератор серебра;
- 3 – стакан-растворитель;
- 4 – корпус

Рис. 1 — Общий вид реактора-растворителя

Список литературы

1. Фотеев, А. Е. Испытания опытного реактора-растворителя диоксида плутония / А. Е. Фотеев, К. Н. Двоглазов, С. Л. Никулин [и др.] // Тр. Свердл. научно-исследоват. ин-та химич. машиностроения. Сер.: Оборудование для оснащения технологич. пр-в. — Екатеринбург : Свердловский химический машиностроительный институт, 2014. — № 21 (85). — С. 83–91. — ISBN 978-5-900700-21-6.
2. Фотеев, А. Е. Аппарат для электрохимического растворения порошкообразного оксида плутония (IV) : ноу-хау / Высокотехнологич. научно-исследоват. ин-т неорганич. материалов; авт. А. Е. Фотеев, С. Л. Никулин, А. Ю. Шадрин [и др.]. — М., 2014. — Приказ №26/13-П от 14.01.2014. — КТ №221/405 от 24.12.2013.

ПРИМЕНЕНИЕ СВЧ ТЕХНОЛОГИЙ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ РАО НА ПРИМЕРЕ КАМЕРЫ ИГК-3

Ряпосова Е.А.¹, Белоконь Д.Е.¹, Сорокин А.Ю.¹, Богдалова А.В.¹, Кузнецова К.В.¹
¹ОАО «СвердНИИхиммаш», г. Екатеринбург
 E-mail: ilovekalina@yandex.ru

Проблема кондиционирования РАО, образующихся в результате переработки облученного ядерного топлива, всегда стояла наиболее остро.

Существуют различные методы кондиционирования РАО, но для каждого из них необходим мощный источник энергии. Одним из инновационных и перспективных способов передачи энергии является метод СВЧ-нагрева. СВЧ-нагрев осуществляется энергией электромагнитного поля сверхвысокой частоты.

Примером применения такого способа передачи энергии является СВЧ установка, которая входит в оборудование исследовательской горячей камеры ИГК-3 (ФГУП ФЯО «ГХК»). Камера ИГК-3 предназначена для проведения исследований по обращению высокоактивных отходов ОДЦ методами выпаривания, сушки и кальцинации.

В состав оборудования СВЧ-установки должны входить:

- СВЧ-генератор (размещается вне камеры);
- блок управления генератором (размещается вне камеры);
- волноводный тракт (в составе волноводного тракта – внутрикамерный и внекамерные участки волновода, водная нагрузка, блок согласования, фланец с кварцевым стеклом; конструкция волновода не должна

допускать выход радионуклидов за пределы камеры, а также допускать «прострел» излучения из камеры в обслуживаемую зону);

- ферритовый циркулятор;
- технологическое устройство для 80-90% заполнения тигля;
- тигель;
- оголовок – узел стыковки тигля с волноводным трактом; с системой газоочистки; с дозатором ЖРО и патрубком для подачи реагента (кремнезоля);
- подъемно-прижимное устройство тигля ;
- локальная система управления для установки СВЧ-кальцинации;
- термостакан;

В камере ИГК-3 предусматривается место для размещения накопления тиглей с кальцинированными ВАО в количестве не более 9 штук (на заполнение 3-х бидонов) с организацией воздушных потоков для охлаждения.

Технические характеристики СВЧ-установки:

- напряжение питающей сети, В	380
- число фаз	3
- частота питающей сети, Гц	50
- мощность, потребляемая от сети, кВт	10-12
- выходная мощность, кВт	5
- рабочая частота, МГц	2450
- анодный ток, А	0,5-10
- анодное напряжение, кВ	0-12

- температура продукта в тигле определяется в процессе испытаний СВЧ-установки.

СВЧ-энергия поглощается непосредственно загрузкой и не требует размещения нагревателей вблизи радиоактивного материала. Это упрощает обслуживание и уменьшает риск загрязнения оборудования и облучения персонала. Тигель, в котором происходит кальцинация ВАО, является также и контейнером для кальцинированных ВАО.

Основное энергетическое оборудование СВЧ-установки размещается за пределами «горячей зоны», генератор изолирован от тигля вставками из «прозрачного» для СВЧ волн материала.

Время дозирования в тигель ВАО, а также продолжительность процессов выпаривания воды и кальцинации ВАО зависят от многих факторов и определяются в ходе испытаний СВЧ-установки в ИГК-3. Также следует определить высоту твердой фазы в тигле, которая станет критической для проникновения в продукт СВЧ-волны. По достижении критической высоты твердой фазы, подача ВАО в тигель прекращается.

При проведении испытаний СВЧ-установки также предусмотрено определение производительности установки при разной мощности СВЧ поля. В качестве имитатора ВАО может быть использована вода, другие жидкости.

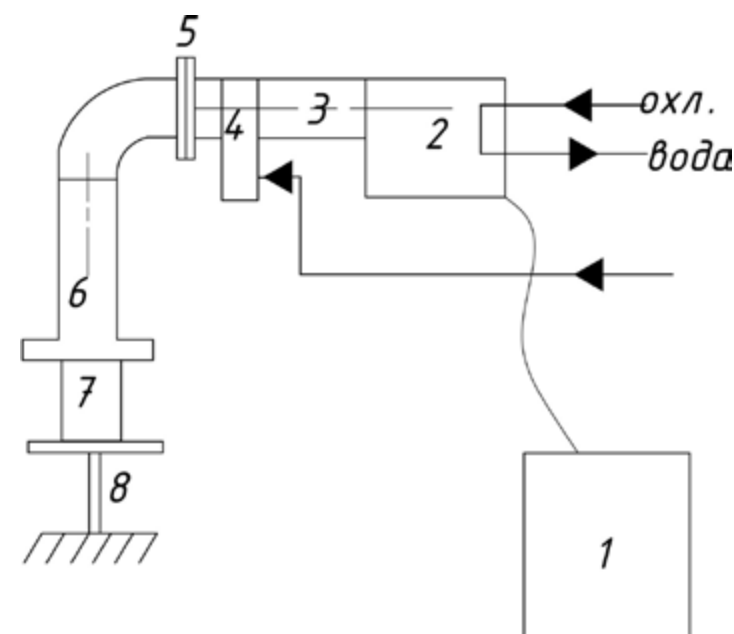


Рис. 1– Блок-схема СВЧ установки (1-блок управления генератором; 2-СВЧ генератор; 3-волновод; 4-циркулятор с водной нагрузкой; 5-фланец с кварцевым стеклом; 6-оголовок; 7-тигель; 8-подъемно-прижимное устройство)

Список литературы

- 1 Техническое задание на выполнение комплекса работ по разработке КД, изготовлению и поставке внутрикамерного оборудования исследовательской камеры ИГК-3 (отделение 53 ОДЦ)- 46с.

ВНЕДРЕНИЕ ПЕРСПЕКТИВНЫХ, ЭКОЛОГИЧЕСКИ БЕЗОПАСНЫХ И ЭКОНОМИЧЕСКИ ЭФФЕКТИВНЫХ ПОДХОДОВ В ОБЛАСТИ ОБРАЩЕНИЯ С РАО

Семин С.Д., Фелицын М.А., Горбунова О.А.
ФГУП «РосРАО», г. Москва
E-mail: SDSemin@rosrao.ru

ФГУП «РосРАО» – специализированная организация, занимающаяся обращением с радиоактивными отходами (РАО), оказывает полный комплекс услуг в области обращения с РАО, включая сбор, транспортирование, кондиционирование и временное хранение, а также реабилитацией территорий, утилизацией АПЛ и судов АТО.

Опыт обращения с РАО, накопленный в последние годы, заставляет сталкиваться с широким агрегатным и морфологическим спектром РАО (сыпучие, металлические, прессуемые, сжигаемые, жидкие, ОЗРИИ и др.), размещенных по всей территории страны. Создать соответствующий набор стационарных технологий по кондиционированию всех форм РАО, учитывая неравномерное сосредоточение по предприятиям страны, а также неточное представление о прогнозах образования различных видов отходов (эксплуатационных РАО, РАО от вывода из эксплуатации ОИАЭ), представляется крайне непростой задачей, как в техническом, так и в экономическом разрезе.

В целях повышения радиационной безопасности и общественной приемлемости использования атомной энергии необходимо продолжение масштабных работ по выводу из эксплуатации объектов с истекшим сроком службы. Данные подходы нашли свое отражение во всех отраслевых программах на ближайшие годы. Вместе с тем, при использовании консервативных подходов к обращению с РАО очевиден недостаток ресурсов (в том числе и финансовых). Более того, сроки создания «классических» объектов инфраструктуры по обращению с РАО в современных нормативно-правовых условиях занимают от 3 до 10 лет, что не позволяет быстро и гибко адаптироваться под нужды отрасли.

Основной целью внедрения перспективных подходов в области обращения с РАО, при сохранении уровня радиационной и экологической безопасности, является именно экономия ресурсов, прежде всего за счет снижения логистических издержек и снижения себестоимости временного хранения и стоимости РАО.

Для достижения вышеуказанной цели предлагается решение следующих задач:

1. Снижение логистических издержек за счет использования крупнотоннажных контейнеров и современных упаковок для транспортирования и хранения ОНАО и НАО;
2. Максимальный отказ от энергоемких технологий и технологий, приводящих к большим объемам вторичных РАО;
3. Максимальная переработка РАО на месте их образования или промежуточного хранения посредством мобильных комплексов и установок;
4. Создание и эксплуатация легковозводимых сооружений для временного хранения РАО до передачи на кондиционирование или захоронение.

Все задачи целесообразно решать на основе унифицированных технологий и оборудования, широко применяемых в общемировой и внутрироссийской практике.

Крупнотоннажные контейнеры, выполненные на основе унифицированных 20-ти футовых контейнеров со специализированным сертифицированным внутренним полимерным покрытием, позволяют в 3-5 раз повысить эффективность транспортно-логистических операций.

Мобильные комплексы по переработке позволяют в кратчайшие сроки развернуть мощности по уменьшению объемов РАО до 1,5-7 раз непосредственно на месте их образования. В основе технологий лежат принципы уменьшения объемов посредством сортировки, дезактивации, измельчения (фрагментирования) и прессования ТРО, мембранной, сорбционной и ионообменной очистки ЖРО на общепромышленном оборудовании.

Легковозводимые хранилища создаются как подобие сооружений ангарного типа, на основе металлического каркаса, обшитого профилированными металлическими листами и позволяют размещать на временное хранение отходы категорий ОНАО и НАО, а при определенных проектных решениях и отходы категории САО. Дополнительным преимуществом подобных хранилищ является простота и дешевизна их вывода из эксплуатации.

К настоящему времени ФГУП «РосРАО» имеет ряд готовых решений: линейки крупнотоннажных контейнеров, мобильных комплексов по переработке РАО и легковозводимых сооружений. Однако для полной диверсификации перечня услуг ведется дальнейшее развитие перспективных направлений: создание упаковок для РАО на основе композитных материалов, мобильных систем по дезактивации РАО, мобильной «горячей» камеры для перезарядки ОЗРИ, сооружений для размещения промышленных отходов с повышенным содержанием радионуклидов.

БЕЗОПАСНОСТЬ И ЭФФЕКТИВНОСТЬ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ РУ РБМК-1000 НА ФГУП «ГХК»

д.т.н. Гаврилов П.М., к.ф.-м.н. Сеелев И.Н., Гамза Ю.В., Скурыдина Е.С.
ФГУП «ГХК», г. Железногорск
E-mail: Skurydina@mcc.krasnoyarsk.su

«Сухое» хранилище отработавшего ядерного топлива (ХОТ-2) предназначено для длительного (не менее 50 лет) технологического хранения ОЯТ реакторов типа РБМК-1000 и ВВЭР-1000 с возможностью последующей передачи на переработку или окончательную изоляцию. Его сооружение вызвано необходимостью разгрузить пристанционные хранилища существующих АЭС и в первую очередь – с реакторными установками типа РБМК-1000 (РУ РБМК-1000).

С целью своевременного обеспечения вывоза ОЯТ с атомных станций с реакторными установками типа РБМК-1000 (Ленинградская, Курская, Смоленская), строительство ХОТ-2 на ФГУП «ГХК» было предусмотрено с выделением пускового комплекса:

- первая очередь ХОТ-2 была введена в эксплуатацию в 2011 году;
- ввод в эксплуатацию полного комплекса ХОТ-2 будет выполнен в конце 2015 года.

В апреле 2012 года был принят первый эшелон с ОЯТ РБМК-1000 с Ленинградской АЭС. В настоящее время «сухое» хранилище работает в штатном режиме, принимая рейсы с ОЯТ РУ РБМК-1000 с Курской и Ленинградской АЭС.

Проект «сухого» хранилища прошел международную экспертизу в компании SGN (Франция). Предложения, указанные в экспертном заключении учтены при сооружении хранилища.

В технологическом процессе ХОТ-2 используется уникальное оборудование российской разработки, не имеющее 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 РУ РБМК-1000 хранятся в ампулах, помещенных в пенал и гнездо хранения, тем самым с учетом оболочки твэла обеспечивается четыре барьера безопасности.

Проведены расчеты на предельную сейсмическую устойчивость строительных конструкций и оборудования «сухого» хранилища ОЯТ. Максимальное сейсмическое воздействие для площадки размещения хранилищ составляет 7 баллов по шкале MSK-64. В результате проведенных расчетов определено, что строительные конструкции ХОТ-2 сохраняют целостность при 9,6 баллах по шкале MSK-64.

Согласно проектной документации ХОТ-2, размещение ампул с ПТ ОТВС РУ РБМК-1000 должно осуществляться в герметичные 30-местные пеналы хранения. В марте 2015 года по результатам испытаний и расчетов, подтвердивших ядерную и радиационную безопасность изделия, внедрено в эксплуатацию изобретение специалистов ФГУП «ГХК» (Патент № 2435239) - 31-местный пенал хранения ОЯТ РБМК-1000. Технические решения, принятые в новой конструкции пенала, повысили технологичность процесса его изготовления и надежность при эксплуатации (подготовке к хранению). Кроме того, ввод в эксплуатацию 31-местного пенала позволил увеличить вместимость «сухого» хранилища ОЯТ РУ РБМК-1000 при сохранении проектных объемов строительства объекта.

Проектом ХОТ-2 предусмотрена доставка ОЯТ РУ РБМК-1000 с АЭС в транспортных упаковочных комплексах типа ТУК-109 с металлобетонным контейнером емкостью 144 ПТ. В период с 2011 по 2014 гг. совместными усилиями специалистов ФГУП «ГХК» и ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ» был изготовлен новый эшелон для транспортирования ОЯТ РУ РБМК-1000 с АЭС. В состав эшелона вошли: 8 ТУК-109Т; 8 ж/д транспортеров типа ТК-У; вагон-сопровождения. Новые средства транспортирования ОЯТ прошли испытания, получены сертификаты на конструкцию и перевозку.

ТУК-109Т был разработан, как универсальный контейнер, позволяющий транспортировать ОЯТ РБМК-1000, как в стандартных чехлах ТУК-109 на 144 ампулы, так и с применением чехла для «гибридного» метода загрузки.

При использовании чехлов, рассчитанных на «гибридную» загрузку, повышается вместимость одного контейнера до 155 ампул с ПТ ОТВС РУ РБМК-1000, что обеспечивает полную загрузку пяти 31-местных пеналов хранения. Также использование «гибридного» метода загрузки позволяет увеличить количество перевозимого ОЯТ в рейсе более чем на 7%, при сохранении текущего уровня затрат на транспортирование эшелона.

Кроме того, уменьшается количество транспортно-технологических операций по перегрузке ОЯТ из чехла в пенал, что повышает безопасность процесса и уменьшает временные издержки.

В мае 2015 года будет осуществлен первый опытный вывоз ОЯТ РУ РБМК-1000 с Курской АЭС с использованием ТУК -109Т, укомплектованного стандартным чехлом ТУК-109.

В дальнейшем планируется внедрение ТУК-109Т в транспортно-технологические схемы Курской и Смоленской АЭС для более эффективного и безопасного обращения с ОЯТ РУ РБМК-1000, как на станциях, так и на ФГУП «ГХК».

ОПЫТНО-ПРОМЫШЛЕННАЯ УСТАНОВКА КОМПАКТИРОВАНИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ОТВС И ТВЭЛОВ

Сорокин А.Ю., Богдалова А.В., Ряпосова Е.А., Кузнецова К.В., Белоконов Д.Е.
ОАО «СвердНИИхиммаш», г. Екатеринбург
E-mail:sorokin@sniihim.ru

В рамках реализации поставленных задач в проекте «Прорыв» по обращению с РАО в ПЯТЦ необходима разработка, создание и изготовление нестандартного оборудования для проверки принятых технологических решений по окончательному удалению радиоактивных отходов, образующихся при реализации комбинированной технологии по переработке ОЯТ РБН.

Существует задача минимизации потерь ДМ (не более 0,1 % совместно с отходами), и в качестве основного варианта обращения с КМ твэлов используется индукционно-шлаковая переплавка с выделением делящихся материалов в шлак.

Переплаву подлежат конструкционные материалы, образующиеся в результате растворения оболочек твэлов в расплаве цинка, также возможно плавить фрагменты ТВЭЛов и ОТВС на прямую, минуя стадию растворения в цинке. Конструкционный материал представляют собой или губку – сталь ЭП-823 с удельной плотностью 7,7 г/см³ или фрагментированные металлические обрезки длиной не более 30 мм.

В качестве плавителя КМ используется низкочастотный (2,4 – 10 кГц) индукционный плавитель с холодным тиглем (ИПХТ). Промышленный опыт эксплуатации таких ИПХТ показал ряд преимуществ перед другими типами плавителей, основными из которых является высокая температура плавления и малогабаритность.

Внешний вид основных компонентов установки представлен на рисунке 1.

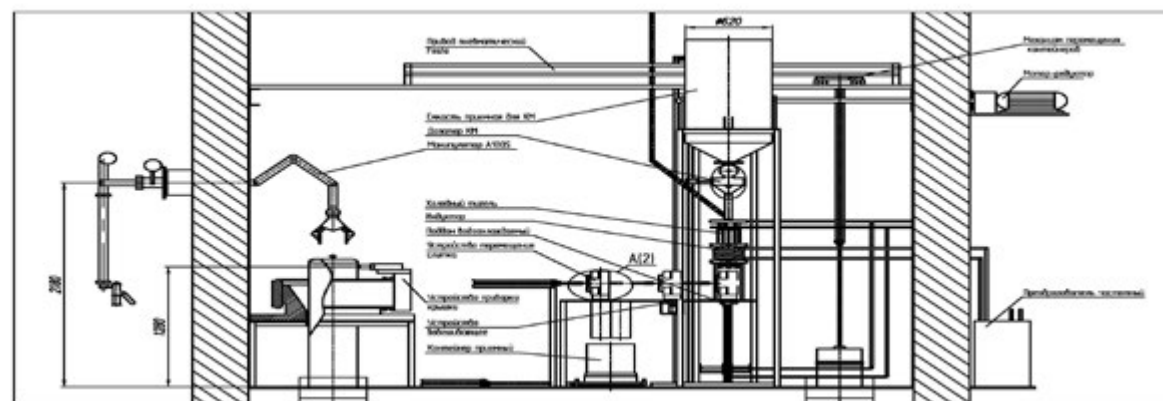


Рис. 1 - Внешний вид основных компонентов установки

Все оборудование установки условно разделено на два модуля: технологический и транспортный.

Технологический модуль включает в себя оборудование, используемое для выполнения основных технологических операций (холодный тигель с подвижным водоохлаждаемым штоком, узел дозирования КМ, узел дозирования флюса, индукционную установку).

Транспортный модуль включает в себя оборудование, используемое для перемещения емкостей и компонентов в пределах камеры защитной (узел перемещения исходного бидона, узел опрокидывания исходного бидона, узел обращения с готовым слитком, систему позиционирования контейнера, механизм перемещения контейнеров, устройство приварки крышки, шлюзы).

Наработка конечного слитка КМ осуществляется методом последовательной наплавки под слоем флюса, используемого для доизвлечения из КМ делящихся материалов.

КМ и флюс с помощью весовых дозаторов поступают в ХТ требуемыми порциями из соответствующих емкостей.

Подъем и опускание водоохлаждаемого поддона со слитком осуществляется за счет устройства перемещения поддона, включающего в себя привод. На поддоне расположен слиток диаметром 120 мм, высотой 300 мм и массой ~ 26 кг. В процессе наплавки слиток перемещается в объеме холодного тигля за счет подвижного водоохлаждаемого поддона. После наработки слитка требуемого размера из ХТ удаляется флюс, а затем слиток, который направляется на взвешивание.

Удаления флюса из тигля осуществляется с помощью керамического, обогреваемого сливного желоба, расположенного в верхней части тигля. Внешний вид холодного тигля представлен на рисунке 2.

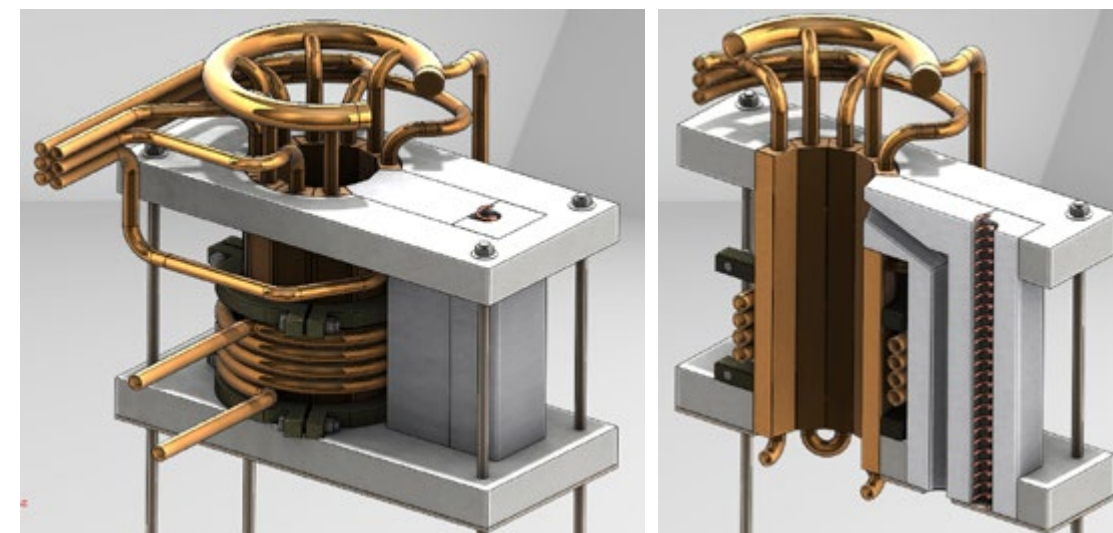


Рис. 2 – Внешний вид холодного тигля

Список литературы

1 Исходные данные на опытно-промышленную установку компактирования КМ ОТВС и твэлов. АО «ВНИИХТ», Москва, 2015 г.

ПОДГОТОВКА К ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БАСЕЙНА-ХРАНИЛИЩА РАО

Гаврилов П.М., Мацеля В.И., Сеелев И.Н., Скурыдина Е.С., Толстикова А.С.
ФГУП ФЯО «ГХК», г. Железнодорожск
E-mail: astolstikova@mcc.krasnoyarsk.su

Бассейн-хранилище РАО №365 является гидротехническим сооружением, предназначенным для приема и временного хранения некондиционных условно чистых вод Реакторного завода и нормативно чистых вод Радио-химического завода, а также некондиционных жидких нетехнологических отходов ФГУП «ГХК». В настоящее время бассейн не эксплуатируется в связи с началом работ по его подготовке к выводу из эксплуатации.

Основной проблемой при выводе из эксплуатации открытых бассейнов-хранилищ РАО является вопрос обращения с иловыми отложениями, накопленными за период их эксплуатации.

До начала разработки проекта вывода из эксплуатации бассейна-хранилища

№ 365 необходимо решить принципиальный вопрос по выбору способа обращения с содержимым бассейна: водой, иловыми отложениями, противотриационным экраном и защитным слоем.

Для отработки технологии обращения с иловыми отложениями бассейна-хранилища № 365 был создан экспериментальный стенд. В основу технологического процесса стенда положено устройство их струйного размыва и выдачи из под слоя воды пульсационными насосами, разработанное и изготовленное на ФГУП «ГХК».

Технологической схемой экспериментального стенда предусмотрена отработка следующих вариантов обращения с иловыми отложениями:

1) Извлечение иловых отложений из ложа бассейна и их омоноличивание (с предварительной обработкой путем отжига и без предварительной обработки);

2) Извлечение иловых отложений из ложа бассейна и передача их в бассейн-хранилище РАО № 354а.

Устройство для извлечения иловых отложений со дна бассейна включает в себя плавающую платформу, приемную камеру, взмучивающий и откачивающий насос, а также трубопровод для передачи иловых отложений в бак-сборник.

Устройство позволяет в приемной камере изолировать от остального бассейна участок донных отложений, использовать внутри камеры струйный размыв и осуществлять выдачу иловых отложений из приемной камеры в виде суспензии.

Полнота удаления иловых отложений, расположенных под приемной камерой, обеспечивается проведением нескольких циклов их размыва и выдачи, после чего устройство поднимают при помощи лебедки и двух талей, и передвигают на расстояние, несколько превышающее размеры приемной камеры.

В ходе экспериментальных работ по отработке технологии иммобилизации иловых отложений:

– из ложа бассейна при помощи устройства для очистки бассейна от радиоактивных иловых отложений извлечено около 45 м³ иловых отложений;

– в эксплуатируемый бассейн-хранилище № 354а передано около 30 м³ сгущенных иловых отложений;

– выполнены опытные операции по омоноличиванию иловых отложений.

К настоящему времени, с учетом экспериментальных работ, вариант передачи иловых отложений в бассейн-хранилище № 354а рассматривается как наиболее приоритетный, экономически эффективный и целесообразный, т.к. является наименее затратным.

Завершением процесса обращения с иловыми отложениями бассейна-хранилища РАО № 365 при подготовке к выводу его из эксплуатации будет являться их удаление путем передачи в бассейн-хранилище РАО № 354а.

Планируемым результатом выполнения работ по выводу из эксплуатации бассейна-хранилища № 365 является полная ликвидация объекта хранения ЖРО. После ликвидации бассейна и снятия с учета объекта хранения ЖРО будет проводиться периодический мониторинг состояния объекта, выведенного из эксплуатации.

Список литературы

1. Начало работ по отработке технологии иммобилизации иловых отложений на экспериментальном стенде: отчет о НИОКР (промежут.)/ФГУП «ГХК»; рук. Мацеля В.И. – Ж., 2014. – 73 с. – Исполн.: Селев И.Н., Федякин В.А., Скурыдина Е.С., Неселевский Р.Г., Крючек Н.М., Толстикова А.С. – Библиогр.: с. 32. - N ГР 01201178110.

ПРОМЫШЛЕННО-ВЫПУСКАЕМЫЕ СЛАБОКИСЛОТНЫЕ КАТИОНИТЫ КАК СРЕДСТВО ОБЕСПЕЧЕНИЯ МИНИМИЗАЦИИ КОЛИЧЕСТВА ОБРАЗУЮЩИХСЯ РАО НА АЭС

Чугунов А.С., Винницкий В.А.

Санкт-Петербургский государственный технологический институт (технический университет),

г. Санкт-Петербург

e-mail: tchugunov@mail.ru

Инфраструктура АЭС определяется ее основной целью – выработкой энергии. В этом плане процессы переработки всех отходов, в том числе и радиоактивных, считаются вспомогательными, что и обуславливает их упрощение до разумного предела, определяемого поддержанием допустимого уровня экологической безопасности. Это и является единственной причиной использования физико-химических методов концентрирования биологически опасных веществ в минимально-достижимом на данном техническом уровне объеме с последующей изоляцией образующейся фазы от экосистемы.

На действующих АЭС единственной системой обращения с жидкими радиоактивными отходами является система переработки трапных вод, в основе которой лежит концентрирование радионуклидов упариванием, временное хранение концентратов с их последующим кондиционированием. Использование этого принципиально неселективного метода приводит к заполнению ХЖРО преимущественно нерадиоактивными компонентами отработанных растворов – солями. Согласно сложившимся представлениям [1], поддержание маневрового объема спецемкостей может быть обеспечено за счет максимального использования безреагентных технологий, в первую очередь – однократно используемых фильтрующих загрузок систем СВО и использования селективных сорбентов для выделения радионуклидов из низкосолевых потоков.

Оценки показывают, что концентрация радионуклидов в фазе используемых в настоящее время ионитов не превышает 2·10⁻⁴ мас.% и определяется в первую очередь их динамической обменной емкостью, расходуемой на извлечение из потоков преимущественно корректирующих компонентов, использование которых предусмотрено техрегламентом (ионы калия, аммония и моноэтаноламина, борная кислота). Логично допустить, что методом дополнительного сокращения объема образующихся РАО является использование ионитов со значительно более высокой обменной емкостью по катионной составляющей очищаемых растворов, чем у штатно используемых универсальных ионообменных смол.

Так как большинство очищаемых потоков представляет щелочные растворы, нами рассмотрены свойства слабодиссоциирующих ионитов на основе акрилатов как наиболее перспективных материалов для очистки жидких радиоактивных сред на АЭС. Так, значения полной обменной емкости основных товарных марок используемых в настоящее время универсальных ионитов составляет ~1800 экв/м³. Для промышленных образцов карбоксильных катионитов этот показатель составляет ~4200 экв/м³. Кроме того, эти материалы обладают высокой селективностью к ионам, составляющим основу продуктов коррозии [2].

Применение последовательного катионирования щелочных потоков радиоактивно загрязненных потоков в системе карбоксильный катионит → сильнокислотный сульфокатионит означает перераспределение функций – деалкализация раствора карбоксильным катионитом (см. табл.) с последующим удалением радионуклидов цезия сульфокислотным катионитом.

Таблица. Результаты определения динамической обменной емкости карбоксильных катионитов.

Производитель	Катионит	Т, С	Титрант		
			NaOH/NaCl	NH ₃ /NH ₄ Cl	МЭА/ МЭА·HCl
Purolite	C-100	20	1150	1150	980
	C-104	20	2560	2740	2720
		50	3200	3150	2800
Mitshishi Chemical	Relite CND	20	2960	3350	2290
Гранион	CWP-1	20	2410	2550	2270
Токем	Токем-200	20	2140	2320	2030
		50	3820	3510	2850

Такое перераспределение функции приводит к радикальному снижению концентрации конкурирующих за сорбционные места с радионуклидами $^{134,137}\text{Cs}$ ионов щелочных металлов и аммония, что способствует достижению максимальной степени наполняемости подлежащего «вечной» изоляции сорбента радиоактивными веществами и, следовательно, снижает объем образующихся радиоактивных отходов.

Отметим, что в настоящее время отсутствует промышленный выпуск неорганических сорбентов, способный обеспечить бесперебойную поставку этих материалов для нужд атомной энергетики. Поэтому, рациональным решением проблемы радикального сокращения объема РАО представляется разработка специальных технологических методов и технических средств дезактивации с применением крупнотоннажно выпускаемых ионообменных смол.

В докладе приводятся теоретическое и экспериментальное обоснование выбранного направления, результаты лабораторных исследований по очистке модельных потоков, отработке режимов регенерации слабодиссоциирующих ионитов, позволяющих зафиксировать биологически опасные компоненты в минералоподобных структурах с минимальным объемом подлежащей «вечной» изоляции фазы.

Работа выполнена при финансовой поддержке Министерства образования и науки Российской Федерации, проект №651 по заданию 2014/191.

Список литературы

1. Материалы обоснования лицензии на осуществление деятельности в области использования атомной энергии. Размещение энергоблока №4 Ленинградской АЭС-2 ОАО «Концерн Энергоатом». Режим доступа: URL: http://www.greenworld.org.ru/?q=laes2_14211-07.05.2015.

2. Чугунов А.С. Сравнительное исследование некоторых промышленно выпускаемых катионитов / А.С. Чугунов, А.Ф. Нечаев // Известия Санкт-Петербургского государственного технологического института (технического университета). – 2015. – 28(54). – С. 20-24.

ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ТЕМПЕРАТУРНЫХ РЕЖИМОВ ПРИ ХРАНЕНИИ ОТВС ВВЭР-1000 В НОВОМ ХРАНИЛИЩЕ ФГУП «ГХК»

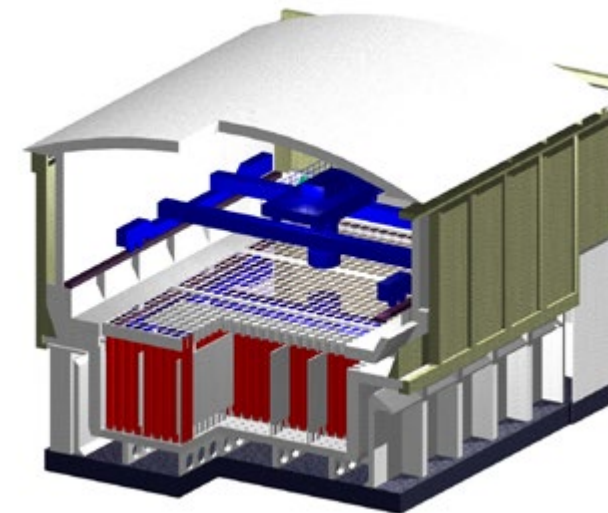
Шевченко И.И.¹, Мигунов К.М.¹
АО «АТОМПРОЕКТ», г. Санкт-Петербург
E-mail: ivangreat2@mail.ru

Работа посвящена расчетам температурных режимов камеры «сухого» хранилища ХОТ-2 для обоснования безопасности при хранении ОТВС ВВЭР-1000.

Корпорацией «РОСАТОМ» принято решение о постройке нескольких хранилищ «сухого» типа, где отвод остаточного тепловыделения в таких хранилищах осуществляется за счет естественной или вынужденной конвекции воздуха. Преимуществом сухих хранилищ (по сравнению с мокрыми) является простота и надежность конструкции, отсутствие проблем с радиолизом воды, с проектными и запроектными авариями, связанными с нарушением водяного охлаждения гнезд хранения.

Данное хранилище рассчитано на 50-60 лет хранения ОЯТ. Хранение ОТВС ВВЭР-1000 будет осуществляться в четырехместных пеналах (четыре ОТВС будут загружены в один пенал), которые будут установлены в два яруса в гнезда хранения. Всего камер с гнездами в хранилище будет 12, в каждой камере будет располагаться 242 гнезда. Охлаждение ОЯТ в ХОТ-2 будет осуществляться за счет естественной циркуляции воздуха вокруг гнезд. Тепловыделение на одну камеру составит 1,18 мВт. На рисунке 1 представил фрагменты камеры «сухого» хранилища ХОТ-2.

Рис. 1 - Фрагмент камеры хранения



На научной базе АТОМПРОЕКТа были созданы две экспериментальные модели для верификации методики расчета хранилищ камерного типа и корректировки физических величин в расчетных моделях данного хранилища. На данных стендах был проведен ряд экспериментов, которые в дальнейшем использовались в расчетном обосновании безопасности температурных режимов для аналогичного «сухого» хранилища.

При проведении аэродинамических расчетов моделировалось течение и теплообмен в камере хранения, с учётом конвективного и радиационного теплообмена. В результате расчетов получены распределения температуры, теплового потока, скоростей и коэффициентов теплоотдачи. Данные значения использовались в двух- и трехмерных моделях пенала с ОТВС, гнезда с пеналами, гнезд и окружающих бетонных конструкций в камере хранения. Полученные результаты не превышают допустимых значений как на оболочках ТВЭЛов, так и на бетонных конструкциях при длительном хранении ОЯТ ВВЭР-1000 в хранилище ХОТ-2. Здание «сухого» хранилища отвечает основным принципам и критериям безопасности.

Список литературы

1 Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники. Справочник. – М.: Атомиздат, 1968. – 474 с.

2 Кутателадзе С.С. Теплопередача и гидродинамическое сопротивление: Справочное пособие. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 367 с.

3 Идельчик И.Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям. – М.: «Машиностроение», 1975. – 559 с.

4 Техничко-экономические исследования по возможности и оценке целесообразности перехода к использованию четырехместных чехлов для размещения на хранение в ХОТ-2 (зд.2) ОЯТ ВВЭР-1000. – Инв. № 13-03187. – СПб.: ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ», 2013. – 72 с.

5 Экспериментальное исследование температурных режимов ОТВС ВВЭР-1000 в условиях транспортирования и хранения. Этап 8. – Инв. №12-07357. – СПб.: ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ», 2012. – 44 с.

ОКИСЛИТЕЛЬНО - СОРБЦИОННЫЙ СПОСОБ ДЕЗАКТИВАЦИИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ

Гадлевская А.С.¹, Мантузов А.В.¹, Потапова Г.Ф.¹, Абрамов П.И.¹, Кузнецов Е.В.¹
 АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова», г. Москва
 Email: ionifhi@gmail.com

Анализ экологической ситуации последних лет, особенно в свете трагических событий на АЭС Фукусима, свидетельствует о том, что загрязнения окружающей среды недопустимо высоки. При этом количество сбрасываемых в окружающую среду сточных вод не уменьшается. Сточные воды АЭС относятся к группе наиболее загрязненных промышленных стоков, содержат широкий спектр ингредиентов различных классов.

Поэтому актуальной задачей является разработка новых высокоэффективных методов и технических средств. Весьма перспективными являются окислительное и фотоокислительное разложение органических компонентов, содержащихся в ЖРО.

Для дезактивации поверхностей помещений и оборудования спецпрачечной, а также и спецодежды должны применяться высокоэффективные дезактивирующие растворы, а также специальные устройства (распылительно-растирающие устройства, паровые эжекторы и т.п.), позволяющие повысить эффективность дезактивации поверхностей. Обычно в качестве дезактивирующих растворов используют один из следующих водных растворов:

1. 1%-ный раствор препарата СФ-ЗК (состав: 0,15% сульфанола, 0,35% полифосфата натрия, 0,5% щавелевой кислоты);
2. 0,2-0,5% щавелевокислый раствор, содержащий 0,4% полифосфата натрия и 0,3% ПАВ;
3. 0,3 н азотнокислый раствор, содержащий 0,4% полифосфата натрия и 0,3% ПАВ.

Цель настоящей работы является разработка условий окислительного разложения щавелевой кислоты озонном и сорбции на углеродистых волокнистых материалах.

Эксперименты проводились с растворами $H_2C_2O_4$ высоких концентраций, а именно, 5 вес.%. Озон-кислородную смесь получали электролизом водных растворов: $NaClO_4$ на Pt аноде и NH_4HF_2 на аноде из стеклоглериода (СУ). В раствор 5вес.% $H_2C_2O_4$ объемом 50-100 мл непрерывно инжестрировался поток озон-кислородной смеси.

Полученные результаты представлены на диаграммах №1- 3.

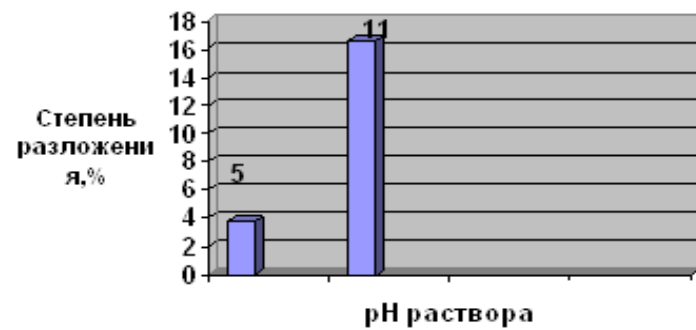


Диаграмма 1 – Влияние pH раствора 5% $C_2H_2O_4$ на эффективность окислительного разложения при жидкофазном озонировании.

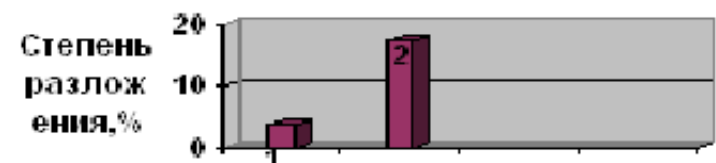


Диаграмма 2 – Влияние сорбента – катализатора на эффективность окислительного разложения 5% $C_2H_2O_4$ при жидкофазном озонировании при pH=5.

1 - без сорбента-катализатора,
 2 – в присутствии сорбента-катализатора.

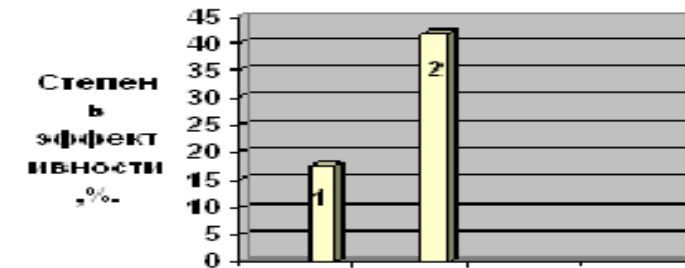


Диаграмма 3– Влияние концентрации озона на эффективность окислительного разложения 5% $C_2H_2O_4$ при pH=5 в присутствии сорбента-катализатора.

1-концентрация озона 4,2 мг/ч,
 2-концентрация озона 72 мг/ч

Установлено влияние концентрации озона на степень окислительного разложения ($C_2H_2O_4$ %).

Установлено влияние pH раствора $H_2C_2O_4$ на степень окислительного разложения при озонировании.

Установлено каталитическое влияние углеродистого волокнистого материала в процессе окислительного разложения $H_2C_2O_4$ при озонировании.

Установлена сорбция продуктов окислительного разложения $H_2C_2O_4$ на углеродистом волокнистом материале. Сорбционная емкость сорбента-катализатора после окислительного разложения 5вес.% $H_2C_2O_4$ при pH = 11 составила 0,035г/г.

Определены окислительно-восстановительные потенциалы ($\varphi_{редок}$) растворов $H_2C_2O_4$ в условиях окислительного разложения при озонировании. $\varphi_{редок}$ раствора 5вес.% $H_2C_2O_4$ при pH=11 в процессе озонирования падает с + 0,1В до -0,035В.

ВЫВОДЫ

Практическое применение окислительно – сорбционного способа может найти применение для дезактивации, утилизации не только ЖРО, но и сточных вод.

Список литературы

1. Лагунова Ю.О., Селиверстов А.Ф., Ершов Б.Г./ Разложение щавелевой кислоты концентрированным озонном в водных растворах./Конференция молодых ученых, аспирантов, студентов ИФХЭ РАН ФИЗИКОХИМИЯ-2009
2. Грушко Я.М. Вредные органические соединения в промышленных сточных водах//М.: Химия.1979.160с.

ПРОЕКТ ОБ УПЛОТНЕННОМ ХРАНЕНИИ ОЧЕНЬ НИЗКОАКТИВНЫХ РАДИОАКТИВНЫХ (ОНРАО) И НИЗКОАКТИВНЫХ (НАО) ТВЕРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ (ТРО) НА ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС

Терехов К.А. Марков В.В.

Филиал ОАО «Концерн Росэнергоатом» «Ленинградская атомная станция» (Ленинградская АЭС)
 г.Сосновый Бор, ОАО СПИИ «ВНИПИЭТ» г. Сосновый Бор, Холдинг «ТИТАН – 2»

E-mail: cor-mvv@mail.ru

В настоящий момент в г.Сосновый Бор Ленинградской области, принимается решение о строительстве пункта захоронения радиоактивных отходов (ПЗРО). Ленинградская АЭС планирует осуществить передачу накопленных объемов кондиционированных твердых радиоактивных отходов на захоронение национальному оператору (ПЗРО).

При строительстве комплекса по переработке радиоактивных отходов Ленинградской АЭС, главным разработчиком технологий по переработке ТРО, поставщиком основного оборудования выступила немецкая фирма Nukem Technologies GmbH. Предложенная схема переработки радиоактивных отходов имела ряд недостатков, а именно:

- наличие свободного объема в контейнере ЖЗК – 1
- постоянная потребность в 200л бочках

Проект об уплотненном хранении очень низкоактивных радиоактивных (ОНРАО) и низкоактивных

(НАО) твердых радиоактивных отходов (ТРО) не только исключает недостатки, приведенные в предложенной схеме, но и обладает рядом преимуществ по сравнению с ней, а именно:

- уменьшение свободного объема в контейнере ЖЗК – 1 в два и более раз
 - полное отсутствие дополнительной потребности в 200л бочках
 - экономия на сухих смесях, необходимых для герметизации крышки контейнера ЖЗК – 1 в два и более раз
 - экономия материальных затрат при передаче ТРО национальному оператору на захоронение
- Экономическая эффективность проекта уплотненного хранения очень низкоактивных радиоактивных и низкоактивных твердых радиоактивных отходов (по данным на 2013 год) составит 99 289 975,75 рублей в год, без учета человеко-часов.

КОНТРОЛЬ ГЕРМЕТИЧНОСТИ ГНЕЗД ХРАНЕНИЯ ОЯТ РБМК-1000 ПРИ СУХОМ СПОСОБЕ ХРАНЕНИЯ

Мелкумов И.С., Пинежский С.О.
ОАО «Атомпроект», г. Санкт-Петербург

Комплекс систем ХОТ-2 по обращению с ОЯТ РБМК-1000 предназначен для проведения технологических операций по приему, контролю, загрузке в герметичные пеналы и длительному хранению ОЯТ в гнездах сухого хранилища камерного типа, ХОТ-2 на ФГУП «ГХК», с возможностью, в последующем, передачи его на радиохимическую переработку или захоронение. Безопасность хранилища в основном обеспечивается за счет реализации глубоко эшелонированной защиты, основанной на применении системы физических барьеров, состоящих из топливной матрицы, оболочки твэлов, герметичного пенала, герметичного гнезда хранения, железобетонных строительных конструкций.

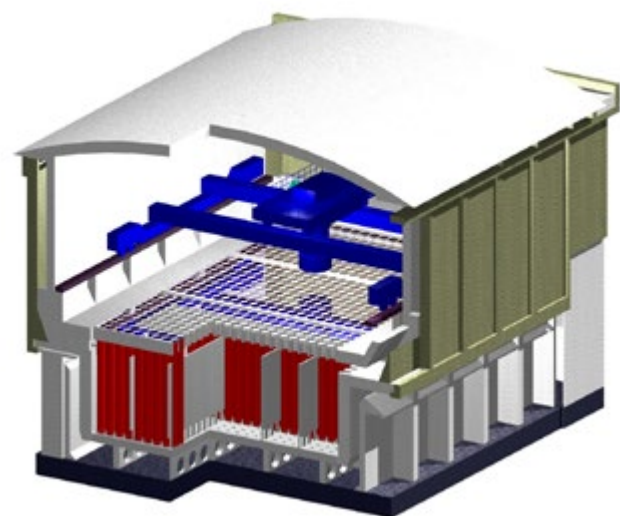


Рис. 1 – Графическая 3D модель ХОТ-2 ФГУП ГХК в разрезе.

Пенал предназначен для размещения в нем пучка твэлов (ПТ) РБМК-1000 в ампулах и сохранения газовой среды в пенале при длительном, более 50 лет, хранении в гнездах хранилища, а также для локализации радиоактивных веществ при аварийной разгерметизации твэлов.

После загрузки пенала ампулами с ПТ крышка приваривается к корпусу герметичным швом. Через клапан в крышке производится вакуумирование внутренней полости пенала, а затем заполнение ее азотно-гелиевой смесью. Клапан заваривается и производится контроль герметичности сварных швов гелиевым течеискателем.

Гнездо предназначено для хранения герметичных пеналов с ОЯТ РБМК-1000, а также для локализации радиоактивных веществ при аварийной разгерметизации пенала.

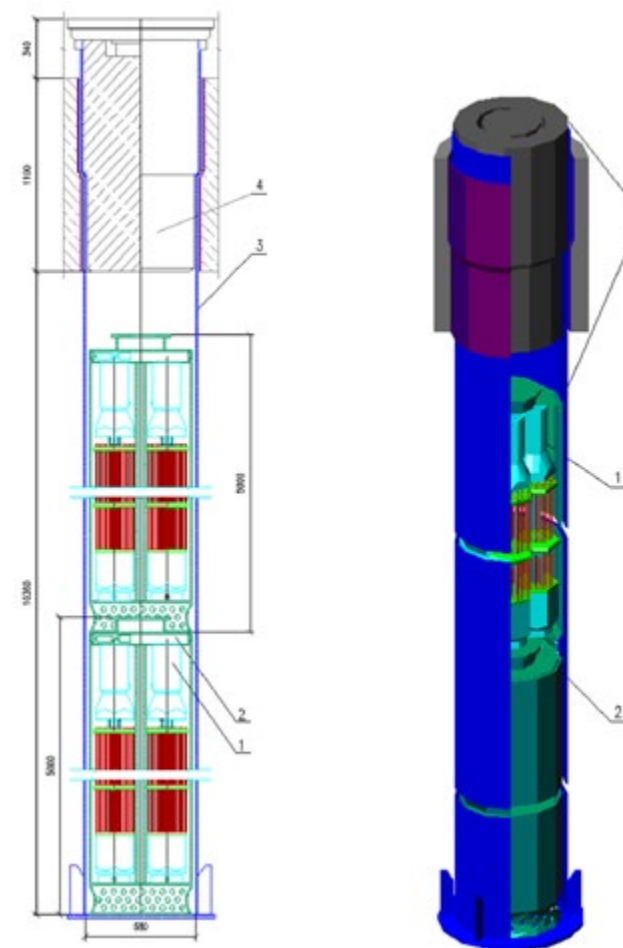


Рис. 2 – Графическая 3D модель расположения пеналов в гнезде хранения. (1 – ПТ, 2 – Пенал, 3 – Гнездо хранения, 4 – Крышка гнезда хранения).

При камерном способе хранения температура ОЯТ определяется следующими основными факторами:

- наличием контура естественной циркуляции;
- термическим сопротивлением на границе между наружной поверхностью гнезда хранения (трубы) и охлаждающим воздухом, где передача тепла осуществляется за счет конвективного теплообмена и определяется коэффициентом теплоотдачи;
- термическим сопротивлением внутри гнезда хранения, в котором передача тепла осуществляется за счет конвективного, кондуктивного и лучистого теплообмена.

В хранилищах сухого типа поддержание необходимой температуры осуществляется за счет организации эффективного контура естественной циркуляции воздуха, который обеспечивается целостностью строительных конструкций.

В соответствии с «Методикой контроля герметичности гнезда и пеналов в процессе хранения ОЯТ РБМК на ХОТ-2» контроль герметичности пеналов в процессе хранения осуществляется совместно с контролем герметичности гнезда при помощи установки контроля герметичности.

В состав установки входят:

- датчик контроля абсолютного давления со штуцером для его присоединения к сильфонному клапану, установленному на пробке гнезда хранения;
- термометр сопротивления с гибким кабелем для обеспечения возможности его погружения в металлическую трубку (карман), ведущую в полость гнезда;
- вторичный показывающий прибор с цифровой индикацией значений абсолютного давления и температуры, имеющий разъем для передачи показаний на компьютер;
- переносной компьютер (ноутбук) для записи и архивирования номера контролируемого гнезда хранения, показаний датчика давления и термометра сопротивления.



Рис. 3 – Установка контроля герметичности гнезда (УКГГ-1)

При установленных условиях хранения ОЯТ: давление в гнезде ниже атмосферного (0,06 МПа), а в пенале – выше атмосферного (0,13 МПа). Изменение давления в гнезде происходит в результате утечки азотно-гелиевой смеси из пеналов или натекания наружного воздуха в гнездо. Таким образом, повышение давления газа в гнезде может быть обусловлено снижением герметичности гнезда, пеналов или гнезда и пеналов одновременно.

При давлении газа в гнезде близком к атмосферному возможен выход радионуклидов из гнезда. Следовательно, гнездо становится негерметичным в плане предотвращения выхода радиоактивности в окружающую среду. Контроль давления газа в гнезде – это контроль герметичности гнезда как системы хранения ОЯТ.

При давлении ниже реперного (0,09 МПа) – гнездо как система хранения ОЯТ герметична. Выше – герметичность гнезда нарушена.

Значение реперного давления 0,09 МПа принято с учетом IV класса герметичности гнезда и пеналов, при котором за 50 лет хранения давление в полости гнезда вырастет не более чем до 0,08 МПа.

При выявлении нарушения герметичности системы гнездо-пенал, производится дополнительный контроль, обеспечивающий подтверждение или опровержение предположения о негерметичности пенала.

Контроль герметичности пеналов может быть осуществлен при контроле газовой среды гнезда, и только по содержанию кислорода в гнезде.

Если содержание кислорода в полости гнезда не превышает исходного значения (0,4 %)- нарушена герметичность пенала (пеналов).

Если содержание кислорода в полости гнезда достигло 6-7 % - нарушена герметичность гнезда.



Рис. 4 – Установка контроля герметичности пенала (УКГП-1)

В состав установки контроля герметичности пенала входят:

- фильтродержатель с аэрозольным спектрометрическим фильтром;
- газоанализатор содержания кислорода в азоте с холодильником для охлаждения газа и побудителем расхода;
- соединительные трубопроводы элементов изделия со штуцером для его присоединения к сильфонному клапану, установленному на пробке гнезда хранения;
- переносной компьютер (ноутбук) для записи и архивирования показаний газоанализатора (используется компьютер от установки контроля нарушения герметичности).

Использование 2-х контролируемых физических барьеров, представляющих собой герметичные оболочки гнезда и пенала, позволило обосновать соответствие сухого хранилища ХОТ-2 действующим нормативам по выбросам радиоактивных веществ в окружающую среду.

Предложенный метод контроля герметичности барьеров безопасности является простым и экономичным. При нарушении IV класса герметичности корпуса гнезда хранения и достижении реперного давления в гнезде (0,09 МПа) после 10-15 лет хранения, экономически целесообразно не проводить перегрузку пеналов из данного гнезда в другое гнездо, а провести замену азотно-гелиевой среды и увеличить периодичность ее контроля. Периодическая замена газовой среды в гнезде хранения пеналов экономичнее, чем проведение работ по выгрузке и перегрузке пеналов, забраковка гнезда или восстановление его герметичности.

Список литературы

1. Сухое хранилище облученного ядерного топлива реакторов РБМК-1000 и ВВЭР-1000. Том4. Технология основного производства. Пояснительная записка 0304-0000ПЗ/ Проект ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ». Инв №02-03553. СПб, 2002.
2. П-001-97 (ПНАЭ Г-01-011-97) Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОБП 88/97).
3. ПНАЭ Г-14-029-91. Правила безопасности при хранении и транспортировке ядерного топлива на объектах атомной энергетики. М.,2005.
4. НП-035-02. Пункты сухого хранения отработавшего ядерного топлива. Требования безопасности.М., 2002.
5. НП-016-2000.Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла ОЯТЦ. М.,2005.

6. Предварительный отчет по обоснованию безопасности ХОТ-2 ФГУП «ГХК». Часть 2, книга 1 / ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ». Инв. №02-03566. СПб, 2002.

7. Научно-техническая поддержка проекта строительства сухого хранилища облученного ядерного топлива реакторов РБМК-1000 и ВВЭР-1000 (ХОТ-2) на ФГУП ГХК. Этап 3. Обоснование срока эксплуатации хранилища и его компонентов / Отчет ОАО «Головной институт «ВНИПИЭТ». Инв №3847, СПб, 2008.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ СИСТЕМЫ ОТВЕРЖДЕНИЯ БЛОКА 3 ЛАЭС-2 ДЛЯ КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ БЛОКОВ 3 И 4

Семилетов А.В., Филиппов А.А.
АО «АТОМПРОЕКТ», г. Санкт-Петербург
E-mail: a_filippov@tmo2.spbaer.ru

При эксплуатации АЭС образуются следующие жидкие радиоактивные отходы (ЖРО):

- концентрат солей после выпарного аппарата системы KPF со средним солесодержанием до 400 г/л;
- ионообменные смолы и неорганические ионоселективные сорбенты;
- шламы.

С учетом физических и химических свойств перерабатываемых сред для отверждения концентрата солей и шламов принят метод цементирования. Для кондиционирования ионообменных смол и неорганических селективных сорбентов принят метод обезвоживания с последующим размещением в контейнере НЗК-150-1,5П.

Для разрабатываемых до настоящего времени проектов АЭС с ВВЭР-1200 система отверждения ЖРО предусматривалась на каждом блоке. При производительности системы 3 контейнера в сутки кондиционирование расчетного объема ЖРО одного блока занимает ориентировочно 40 суток. Таким образом, система отверждения ЖРО имеет большой запас по производительности.

В связи с этим рассматривается возможность исключения системы отверждения ЖРО из проекта блока 4 ЛАЭС-2 и использования системы отверждения блока 3 для кондиционирования ЖРО обоих блоков. Транспортирование ЖРО между блоками планируется осуществлять с помощью спецавтомобиля, загрузку и выгрузку ЖРО осуществлять в здании УКС.

Использование системы отверждения ЖРО блока 3 для кондиционирования ЖРО обоих блоков позволит значительно снизить капитальные затраты и эффективнее использовать производственные мощности, тем самым снижая затраты на кондиционирование ЖРО.

Список литературы

1 Сорокин, В.Т. Обоснование безопасности размещения отработавших ионообменных смол низкого и среднего уровня удельной активности в контейнеры НЗК-150-1,5П. Технический отчет / В.Т. Сорокин, А.А. Шведов и др. – СПб.: ФГУП «ГИ «ВНИПИЭТ», 2009. – 85 с.

2 Козлов П.В. Цементирование как метод иммобилизации отходов/ П.В. Козлов, О.А. Горбунова; Озерский технологический институт. – Озерск, 2011. – 132 с.

РАСЧЕТНЫЕ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОБОРУДОВАНИЯ И КОНСТРУКЦИЙ

УРАН-ГРАФИТОВЫЕ ТОПЛИВНЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ ДЛЯ РЕАКТОРА ИГР

Базюк С.С., Дерябин И.А., Марушкин Д.В., Хорошилов А.В.
ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ», г. Подольск

В настоящее время динамику быстропротекающих процессов в активных зонах (АЗ) различных типов исследуют расчетным моделированием и экспериментально в импульсных реакторах самогасящегося действия (ИРСД) [1]. Реактор ИГР, самый мощный в мире ИРСД, имеет гомогенную АЗ, представляющую кладку из колонн уран-графитовых топливных элементов. Отражатель собран из графитовых блоков, не содержащих уран. Тепло, выделившееся в АЗ, аккумулируется кладкой и через корпус реактора отводится водой контура расхолаживания. Основные сведения о реакторе приведены в таблице.

Таблица – Основные характеристики реактора ИГР

Пиковая мощность импульсного / управляемого режимов, ГВт	10 / 1
Минимальная полуширина импульса, с	0,12
Длительность регулируемого режима, с	1,10 ⁶
Максимальная плотность потока тепловых нейтронов, н/(см ² ×с)	7×10 ¹⁶
Максимальный флюенс тепловых нейтронов, н/см ²	3,6×10 ¹⁶
Высота активной зоны, мм	1460
Диаметр центрального экспериментального канала, мм	228

В действующем ИГР используется высокообогащенное (ВОУ) топливо (обогащение U_{235} – 90 %). Согласно Международной программе нераспространения ядерных материалов предусматривается модернизация ИГР заменой элементов АЗ. Низкообогащенные (НОУ) уран-графитовые элементы (обогащение U_{235} – 19,75 %) модернизированной АЗ должны удовлетворять техническим характеристикам ВОУ топлива и быть работоспособными до температуры 1600 °С при скорости разогрева до $3 \cdot 10^3$ К/с в среде гелия.

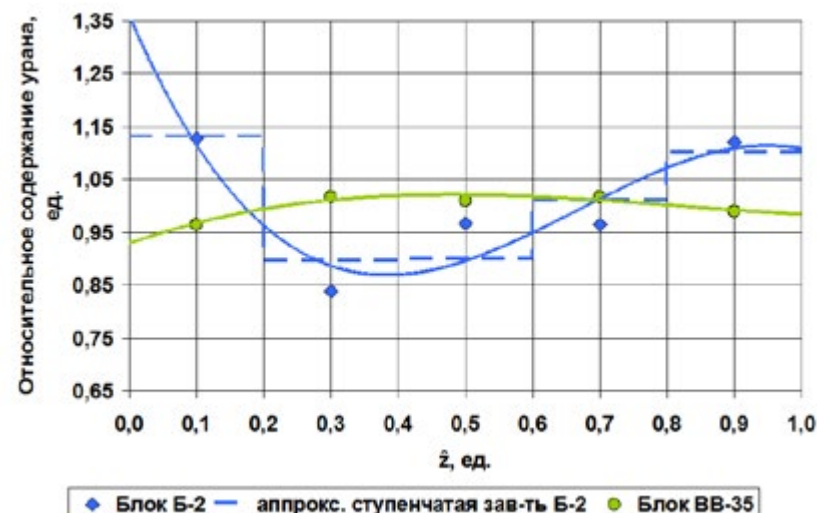


Рис 1 – Распределение содержания урана по высоте топливного блока

В работе представлены результаты расчетов полей температур и напряжений в НОУ топливных элементах, изготовленных в ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ», с учетом неравномерности распределения урана по объему графитовых блоков, характерной для технологии изготовления («пропитки»). Зависимость максимального и среднего относительных энерговыделений, полученные по результатам измерений содержания урана по высоте топливных блоков, приведены на рисунке 1. Распределение урана по сечению принималось однородным. Для топливного блока в составе колонны выполнен расчет нестационарных полей температур и напряжений, соответствующих мощности реактора $N_{max} = 1$ ГВт и длительности импульса $\tau_k = 7,2$ сек (рис. 2, 3). Данному режиму соответствуют наибольшие температуры и напряжения, вызванные неравномерным распределением урана по объему топливного блока. Расчет проводился методом конечных элементов с учетом зависимости теплофизических свойств графита от температуры [2]. Расчеты полей температур и напряжений выполнены для режимов работы ИГР «Вспышка» и «Импульс» для колонны из 5 топливных блоков (рис. 4, 5).

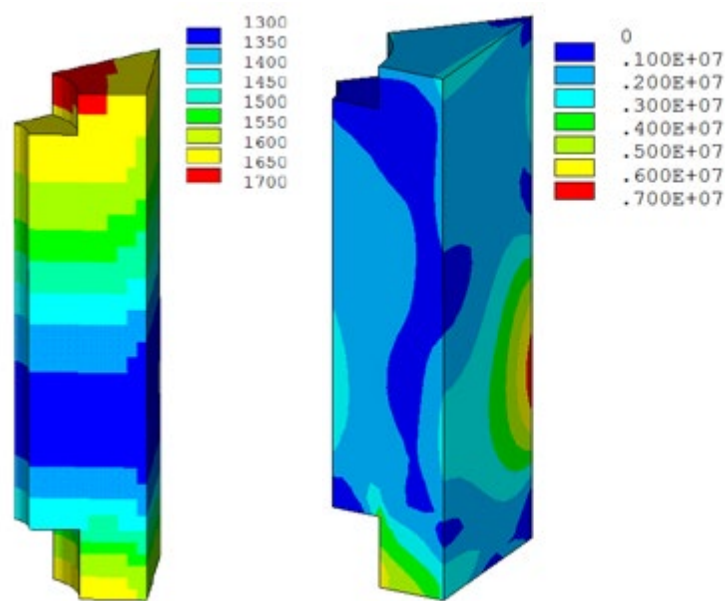


Рис. 2 – Поля температур и напряжений в уран-графитовом блоке в конце импульса

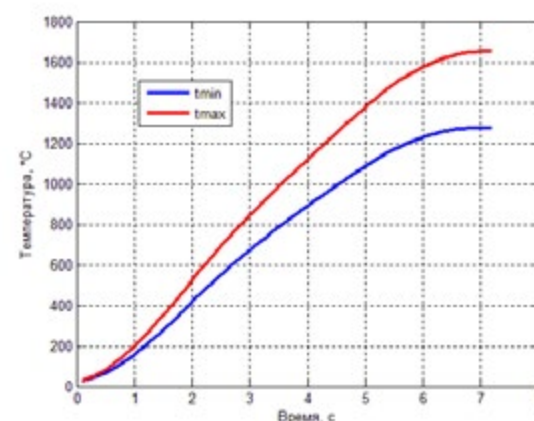


Рис. 3 – Неравномерность поля температур уран-графитового блока при разогреве

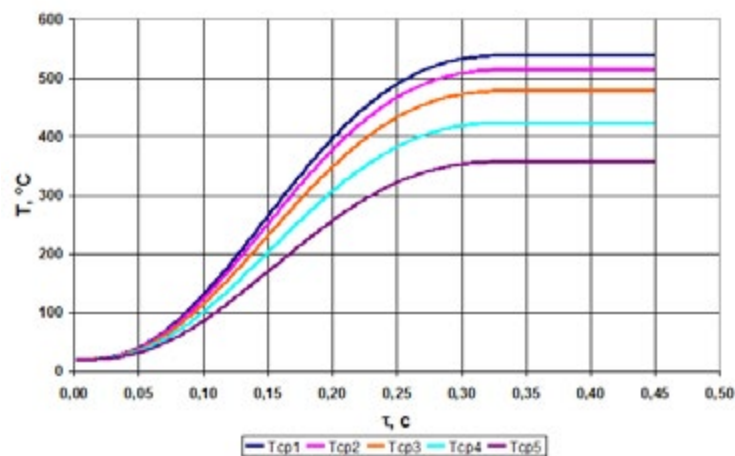


Рис. 4 – Осредненные по объему блоков температуры ($N_{max} = 6,5$ ГВт, $dT/d = 2,7 \cdot 10^3$ К/с)

Результаты расчетов показывают, что напряжения в НОУ топливных элементах при работе реактора ИГР, не превышают допустимые. Показана принципиальная возможность работоспособности топливных элементов, изготовленных по технологии «пропитки». Тем не менее, решение о модернизации активной зоны должно быть подтверждено испытаниями НОУ топлива в составе центрального экспериментального канала реактора ИГР.

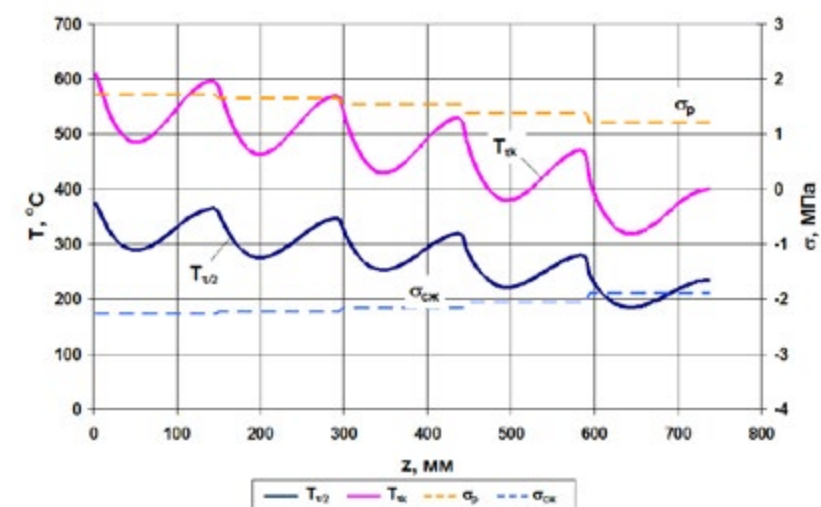


Рис. 5 - Термонапряжения в колонне при половине длительности импульса и окончании ($N_{max} = 6,5$ ГВт)

Список литературы

1. Адамов Е.О. Машиностроение ядерной техники. Том 4-25, Книга 2. М., Машиностроение, 2005.
2. Ю.Н. Ануфриев, В.И. Волга, Б.К. Дымов и др. Свойства материалов на основе углерода в интервале температур 50-3500 °С. Справочник, «НИИГРАФИТ», Москва, 1971.

РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПОЛЯ НЕЙТРОНОВ ВНУТРИ И ВНЕ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ВВЭР-1000 ПРИ АНАЛИЗЕ РАДИАЦИОННОЙ НАГРУЗКИ КОРПУСА РЕАКТОРА

Бородкин П.Г., Хренников Н.Н.

ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»), г. Москва
E-mail: pborodkin@secnrs.ru

С целью обеспечения надежной и безопасной работы действующих и вводимых в эксплуатацию энергоблоков необходимо осуществлять надежный контроль параметров и характеристик реактора, которые определяют безопасность как активной зоны, так и оборудования реактора. Применительно к оборудованию ВВЭР, подверженному нейтронному облучению (корпус (КР), опорные конструкции (ОКР)), такими характеристиками является флюенс и скорость накопления флюенса быстрых нейтронов.

В настоящей работе проведен анализ закономерностей формирования поля нейтронов внутри и вне активной зоны на основании расчетно-экспериментальных исследований радиационной нагрузки на корпусах и опорных конструкциях ВВЭР-1000, полученных в фактических реакторных условиях. Было выявлено, что использование источника нейтронов в активной зоне, подготовленного по штатной методике на основе расчетного выгорания в ТВС, показывает значительное расхождение расчета и эксперимента в корпусе на уровне верхней части активной зоны, в районе швов № 4 и № 5 КР и ОКР. Такие расчетные оценки флюенса (по штатной методике) могут приводить к неконсервативности обоснования прогноза срока службы оборудования ВВЭР.

По результатам проведенных исследований предложен и разработан новый метод подготовки модели источника нейтронов, на основе фактических распределений полей энерговыделения, полученных в системе внутриреакторного контроля (СВРК). Этот метод реализован в методике расчета флюенса на КР и ОКР, базирующейся на аттестованном коде DORT. Для подтверждения корректности разработанного метода проведены расширенные экспериментальные исследования на АЭС с ВВЭР-1000. Уточненный расчет аксиального распределения флюенса за корпусом с использованием показаний СВРК при подготовке

источника позволил добиться сходимости результатов, характерной для центральной плоскости (не хуже $\pm 10-15\%$). Полученное совпадение результатов расчета по источнику нейтронов, подготовленному по показаниям СВРК, с экспериментом показало, что такой подход дает более корректный результат по сравнению со штатным подходом по подготовке источника.

В работе приведены недавно полученные на АЭС с ВВЭР-1000 экспериментальные данные, которые позволяют отслеживать детальное распределение параметров радиационной нагрузки на КР и ОКР ВВЭР-1000, и могут быть использованы как для валидации расчетных методик ФПН, так и для других прикладных направлений исследования полей нейтронов внутри и вне активной зоны реакторов ВВЭР-1000.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ CFD КОДА ДЛЯ АНАЛИЗА ЭФФЕКТИВНОСТИ СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ ГЕРМЕТИЧНОСТИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ РЕАКТОРА БН-1200

Дружнов А.М., Осипов С.Л., Рогожкин С.А., Салаяев А.В., Усынина С.Г.
АО «ОКБМ Африкантов»

Одним из основных источников радиоактивного загрязнения первого контура являются продукты деления, выходящие в теплоноситель из тепловыделяющего элемента (ТВЭЛ) при повреждении его оболочки. В реакторах на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем функцию контроля герметичности оболочек ТВЭЛ выполняет специальная система, одной из подсистем которой является секторная система контроля герметичности оболочек ТВЭЛ (ССКГО) [1]. Принцип работы ССКГО основан на регистрации нейтронного излучения так называемых предшественников запаздывающих нейтронов (ПЗН) – короткоживущих продуктов деления топлива.

Для расчета уровней нейтронного излучения на подвески ионизационных камер ССКГО используется код TORT. Исходными данными для TORT являются значения концентраций ПЗН, корректное пространственное распределение которых определяется правильным описанием процесса транспорта ПЗН потоком теплоносителя от ТВС до района регистрации излучения. Данная задача решается с помощью программного комплекса FlowVision, который учитывает особенности течения теплоносителя (натрия) в реакторах с интегральной компоновкой [2], и специального расчетного модуля FV-BN [3]. Данный модуль был разработан для решения задач транспорта ПЗН в теплоносителе первого контура с последующей передачей результатов расчета пространственного распределения концентраций ПЗН из FlowVision в TORT. Связка программ FlowVision и TORT позволяет получить отклик показаний ПИК при различном пространственном местоположении ТВС с негерметичными ТВЭЛ в активной зоне реактора.

Модуль FV-BN был протестирован и верифицирован как на упрощенных моделях, так и на полномасштабных реакторных задачах [4], что позволило применить разработанную методику в расчетах по обоснованию проекта реактора БН-1200.

Геометрическая модель половины проточной части верхней смесительной камеры (ВСК) реактора БН-1200 с учетом головок сборок активной зоны, элеваторной выгородки и опоры теплообменника в виде твердотельной модели приведена на рисунке 1.

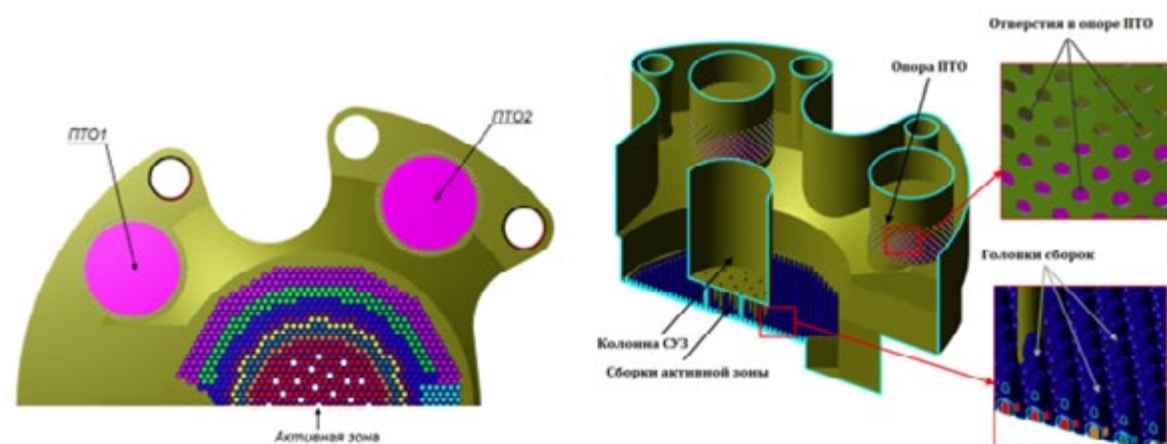


Рис. 1 – Твердотельная модель половины проточной части ВСК (в левой части рисунка изображен вид снизу)

Для корректного экспорта результатов расчета концентраций ПЗН из FlowVision в программу TORT были разработаны несколько XYZ-моделей. Общий вид моделей показан на рисунке 2.

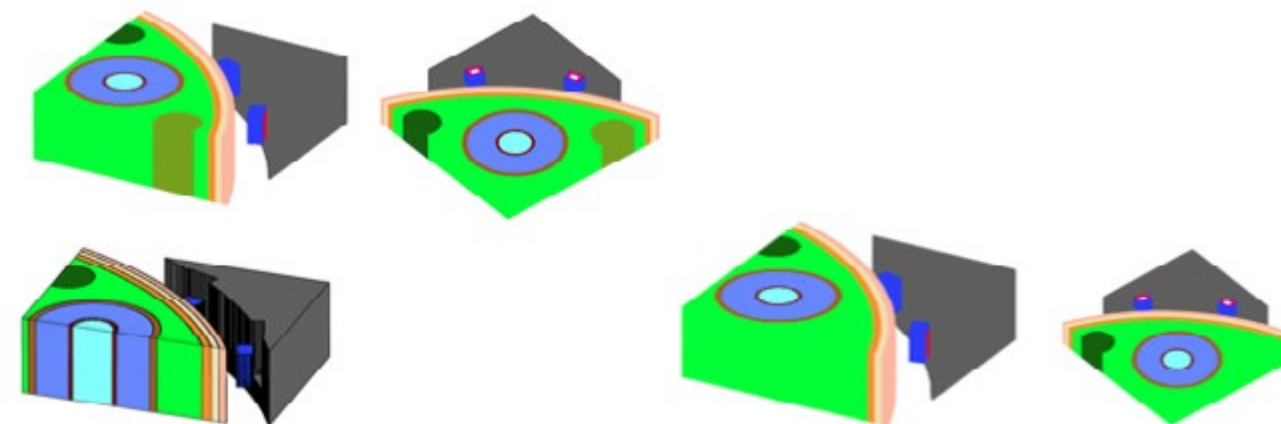


Рис. 2 – Общий вид XYZ моделей (в правой части рисунка представлена модель для ПТО-2, в левой – для ПТО-1)

Рассматривалось несколько положений ТВС с негерметичными ТВЭлами в активной зоне реактора. С использованием экспортированных из FlowVision концентраций ПЗН по коду TORT были проведены расчеты плотностей потоков нейтронов в блоках детектирования ССКГО.

Результаты, полученные по данной методике, сравнивались с проектными результатами расчета плотностей эквивалентного потока тепловых нейтронов в блоках детектирования ССКГО. Анализ результатов подтверждает, с одной стороны, надежность рассчитанной ранее чувствительности ССКГО реактора БН-1200, а с другой стороны, эффективность использования кодов FlowVision и TORT для определения местоположения ТВС с дефектными ТВЭЛ в реакторе. В дальнейшем, после соответствующей верификации, расчеты с применением данной связки позволят сократить проведение дорогостоящих экспериментальных исследований на реакторе по калибровке ССКГО.

Список литературы

- 1 Староверов А.И., Салаяев А.В., Керекеша А.В., Зверев И. Д. Системы КГО в реакторах БН. Тезисы докладов конференции молодых специалистов «Инновации в атомной энергетике», Москва АО «НИКИЭТ», 20-21 ноября 2014 г.
- 2 Рогожкин С.А., Осипов С.Л., Фадеев И.Д., Шепелев С.Ф., Аксенов А.А., Жлуктов С.В., Сазонова М.Л., Шмелев В.В. Численное моделирование теплогидравлических процессов в верхней камере быстрого реактора // Атомная энергия. – 2013. – Т. 115, Вып. 5. – С. 295–298. – ISSN 0004–7163.
- 3 Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2011615833 FVBN.
- 4 С.Л. Осипов, С.А.Рогожкин, А.В. Салаяев, С.Г. Усынина (ОАО «ОКБМ Африкантов»), В.А. Кутин, В.И. Похилко, М.Л. Сазонова (ООО «ТЕСИС»), Применение кода FlowVision для моделирования транспорта предшественников запаздывающих нейтронов в реакторах на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, Сборник тезисов научно-технического семинара «Проблемы верификации и применения CFD кодов в атомной энергетике», Нижний Новгород, 2012, 19-20 сентября.

ПАРАЛЛЕЛЬНАЯ ВЕРСИЯ CFD МОДУЛЯ РАСЧЁТНОГО КОДА КОРСАР

Кастерин Д.С., Юдов Ю.В., Данилов И.Г., Чепилко С.С.
ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова»
E-mail: kds@niti.ru

Код КОРСАР, аттестованный в Ростехнадзоре в 2009 году, является одним из инструментов для обоснования безопасности реакторов типа ВВЭР [1]. Он рассчитывает нестационарную контурную теплогидравлику двухфазного потока (жидкость и газ) в одномерном приближении. Для численного моделирования пространственных эффектов течения теплоносителя в составе кода разрабатывается модуль трёхмерной

теплогидравлики однофазного потока (CFD модуль). Работа модуля основана на методе вложенной границы на декартовой расчётной сетке [2].

С целью сокращения времени расчёта инженерных задач на супер-ЭВМ с многоядерной архитектурой в CFD модуле реализован алгоритм параллельных вычислений. Для этого используется пространственная декомпозиция области моделирования. В методе декомпозиции область делится на несколько частей, называемых подобластями.

Каждая подобласть рассчитывается отдельным процессом. Она содержит «активные» и «пассивные» ячейки расчётной сетки. Для активных ячеек решаются уравнения сохранения. Пассивные ячейки участвуют в аппроксимационных шаблонах при решении уравнений. Они представляют собой копии ячеек соседних подобластей. Значения величин (например, давления) в пассивных ячейках не вычисляются процессом.

В ходе расчёта процессы обмениваются между собой информацией. Каждый процесс получает от «соседних» значения величин (скорость, давление, дисбаланс массы) в пассивных ячейках. При решении дискретных уравнений итерационным методом для проверки сходимости определяется максимальная по всем процессам невязка.

Область моделирования разбивается с максимально возможным соблюдением двух условий: балансировка вычислительной нагрузки (равномерное распределение вычислений по процессам); минимизация коммуникаций (уменьшение времени обменов данными между процессами). Для поиска разбиения области моделирования используется метод кривых Пеано-Гильберта (SFC), который выполняет компактное линейное упорядочивание декартовых ячеек расчётной сетки [3]. Распределение вычислительной нагрузки выполняется «жадным» способом (принятое решение не пересматривается) на основе присваиваемых ячейкам «весов». Достоинствами метода являются высокая скорость работы и простота реализации для декартовых расчётных сеток модуля.

Алгоритм пространственной декомпозиции реализован в виде отдельной программы. Для случая, когда расчётная сетка не помещается в объём доступной оперативной памяти, в программе предусмотрена подкачка (перенос данных из оперативной памяти на диск).

Обмен данными между процессами основан на наиболее распространённой технологии параллельного программирования для систем с распределённой памятью MPI. При пересылке значений величин (самая затратная по времени группа обменов) используются двухточечные неблокирующие обмены. Чтобы уменьшить время пересылок, все двухточечные операции группируются по принципу независимости методом раскраски коммуникационного графа. Поиск максимальной по всем процессам невязки реализован посредством коллективных обменов.

Параллельная версия модуля протестирована на трёх задачах вычислительной гидродинамики: кубическая каверна с движущейся крышкой; вращающаяся сфера; тройниковое соединение с прямоугольным сечением каналов. Показана корректность работы параллельной версии. Получены хорошие значения ускорения и эффективности параллельных вычислений (рис. 1).

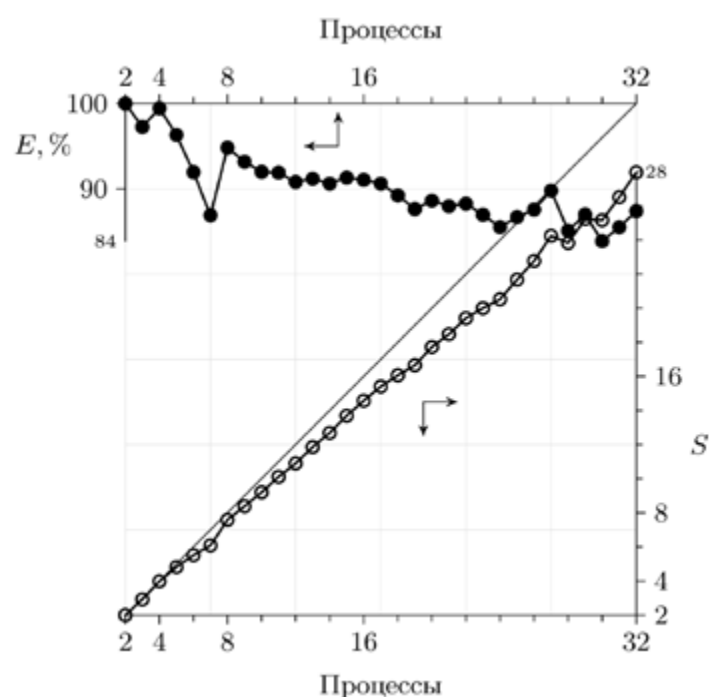


Рис. 1 – Зависимость ускорения (S, °) и эффективности (E, °) от количества процессов для задачи о кубической каверне

Дальнейшие работы будут направлены на совершенствование алгоритма пространственной декомпозиции и повышение ускорения и эффективности. Планируется с помощью модуля выполнить расчёт перемешивания теплоносителя в напорной камере ВВЭР при несимметричной работе петель теплообмена.

Список литературы

1 Опыт создания и основные характеристики теплогидравлического расчётного кода нового поколения КОРСАР / Василенко В.А., Мигров Ю.А., Волкова С.Н., Юдов Ю.В., Данилов И.Г., Коротаев В.Г., Куткин В.В., Бондарчик Б.Р., Бенедиктов Д.В. ; Науч.-исслед. техн. ин-т им. А.П. Александрова // Теплоэнергетика. – 2002. – № 11. – С. 11-16.

2 Юдов Ю.В., Чепилко С.С., Данилов И.Г. Разработка CFD модуля в составе ПК КОРСАР на основе метода вложенных границ // Сб. тез. докл. 8-й междунар. науч.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (Подольск, 28-31 мая 2013 г.).

3 Dynamic Octree Load Balancing Using Space-Filling Curves: techn. rep. / Campbell P.M., Devine K.D. Flaherty J.E., Gervasio L.G. Teresco J.D. ; Williams College. – 2003.

ОЦЕНКА ПРОЧНОСТИ КОНСТРУКЦИЙ ПРОГРАММНО-ТЕХНИЧЕСКИХ СРЕДСТВ АСУ ТП АЭС ПРИ ДИНАМИЧЕСКОМ НАГРУЖЕНИИ

Кожевников С.В., Пименов С.А.
ФГУП «ФНПЦ НИИИС им. Ю.Е. Седакова»

Программно-технические средства (ПТС) представляют собой сложно-функциональную радиоэлектронную аппаратуру (РЭА), построенную по модульному иерархическому принципу. ПТС предназначены для реализации управляющих и информационных функций.

Согласно требованиям технических заданий, к ПТС предъявляются такие требования как: выполнение условий прочности к воздействию синусоидальной вибрации в соответствии с группой М38 или М40 по ГОСТ 17516.1; выполнение условий прочности при сейсмическом воздействии проектного землетрясения силой от 6 до 9 баллов включительно по шкале MSK64 с различной высотной отметкой; выполнение условий прочности после воздействия внешних механических одиночных ударов с пиковым ударным ускорением 30 м/с² (3g) длительностью от 2 до 20 мс.; выполнение условий прочности к воздействиям от удара падающего самолёта и воздушной ударной волны.

Оценка прочности конструкций ПТС производится с применением системы NX в несколько этапов: на первом этапе в САД модуле системы NX (модуль Modeling) строится параметрическая трехмерная модель с учетом определяющих параметров заданных пользователем; на втором этапе строится конечно-элементная модель (КЭМ) и расчетная модель (РМ) конструкции представленная на рисунке; на третьем этапе проводим расчет полученной модели с применением расчетного процессора NX Nastran; на последнем четвертом этапе проводим оценку прочности несущей конструкции объекта на допускаемые уровни напряженно-деформированного состояния (НДС).

Расчётные модели анализа прочности конструкции объекта к воздействующим факторам включают в себя оценку соответствия НДС заданным критериям прочности конструкционных материалов. Расчётные оценки НДС несущей конструкции объекта проведены с учётом динамических свойств конструкции ПТС при экстремальных условиях нагружения.

Критерий прочности объекта имеет вид:

$$(Q)^{\max} < R, \\ \text{при } f = f_0^n$$

где Q - нагрузка, действующая на конструкцию,
 R - несущая способность.

В случае оценки напряженного состояния конструкции:

а) Под нагрузкой Q следует понимать эквивалентные напряжения Мизеса: σ_{VM}

$$Q = \sigma_{VM} = \frac{1}{\sqrt{2}} \left\{ [(\sigma_1 - \sigma_2)^2 + (\sigma_1 - \sigma_3)^2 + (\sigma_2 - \sigma_3)^2] \right\}^{\frac{1}{2}},$$

где $\sigma_1, \sigma_2, \sigma_3$ – главные напряжения, рассчитанные по компонентам тензора напряжений в узле КЭ с применением САЕ системы;

б) Под несущей способностью R следует понимать:

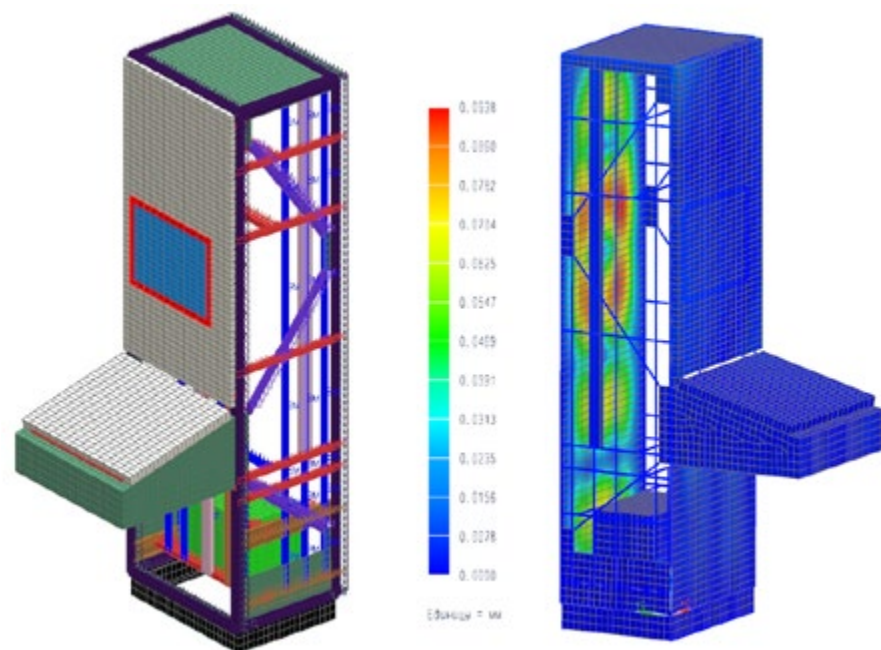


Рис. – Расчетная модель конструкции ПТС и результаты расчета при нагрузке представленной воздействием от удара падающего самолёта на здание

- предел текучести σ_{δ} при расчетах на прочность элементов несущей конструкции;

- предел усталости σ_{-1} при расчетах на усталостную прочность;

Примечание – Напряжения по пределу усталостной прочности конструкционного материала принимались для $[N_{\delta}]_{min} \geq 10^5$. При этом $[N_{\delta}]_{min}$ – количество циклов воздействия вибрационной нагрузки при определении усталостной прочности конструкционного материала со сроком службы 30 лет;

В случае оценки деформированного состояния конструкции:

а) Под нагрузкой Q следует понимать приведенные деформации ε :

$$Q = \varepsilon = \frac{\sqrt{2}}{3} \left\{ [(\varepsilon_1 - \varepsilon_2)^2 + (\varepsilon_1 - \varepsilon_3)^2 + (\varepsilon_2 - \varepsilon_3)^2] \right\}^{\frac{1}{2}},$$

где $\varepsilon_1, \varepsilon_2, \varepsilon_3$ – главные деформации, рассчитанные по компонентам тензора напряжений в узле КЭ с применением САЕ системы;

б) под несущей способностью следует понимать допускаемые деформации $[\Delta]$.

Для конструкций ПТС проведена расчетно-экспериментальная отработка на подтверждение прочности. Полученные расчетные результаты на основе метода конечных элементов хорошо сочетаются с экспериментальными данными. Результаты исследований приведены в виде контурных диаграмм распределения эквивалентных механических напряжений, приведенных деформаций. Полученные результаты соответствуют допустимым уровням.

Развитие и усложнение конструкций программно-технических средств связано с решением проблем прочности и надежности изделий. Качество современных изделий требует высокую точность вычислений надежности и прочности. Проблема прочности и надежности должна решаться на каждом этапе жизненного цикла изделия, от проектирования до введения в эксплуатацию. Расчет прочности и надежности позволяет сокращать затраты на отработку качества изделий при испытаниях.

ОПЫТ ОСВОЕНИЯ ПРОГРАММНОГО ПАКЕТА ANSYS MULTIPHYSICS ПРИ ПРОВЕДЕНИИ СТАТИЧЕСКОГО И ДИНАМИЧЕСКОГО РАСЧЕТА ЛОПАТКИ ТУРБИНЫ

Кремлев А.С.

Филиал ОАО «Концерн Росэнергоатом» «Калининская атомная станция»,

г. Удомля, Россия

E-mail: Kremlev.A.S@yandex.ru

Большинство отказов газовых турбин связано с повышенными динамическими напряжениями, возникающими при колебаниях рабочих колес. Поэтому, обеспечение надежности рабочих лопаток предъявляет высокие требования к качеству методов анализа их напряженно-деформированного состояния (НДС), а также собственных частот и форм колебаний. Важной задачей при расчете рабочей лопатки турбины является учет геометрически нелинейных свойств конструкции, а также дискретного воздействия лопаток на диск. Решение данной проблемы на современном уровне возможно с использованием метода конечных элементов (МКЭ), позволяющего реализовать единый подход к численному исследованию статике и динамики лопатки газотурбинного двигателя (ГТД).

Целью работы является освоение метода расчета НДС, учитывающего геометрическую нелинейность при статическом деформировании лопаток турбомашин и последующего определения собственных частот и форм колебаний. Расчет готовой 3D- модели лопатки проводился с использованием программного комплекса ANSYS Multiphysics.

В результате расчета были получены:

- распределение напряжений по геометрии лопатки, выявлена опасная точка, рассчитан коэффициент запаса

- определены собственные частоты для 10 форм колебаний, построена диаграмма Кэмпбелла

Применение данного метода позволит на стадии проектирования повысить точность прогнозирования собственных частот и форм колебаний, а также дать достаточно точную картину распределения статических напряжений в рабочих лопатках ГТД с учетом их реальных конструктивных особенностей и нелинейного характера статического деформирования.

АЭРОДИНАМИЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ТРАКТОВ ПОДВОДА ПАРА ЦВД МОЩНЫХ ПАРОВЫХ ТУРБИН

Кудрявцев И.А.

АО «Атомпроект», г. Санкт-Петербург

E-mail: ig.kudryavtsev@gmail.com

На любой классической электростанции ключевую роль в процессе преобразовании тепловой энергии в электрическую играет паротурбинная установка (ПТУ), от совершенства которой напрямую зависит эффективность всей станции. Одним из возможных способов повышения экономичности ПТУ является аэродинамическое совершенствование трактов подвода пара к ее цилиндрам.

Основными задачами при конструировании пароподводящего тракта цилиндра высокого давления (ЦВД) являются минимизация окружной и радиальной неравномерностей потока перед входом в проточную часть турбины, а так же снижение его сопротивления. Применение рациональной конструкции пароподводящего тракта приведет к повышению вибрационной надежности лопаточного аппарата (ЛА) и позволит повысить внутренний относительный КПД ЦВД и турбоустановки в целом.

С целью выявления оптимального варианта подвода рабочего тела к ЦВД, с аэродинамической точки зрения, проведено численное моделирование процессов течения для четырех конструкций пароподводящего тракта, в CFD пакете FlowSimulation. Верификация CFD пакета FlowSimulation показала, что этот пакет обладает достаточной практической точностью и может применяться для численного моделирования процессов течения в пароподводящем тракте ЦВД. В качестве исходного варианта для исследования выбрана конструкция для турбины К-1000-60/3000 ЛМЗ для АЭС «Тяньвань». На рисунке 1 представлены проточные части исследованных конструкций пароподводящих трактов.

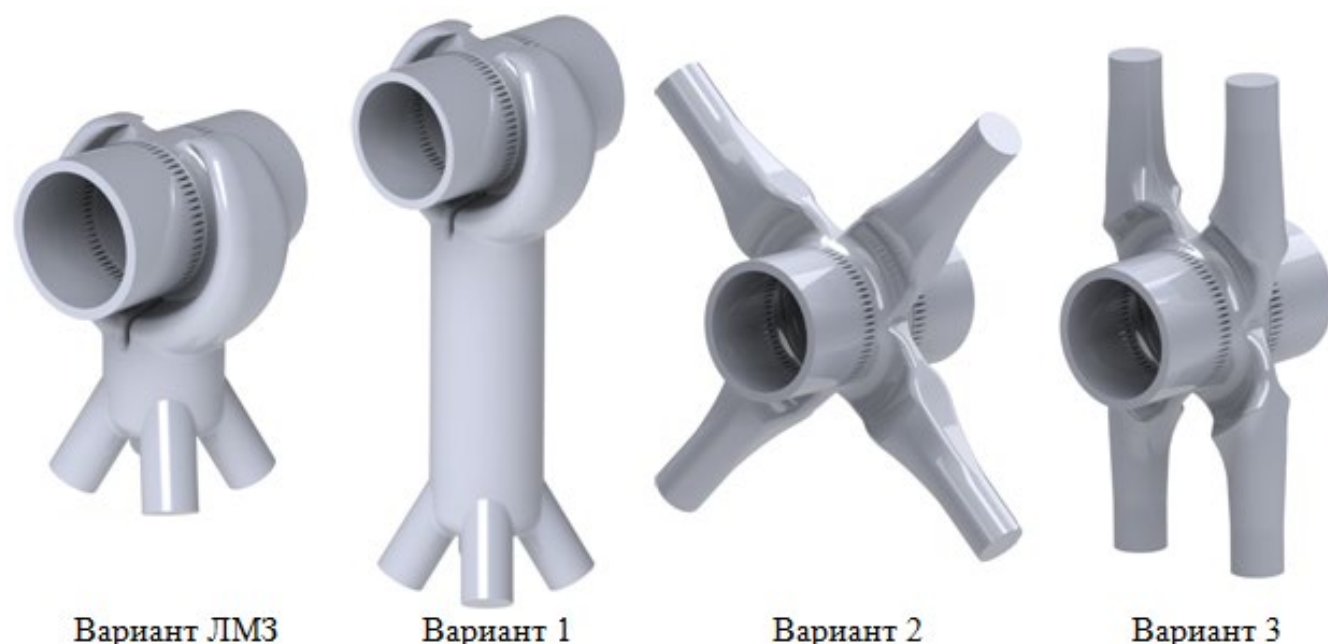


Рис. 1 – Проточные части исследованных пароподводящих трактов

Исследование пароподводящего тракта вариант ЛМЗ выявило наличие радиальной и окружной неравномерности перед и за ЛА. Коэффициент потерь кинетической энергии пароподводящего тракта вариант ЛМЗ составляет $\zeta_{xy} = 0.545$.

Применение пароподводящего тракта ЦВД вариант 1 не привело к существенному изменению аэродинамических характеристик по сравнению вариантом ЛМЗ. Коэффициент потерь кинетической энергии тракта вариант 1 уменьшился на 3.5% и составляет $\zeta_{xy} = 0.545$.

Пароподводящий тракт вариант 2 обладает лучшими аэродинамическими характеристиками из всех исследованных конструкций. Коэффициент потерь кинетической энергии тракта вариант 2 составляет $\zeta_{xy} = 0.303$, что на 45% меньше варианта ЛМЗ.

Пароподводящий тракт вариант 3, технологичнее варианта 2 и обладает сопоставимыми аэродинамическими характеристиками. Коэффициент потерь кинетической энергии тракта вариант 3 составляет $\zeta_{xy} = 0.303$, что на 45% меньше варианта ЛМЗ.

На рисунке 2 представлены степени неравномерности потока перед и за ЛА и коэффициенты потерь кинетической энергии исследованных пароподводящих трактов.

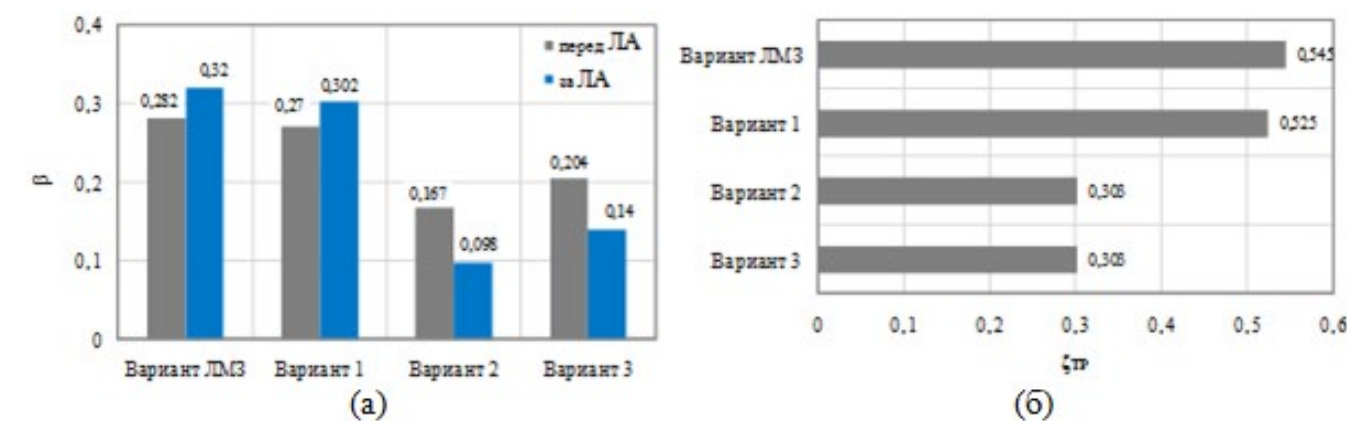


Рис. 2 – Степени неравномерности потока (а) и коэффициенты потерь кинетической энергии (б)

Проведенные исследования свидетельствуют о том, что способ подвода рабочего тела в нижнюю часть внутреннего корпуса, характерный для варианта ЛМЗ и варианта 1, сопровождается высокими уровнями неравномерности потока и высокими коэффициентами потерь кинетической энергии. С аэродинамической точки зрения, способ подвода среды к верхней и нижней части внутреннего корпуса ЦВД, характерный для варианта 2 и варианта 3 является более предпочтительным.

Применение конструкции предполагаемого пароподводящего тракта вариант 3 позволит сократить потери кинетической энергии почти вдвое, по сравнению с вариантом ЛМЗ. При этом внутренний относительный КПД ЦВД увеличится приблизительно на 0.2%, а степень неравномерности потока перед ЛА уменьшится на треть, что увеличит его вибрационную надежность.

Список литературы

1. Б.М. Трояновский, Г.А. Филиппов, А.Е. Булкин. Паровые и газовые турбины атомных электростанций: учеб. пособие для вузов. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 256 с.
2. Емцев Б.Т., Техническая гидромеханика. Изд. 2-е, переработ. И доп. – М.: Машиностроение, 1987. – 440 с.
3. Шлихтинг Г. Теория пограничного слоя: пер. с нем. – М.: Наука, 1974. – 712 с.
4. SolidWorks 2007/2008. Компьютерное моделирование в инженерной практике / А.А. Алямовский, А.А. Собачкин, Е.В. Одинцов, А.И. Харитонович, Н.Б. Пономарев. – СПб.: БХВ-Петербург, 2008. – 1040 с.: ил. + DVD – (Мастер).

РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ДЕАЭРАТОРОВ ПОДПИТКИ И БОРНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ С НАСАДОЧНЫМИ КОЛОННАМИ

Л.Д. Литвиненко, В.В. Безлепкин, А.Г. Митрюхин, А.Г. Амелюшина

АО «АТОМПРОЕКТ», г. Санкт-Петербург

E-mail: lidiya@nio.spbaer.ru

В области ядерной энергетики ведется последовательная и целенаправленная работа по повышению безопасности и надежности АЭС. Одной из важных систем, обеспечивающих надежную работу первого контура АЭС, является система подпитки и борного регулирования, предназначенная для поддержания материального баланса теплоносителя во всех эксплуатационных режимах. В состав основного оборудования системы подпитки и борного регулирования входит деаэрактор, который предназначен для дегазации выводимого из первого контура теплоносителя [1]. В процессе дегазации удаляются растворенные в теплоносителе водород, кислород и радиоактивные инертные газы ксенон, криптон и др.

Конструктивно деаэратор состоит из двух неравных объемов (рисунок 1). Нижний объем заполнен водой, подогретой до температуры насыщения 104 °С при избыточном давлении 20 кПа. Верхний объем это деаэрационная колонна (головка) деаэратора, при отсутствии входящих в нее водных потоков заполнена только влажным насыщенным паром. Внутри головки установлены: малая и большая насадочные колонны, главная и периферийная распределительные камеры, центральная и кольцевая струйные камеры.

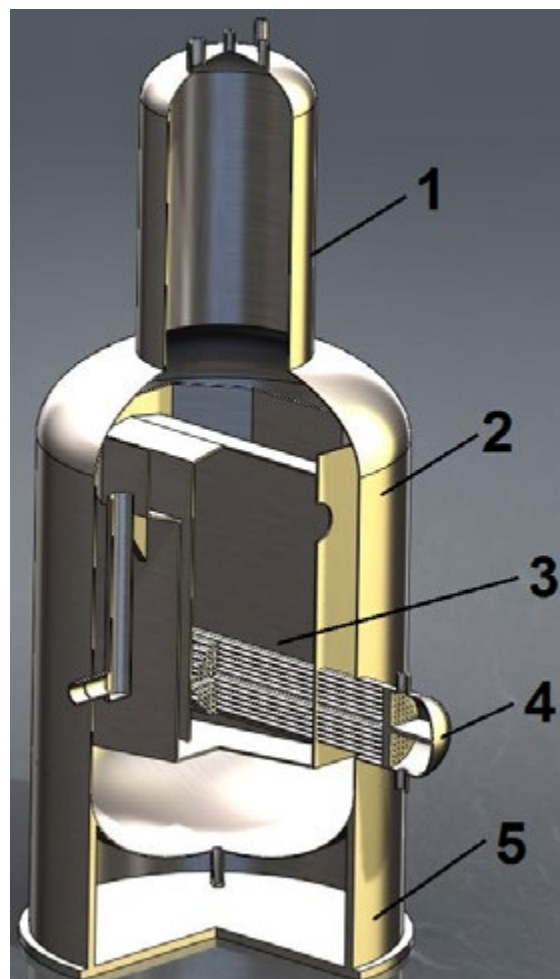


Рис. 1 - Деаэратор подпитки и борного регулирования:

- 1 – деаэрационная колонка;
- 2 – бак-аккумулятор;
- 3 – корпус теплообменника;
- 4 – теплообменник;
- 5 – опора.

При эксплуатации деаэратора системы подпитки и борного регулирования в режиме с увеличением расхода продувочной воды первого контура, поступающей в деаэратор, через трубопровод отвода пара из деаэратора, расположенного в верхней части головки деаэратора, вместо парогазовой смеси начинает поступать борированная вода первого контура. Впоследствии, происходит долговременное блокирование выхода неконденсируемых газов.

Есть основания полагать, что конструкция деаэраторов подпитки и борного регулирования не обеспечивает необходимые запасы до захлебывания.

Анализ эксплуатации и проведенные расчеты с помощью теплогидравлического кода КОРСАР/ВЗ [2] позволяют предложить следующие пути решения проблемы:

- перейти на другой тип элементов неупорядоченных насадок, например, на омегаобразные, методики расчета которых имеются [3];
- разделить расход парогазовой смеси (выпар): 30 кг/ч – через напорную тарелку малой насадки, 100 кг/ч – из объема большой насадки.

Принятые решения должны быть обоснованы и подтверждены экспериментальными исследованиями.

Список литературы

- 1 Деаэратор подпитки и борного регулирования. Техническое описание и инструкция по эксплуатации. ОАО «Сибэнергомаш», 2001.
- 2 КОРСАР/ВЗ. Руководство пользователя. НИТИ им. Александрова А.П. Сосновый Бор, 2007.
- 3 Пермяков В.А., Гиммельберг А.С., Виханский Г.М., Шубников Ю.М. Расчет и проектирование термических деаэраторов. 1979, РТМ 108.030.21-78.

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РУ МБИР С РАЗЛИЧНЫМИ ВИДАМИ ТОПЛИВА

Елисеев В.А., Коробейникова Л.В., Маслов П.А., Малышева И.В., Матвеев В.И.
АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», г. Обнинск

В качестве штатного топлива РУ МБИР в настоящее время принято виброуплотненное МОКС-топливо с массовым содержанием плутония ~38%. В докладе рассматриваются возможности использования в этом реакторе альтернативных видов топлива – топливных композиций на основе оксидов урана и плутония, а также плотных видов топлива, которые представляются перспективными для будущей широкомасштабной ядерной энергетики, на случай, если штатное топливо не будет обосновано или его производство не будет налажено на момент пуска реактора.

Многоцелевой быстрый исследовательский реактор МБИР предназначен для выполнения широкого спектра исследовательских и экспериментальных работ. Для этого в активной зоне и боковом экране реактора предусмотрены автономные петлевые каналы и большое число экспериментальных и материаловедческих сборок [1]. В техническом задании на МБИР указаны два ключевых требования:

- тепловая мощность 150 МВт;
- максимальная плотность потока нейтронов не ниже 5×10^{15} н/см²с.

Данная работа посвящена исключительно нейтронно-физическому исследованию применения различных топливных композиций на базе разработанной конструкции МБИР, без анализа теплофизических, технологических и иных аспектов.

Рассматриваются следующие виды топлива:

- Таблеточное оксидное урановое топливо (на основе обогащенного урана), промышленное производство которого реализовано в нашей стране, и которое используется в быстрых реакторах БОР-60, БН-600 и CEFR.

- Таблеточное МОКС-топливо (двуокись обедненного урана + двуокись плутония), которое использовалось в подавляющем большинстве зарубежных экспериментальных установок.

- Комбинированное виброуплотненное МОКС-топливо состоит из смеси гранулятов двуокиси урана-235 (с обогащением ~20%) и плутония с содержанием 24%. Эффективная плотность такого топлива составляет 9 г/см³.

- Смешанное нитридное уран-плутониевое (СНУП)-топливо. Нитридное топливо в настоящее время рассматривается как основа для будущих быстрых коммерческих реакторов. Преимущества этого топлива в высокой плотности и теплопроводности, а также оно не приводит к росту натриевого плотностного эффекта реактивности, что очень важно для безопасности. Принята эффективная плотность 12 г/см³.

- Смешанное металлическое топливо. В качестве металлического топлива рассмотрен тройной сплав уран-плутоний-цирконий (10%) с теоретической плотностью 15,9 г/см³. Эффективная плотность с учетом необходимых зазоров принималась равной ~12 г/см³. У этого топлива самая высокая плотность и теплопроводность, минимальное количество ядер разбавителя, что обеспечивает максимально быстрый спектр.

Альтернативные виды топлива рассматривались в рамках исходной (оксидной) конструкции реактора, заменялись лишь топливо и материал торцевых воспроизводящих экранов. Обогащение топлива подбиралось так, чтобы реактор на номинальной мощности в конце средней (третьей) микрокампании был критическим при всех извлеченных РО СУЗ, кроме РО АР, которые находятся в полупогруженном состоянии.

Принципиальным условием реактора МБИР, указанным в ТЗ, является обеспечение плотности нейтронного потока не менее 0.5×10^{16} н/см²с. Кампания ТВС определяется из допустимой величины повреждающей дозы оболочек твэл, которая принималась равной 75 сна. Максимальное выгорание топлива и флюенс быстрых нейтронов ($E > 0.1$ МэВ) на оболочки твэл не являются ограничивающими параметрами. Длительность микрокампании (интервала непрерывной работы между перегрузками) принята 100 эффективных суток.

Основная масса нейтронно-физических расчетов выполнялась с помощью инженерного кода TRIGEX [2]. Для прецизионных расчетов использовался код ММКК [3], использующий метод Монте-Карло и детальное описание всех элементов активной зоны.

Максимальные величины нейтронного потока для всех видов топлива достигаются в центральной области активной зоны. Поставленная цель – поток не менее 5×10^{15} н/см²с – обеспечивается только на таблеточном уран-плутониевом оксидном и металлическом топливе. Однако, одной из главных задач исследовательского реактора является не просто высокий поток нейтронов, а его следствие – повреждающая

доза на конструкционные материалы, которая определяется быстрыми нейтронами с энергией выше 0.1 МэВ. В таблице представлено сравнение потоков и скоростей набора повреждающей дозы на различных видах топлива, а также в сравнении с реакторами большей мощности. В спектре реактора МБИР доля быстрых нейтронов существенно больше, чем в быстрых энергетических реакторах. В результате можно говорить о «качестве» потока, которое в реакторе МБИР на 25% выше, чем в реакторах энергетических.

Таблица. Сравнение потоков и скоростей набора повреждающей дозы для различных видов топлива.

Реактор	МБИР					БН-800	Большой мощности
	Топливо	UO ₂	Таблеточное UPuO ₂	комб ви-бро-МОКС UPuO ₂	UPuN	UPuZr	UPuO ₂
Поток, ×10 ¹⁴ н/см ² с	4.25	5.3	4.8	4.81	5.2	8.45	4.5
Скорость набора дозы, сна/сут	0.127	0.152	0.142	0.141	0.149	0.191	0.101
Скорость набора дозы/поток, *100	2.99	2.87	2.96	2.93	2.86	2.26	2.24
Качество потока	1.04	1.0	1.03	1.02	1.00	0.79	0.78

Список литературы:

1. Федеральная целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010-2015 годов и на перспективу до 2020 года». Утверждена постановлением Правительства РФ № 50 от 3 февраля 2010
2. Серегин А.С., Кислицина Т.С., Цибуля А.М. Аннотация комплекса программ TRIGEX.04: препринт ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ». -2846. - Обнинск, 2000
3. ММКК. Аттестационный паспорт программного средства рег. № 314 от 09.10.2012

¹ Определим «качество» потока как скорость набора повреждающей дозы при заданной величине потока и длительности кампании

ВЛИЯНИЕ ТОЧНОСТИ ПРЕДСТАВЛЕНИЯ УГЛОВЫХ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ НЕЙТРОНОВ НА РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ ПО ПРОГРАММЕ TDMCC

П.М. Никулин
АО «АТОМПРОЕКТ», Санкт-Петербург

Известно большое число компьютерных программ, предназначенных для моделирования распространения нейтронов в сложной 3D геометрии с помощью метода Монте-Карло. Однако только некоторые из них получили заслуженное широкое распространение. К последним, по нашему мнению, относится программа TDMCC (Time Dependent Monte Carlo Code), созданная в ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ»^[1]. За последние годы рядом организаций была выполнена обширная работа по верификации программы по расчету Кэфф для задач обоснования ядерной безопасности при работе со свежим и отработанным топливом реакторов типа ВВЭР. В настоящее время подобные работы выполняются для задач обоснования радиационной безопасности от облучения нейтронами с энергией ниже 15 МэВ.

Программа TDMCC активно используется в нашей организации для расчётных обоснований ядерной и радиационной безопасности проектируемых объектов, что требует надёжного моделирования переноса нейтронов в сложной 3D геометрии. По этой причине существует немалый интерес в повышении точности данных вычислений. В течение года, наблюдался ряд расхождений в моделировании потоков нейтронов для некоторых бенчмарк экспериментов как в работах, проведённых нашей организацией^[2], так и проведённых

РФЯЦ-ВНИИЭФ. Эти расхождения, по предположениям, могут быть связаны с недостаточной точностью представления ядерных данных. Это дало повод для данных исследований.

Подготовка сечений и энерго-угловых распределений нейтронов всегда являлась очень важным и достаточно тонким аспектом в моделировании. Часто подготовка библиотек сечений, непосредственно используемых программой моделирования, осуществляется разработчиками программы. Такой правомерный подход, безусловно, эффективен, но оставляет открытым вопрос о точности учета оцененных нейтронных данных в процессе их преобразования.

По договорённости с разработчиками программы TDMCC, нами была разработана программа, позволяющая извлекать ядерные данные из библиотек входных сечений TDMCC. Это было проделано с целью проверки одной из возможных гипотез, объяснявших расхождения между результатами моделирования с помощью TDMCC и MCNP. Предполагалось, что, возможно, при подготовке библиотек сечений для программы TDMCC могло быть использовано недостаточно детальное разбиение по углу для описания угловых распределений нейтронов. После обработки угловых распределений для ряда элементов, фигурировавших как основные в составах конструкционных материалов, использованных в эксперименте^[2], было установлено, что каких-либо существенных отклонений в угловых распределениях нейтронов не наблюдается, что показано на Рисунке 1а и в докладе^[3]. Но присутствует различие, связанное с эффектами линейной интерполяции (Рисунок 1б) между узлами сетки по косинусу угла, которое достигает 6-7% для ряда элементов. После проведенного моделирования эксперимента по рассеянию нейтронов на мишени из ¹⁶O было выяснено, что данное расхождение может давать различие в результатах до 3%. Данное расхождение проиллюстрировано на рисунке 2. Такое расхождение не может объяснить наблюдаемое расхождение с результатами^[2], но его следует иметь ввиду при анализе получаемых результатов. Данная работа была выполнена для библиотек ENDF/BVI.R8 и ENDF/B-VII. Более подробно результаты исследования будут представлены в докладе.

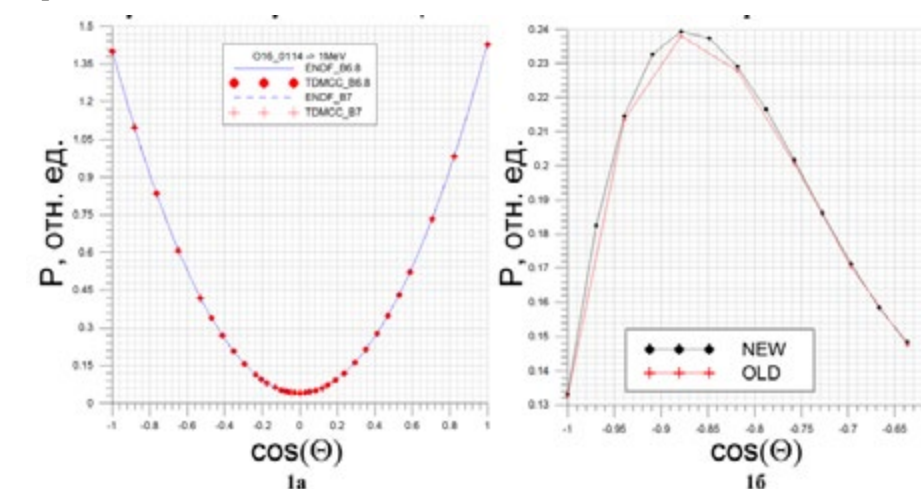


Рис. 1 - Результаты независимой экспертной оценки библиотек ядерных данных программы TDMCC:

1а - соответствие библиотек библиотекам оцененных ядерных данных, 1б - эффекты линейной интерполяции

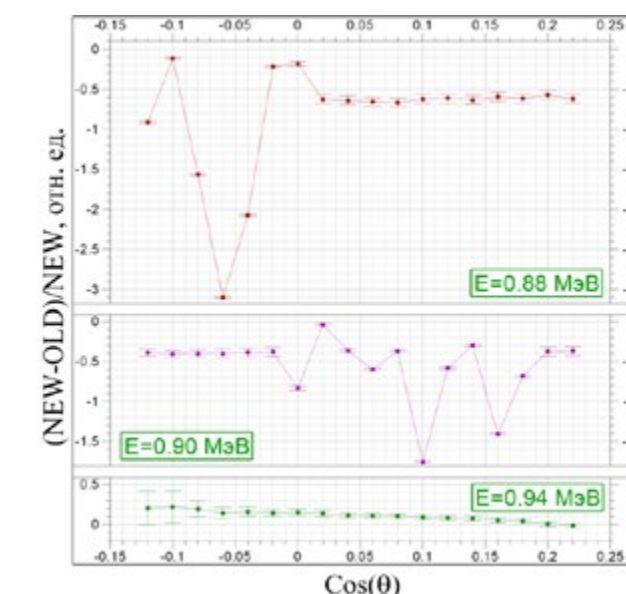


Рис. 2 - Результаты оценки влияния точности представления ядерных данных

Список литературы:

1. Программа TDMCC (Time-Dependent Monte Carlo Code). Свидетельство о гос. регистрации No2010614412., ФГУП «РФЯЦ-ВНИИЭФ» Evaluated Criticality Safety Рисунок 2 - Результаты оценки влияния точности представления ядерных данных Benchmark Experiments" NEA/NSC/DOC/(95)03, Vol. 8, Edition 2010, 142 p.
2. Никулин П.М., Даниэль А.В., Семенова Т.В. Моделирование распространения нейтронов в лабиринте по программе TDMCC: тезисы Межведомственного XXIV семинара «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики (Нейтроника-2013)», 6-8 ноября 2013 г., Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, 2013, с.19-21.
3. Никулин П.М., Даниэль А.В. Влияние точности представления угловых распределений нейтронов на результаты расчетов по программе TDMCC: тезисы Межведомственного XXV семинара «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики (Нейтроника-2014)», 21-24 октября 2014 года Обнинск, ГНЦ РФ-ФЭИ, с.72

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ИЗМЕНЕНИЯ ФИБРОБЕТОНА ПОД ДЕЙСТВИЕМ ТЕРМИЧЕСКОЙ И РАДИАЦИОННОЙ НАГРУЗКИ ПРИ ПОМОЩИ АНАЛИТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ

Рогачев К.В.

ЗАО «Институт «Оргэнергострой», г. Москва

E-mail: rogachevkv@ioes.ru

Фибробетон - это мелкозернистый бетон, дисперсно армированный стальными, стеклянными, базальтовыми или другими волокнами (фиброй), отличающийся в связи с этим повышенной прочностью и другими более высокими свойствами.

Фибробетон все обширнее применяется в строительстве. Причем планируется его использовать и при строительстве атомных электростанций [1]. В связи с этим вопросы прогнозирования термических и радиационных изменений фибробетона приобретают актуальность.

Фибробетон по структурным особенностям (из-за отсутствия в большинстве случаев крупного заполнителя) является фактически фиброраствором. В связи с этим за основу модели его структуры можно принять модель, используемую в работах [2-4] для аналитического определения радиационных и термических изменений растворов в виде шаровидных зерен заполнителя одинакового диаметра, расположенных в кубической гранецентрированной решетке, окруженных матрицей из цементного камня.

Вместе с тем при использовании аналитических выражений этой модели для фибробетона требуется корректировка. При разработке модели в работах [2-4] напряженным состоянием из-за различий в величинах изменения объема составляющих пренебрегали, так как считали, что вследствие малой прочности цементного камня на растяжение эти напряжения полностью релаксируют за счет образования трещин.

Применительно к фибробетону, цементный камень которого армирован фиброй, располагаемой на расстоянии друг от друга, соизмеримом с размером зерен песка и менее, это упрощение некорректно, так как прочность фибробетона, а значит и армированного волокном цементного камня приблизительно в 5 раз больше, чем обычного раствора.

В таком случае необходимо учитывать микроструктурные напряжения и для определения радиационных и термических изменения объема раствора по данным об изменении их составляющих выражение работ [2-4] примет следующий вид:

$$\frac{\Delta V_{\text{фб}}}{V_{\text{фб}}} = \left\{ \left[C_{\text{уп}}^n \left(1 + \frac{\Delta V_3^n}{V_3^n} + 3 \frac{\sigma_n}{E_n} (1 - 2\mu_n) \right) \right]^{\frac{1}{3}} + \left[1 - (C_{\text{уп}}^n)^{\frac{1}{3}} \right] \left[1 + \frac{\Delta V_{\text{а.ц.к.}}}{V_{\text{а.ц.к.}}} + 3 \frac{\sigma_{\text{а.ц.к.}}}{E_{\text{а.ц.к.}}} (1 - \mu_{\text{а.ц.к.}}) \right]^{\frac{1}{3}} \right\}^3 - 1 \approx \left[\frac{\Delta V_3^n}{V_3^n} + 3 \frac{\sigma_n}{E_n} (1 - 2\mu_n) \right] (C_{\text{уп}}^n)^{\frac{1}{3}} + \left[1 - (C_{\text{уп}}^n)^{\frac{1}{3}} \right] \left[\frac{\Delta V_{\text{а.ц.к.}}}{V_{\text{а.ц.к.}}} + 3 \frac{\sigma_{\text{а.ц.к.}}}{E_{\text{а.ц.к.}}} (1 - \mu_{\text{а.ц.к.}}) \right] \quad (1)$$

где, $\frac{\Delta V_{\text{фб}}}{V_{\text{фб}}}$, $\frac{\Delta V_3^n}{V_3^n}$ и $\frac{\Delta V_{\text{а.ц.к.}}}{V_{\text{а.ц.к.}}}$ - относительное изменение объема фибробетона, песка и армированного фиброй цементного камня при облучении или нагревании; m и $m_{\text{а.ц.к.}}$ - коэффициент Пуассона материала песка и армированного фиброй цементного камня;

$\sigma_{\text{а.ц.к.}}$ и σ_f - микроструктурные напряжения в армированном фиброй цементном камне и в песке из-за различий в величинах их радиационных и термических изменений объема;

E_f и $E_{\text{а.ц.к.}}$ - модуль деформации песка и армированного фиброй цементного камня.

В таком случае относительный объем трещин $V_{\text{тр.фб}}$ в фибробетоне в долях единицы будет определяться по формуле:

$$V_{\text{тр.фб}} = \frac{\Delta V_{\text{фб}}}{V_{\text{фб}}} - \left(\frac{\Delta V_3^n}{V_3^n} + 3 \frac{\sigma_f}{E_f} (1 - 2\mu_f) \right) V_3^n - \left(\frac{\Delta V_{\text{а.ц.к.}}}{V_{\text{а.ц.к.}}} + 3 \frac{\sigma_{\text{а.ц.к.}}}{E_{\text{а.ц.к.}}} (1 - \mu_{\text{а.ц.к.}}) \right) V_{\text{а.ц.к.}} \quad (2)$$

Для определения величин микроструктурных напряжений $\sigma_{\text{а.ц.к.}}$ и σ_f можно воспользоваться моделью, описанной в работах [5, 6] структурной ячейки бетона (раствора) в виде сферического зерна, покрытого оболочкой постоянной толщины.

Для определения $E_{\text{а.ц.к.}}$ и относительного увеличения объема армированного фиброй цементного камня $\frac{\Delta V_{\text{а.ц.к.}}}{V_{\text{а.ц.к.}}}$ (также зависящего не только от изменения объема цементного камня и фибры, но и от на-

пряжений из-за разницы деформаций цементного камня и фибры) можно воспользоваться моделью работы [7] в виде стержня, окруженного с двух сторон матрицей (рис. 4), используемой для расчета термических напряжений при нагревании стержня применительно к массивам горных пород.

Тогда определив по формулам моделей, описанных в работах [5,6] и [7], напряжения можно вычислить термические и радиационные изменения объема фибробетона и изменение его объема за счет образования трещин по формулам (1) и (2).

В настоящее время проводятся экспериментальные исследования по проверке и корректировке предложенной модели и коэффициентов формул работ [2-7] для фибробетона и оценке возможности ее использования для конструкций АЭС. В частности: экспериментальное исследование термических деформаций, уменьшения массы и изменений механических свойств фибробетонов различного состава, а так же их зависимости от содержания и вида фибры, вида заполнителя и температуры нагревания.

Список литературы

1. Красновский Р.О., Денисов А.В., Рогачев К.В. Фибробетон- новый материал для строительства АЭС». «Энергетик» №12, 2013. М.: Энергетик, 2013, С.46-47.
2. Музалевский Л.П. Радиационные изменения тяжелых бетонов и метод их аналитического определения. Кандидатская диссертация, МИСИ им. В. В.Куйбышева, 1989.
3. Музалевский Л. П. Прогнозирование степени изменения прочности и радиационных деформаций бетона // Защита от ионизирующих излучений ядерно-технических установок, том, У, Труды Третьей Всесоюзной научной конференции по защите от ионизирующих излучений ядерно-технических установок. 27-29 октября 1985 г. Тбилиси, Из-во ТГУ, Тбилиси: 1985, с. 116-125.
4. Денисов А. В., Дубровский В. Б., Музалевский Л. П. Прогнозирование радиационных изменений неорганических строительных материалов Вопросы атомной науки и техники. Сер. Проектирование и строительство. 1990. Вып. 3. С. 98 - 102.
5. Горчаков Г.И., Лифанов И.И., Терехин Л. Н. Коэффициенты температурного расширения и температурные деформации строительных материалов. Комитет стандартов. М., 1968. 167 с.
6. Состав, структура и свойства цементных бетонов. Под ред. Г. И. Горчакова. М: Стройиздат, 1978. 45 с
7. Ржевский В. В. Новик Г.Я. Основы физики горных пород. М.: Недра, 1974.286 с.

ПРИМЕНЕНИЕ СУПЕРКОМПЬЮТЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ И ТРЕХМЕРНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ДЛЯ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОГО АНАЛИЗА НЕСИММЕТРИЧНЫХ РЕЖИМОВ РАБОТЫ СУДОВЫХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

Будников А.В., Романов Р.И., Свешников Д.Н.
АО «ОКБМ АФРИКАНТОВ», г. Нижний Новгород

Развитие северного морского пути, освоение Арктики и северных берегов России требует создания мощного «Северного флота». В настоящее время изготавливается головной универсальный атомный ледокол «Арктика», оснащенный реакторной установкой РИТМ-200, которая проектируется в АО «ОКБМ Африкантов». В дальнейшем планируется выпуск серийных атомных ледоколов и плавучей атомной станции, способной вырабатывать тепло и электроэнергию в условиях крайнего севера и Арктики на базе реакторной установки РИТМ-200. С точки зрения повышения экономических и технических показателей реакторной установки и ледокола в целом актуальными задачами являются увеличение работоспособности и «живучести» установки при неисправности отдельного оборудования. Особенно актуально это для работы парогенератора, так как для его восстановления требуется длительный ремонт в доке.

С целью обеспечения «живучести» парогенератора, его трубная система разделена на независимые модули, которые могут «отглушаться» по второму контуру. Такое решение обеспечивает сохранение работоспособности установки в случае межконтурной неплотности. Но при этом требуется обоснование максимально разрешенного уровня мощности установки с точки зрения влияния горячих пятен, возникающих в напорной камере РУ при «отглушении» части модулей парогенератора, на теплотехнические характеристики активной зоны и корректность работы системы автоматического управления.

В настоящее время расчетное обоснование несимметричных режимов работы РУ может выполняться с использованием программ вычислительной гидродинамики (CFD). Основной проблемой, сдерживающей внедрение CFD программ в практику обоснования сложных режимов работы реакторных установок, является ограниченность вычислительных мощностей. Указанное ограничение обусловлено высокой сложностью моделируемых геометрий, характеризующихся разными масштабами течения (от нескольких миллиметров – в пучках стержней активной зоны, теплообменников, парогенераторов, до дециметров и даже метров – в камерах реактора).

С учетом отмеченного ограничения перспективно использование 3D CFD программ в связке с системными одномерными теплогидравлическими кодами, такими, как широко известные 1D коды серии RELAP и ATHLET. Причем связанный 1D – 3D теплогидравлический расчет дополнительно обеспечивает возможность использования преимуществ обоих подходов: высокой надежности системных теплогидравлических кодов, основанной на их всесторонней верификации и огромном опыте предшествующего использования, и возможности моделирования не учитываемых ранее принципиально трехмерных эффектов и явлений. Актуальность создания «связанных 1D-3D» программных комплексов подтверждается работами в этом направлении, выполняемыми в рамках программ CASL (США), CFD4NRS (Европа).

В АО «ОКБМ Африкантов» технология связанного 1D-3D теплогидравлического расчета разработана на базе CFD программы и собственного одномерного кода ТГ1Д, созданного на базе программы PAC-NAP-2. Работы по созданию, развитию и использованию технологии связанного расчета осуществляются в АО «ОКБМ Африкантов» в течение последних шести лет. На начальном этапе создание технологии являлось составной частью работ по проекту «Внедрение суперкомпьютерных технологий в новых проектах реакторных установок и создание виртуальной ЯЭУ», выполняемого в рамках темы «Создание и внедрение в инновационных отраслях промышленности РФ суперкомпьютерных технологий», одобренной решением Комиссии при Президенте Российской Федерации от 22 июля 2009г по модернизации и технологическому развитию экономики России. В настоящее время отработка и верификация технологии продолжается за счет собственных средств.

На примере анализа режима с отключением модуля парогенератора установки РИТМ-200 продемонстрированы возможности применения технологии для анализа сложных режимов работы транспортных установок. По результатам расчетного анализа режима получены данные по нестационарному полю температур на входе в активную зону и в местах установки датчиков системы автоматического управления, определены средние и пульсационные параметры температур теплоносителя, обусловленные процессами нестационарного перемешивания. Определены параметры пара на выходе из парогенератора. Полученные результаты позволяют определить максимальный разрешенный уровень мощности РУ при работе с отключением части модулей ПГ и выполнить настройку одномерных программ теплогидравлического расчета.

ВИБРОИССЛЕДОВАНИЕ ПРИВОДОВ СУЗ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВВЭР-1000

В.У. Хайретдинов, П.А. Вахрушев, А.Ю. Саратов
ОКБ «ГИДРОПРЕСС» г. Подольск, Россия

Система управления и защиты (СУЗ) реакторной установки (РУ) ВВЭР-1000 служит для управления реактором при его пуске, работе на мощности, а также плановых и аварийных остановах. Механическая часть СУЗ включает приводы шагового электромагнитного типа (ШЭМ), органы регулирования (ОР), блок защитных труб (БЗТ) и кассеты тепловыделяющих сборок (ТВС) с расположенными в них направляющими каналами (НК) для поглощающих стержней (ПС). Комплекс, состоящий из блока перемещения и блока электромагнитов ШЭМ-3, датчика ДПШ, штанги, чехла, ПС СУЗ и НК ТВС образует канал регулирования реактивности (КРР), обеспечение работоспособности и функциональной надежности которого является важнейшим фактором, определяющим безопасность РУ ВВЭР-1000.

Работа РУ ВВЭР-1000 в различных эксплуатационных режимах сопровождается воздействием термомеханических и вибродинамических сил на элементы КРР. Нагрузки, вызывающие деформации и напряжения в несущих элементах, а также износ контактирующих поверхностей узлов СУЗ, могут приводить к искривлению НК ТВС с затиранием в них ОР СУЗ, а также к растрескиванию чехлов СУЗ.

Пусконаладочный и эксплуатационный контроль приводов СУЗ выполняется средствами виброметрирования и расчетно-аналитического моделирования.

Затирание приводит к увеличению времени движения за один шаг хода штанги привода СУЗ, которое можно принять в качестве диагностического параметра τ .

Измерение времени хода τ (от момента нарастания тока до момента соударения подвижного и неподвижного полюсов тянущего электромагнита) производится как при движении штанги вверх, так и при движении вниз. При определении критических значений τ использованы многочисленные результаты испытаний по усилию протаскивания и контролю прямолинейности НК ТВС в стендовых и натуральных условиях.

В обеспечение анализа вибростойкости чехла привода СУЗ проведены стендовые модальные исследования, а также получены оценки эксплуатационной виброн нагруженности с последующим моделированием и диагностированием различных вибростояний.

Математическое моделирование чехла СУЗ в программной среде ANSYS позволило получить представление о собственных формах и частотах данной конструкции в наглядном, удобном для дальнейшей обработки виде.

Важным шагом в развитии информационной модели привода СУЗ ШЭМ-3 явилось получение натуральных данных по вибродинамическим исследованиям при ПНР энергоблока 3 Ростовской АЭС. При этом группа приводов, располагающихся в центральной и периферийных зонах верхнего блока была оснащена стационарными и переносными виброизмерительными средствами. Контролируемые конструкции подвергались виброударным возбуждениям в состоянии покоя РУ, а также контрольным измерениям при испытаниях с различными комбинациями работающих ГЦНА на параметрах «холодной» и «горячей» обкатки РУ вплоть до работы энергоблока на мощности.

РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ДЛИНЫ АНКЕРОВКИ ПРОДОЛЬНОГО СТЕРЖНЯ АРМАТУРЫ ПЕРИОДИЧЕСКОГО ПРОФИЛЯ В БЕТОНЕ

Семенов Д.А.¹

¹АО «АТОМПРОЕКТ», г. Санкт-Петербург
E-mail: spb.rcsoft@gmail.com

Во избежание отказа по сцеплению арматурный стержень должен быть надежно закреплен (заанкерован) в теле бетона. В соответствии с нормами [1, 2, 3] анкеровка достигается заведением стержня на длину $l_{ан}$ за расчетное сечение, в котором требуется воспринять расчетное усилие. Обеспечение $l_{ан}$ влияет на общий расход арматуры, технологичность арматурных и бетонных работ. Уменьшение требуемой длины анкеровки без ущерба надежности конструкций приводит к значительному экономическому эффекту.

В основе нормативных моделей анкеровки лежит расчетная схема рис.1 (а), напряжения сцепления действуют на всей длине $l_{ан}$ и достигают своего предельного значения $R_{снд}$ в каждой ее точке, бетонная

обойма сжата в продольном направлении. Результирующая напряжений сцепления $R_{bond} \cdot u_s \cdot l_{0,an}$ линейно возрастает с увеличением длины анкеровки, уравновешивая сколь угодно большую нагрузку в расчетном сечении. Базовая длина анкеровки арматуры определяется по формуле:

$$l_{0,an} = \frac{R_s \cdot A_s}{R_{bond} \cdot u_s} \quad (1)$$

где $R_s \cdot A_s$ – максимально возможное усилие в арматурном стержне; R_{bond} – расчетное сопротивление сцепления; u_s – периметр сечения арматурного стержня.

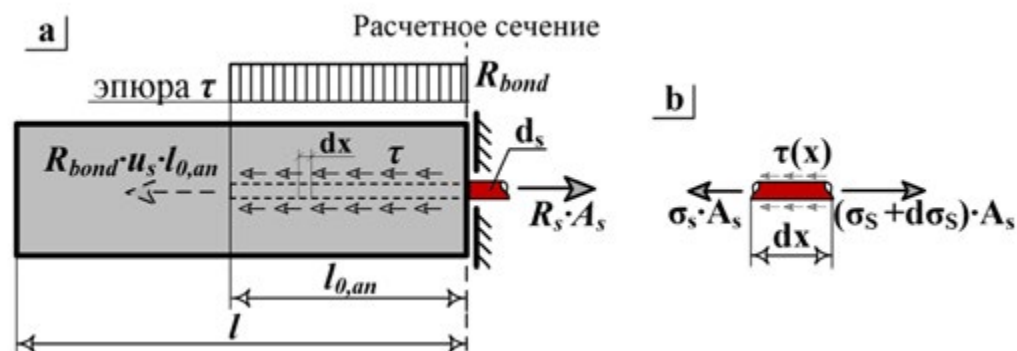


Рис. 1 – Определение базовой длины анкеровки: (а) – расчетная схема нормативного подхода; (б) – равновесие дифференциального элемента арматуры

Расчетная схема нормативного подхода не отражает особенностей работы анкеруемого стержня – его бетонная обойма также находится в растянутом состоянии, на длине анкеровки образуются трещины, распределение напряжений сцепления не является равномерным и др.

Предлагается альтернативная модель для обоснования длины анкеровки, основанная на вычислении распределения напряжений сцепления по ее длине с учетом стадии работы элемента.

Работа арматурного стержня в растянутой зоне бетона произвольной конструкции моделируется центральнорастянутой железобетонной призмой, бетонная часть сечения которой является представительным объемом бетона вокруг рассматриваемого стержня, см. Рис.2.

Распределение напряжений сцепления τ по длине зоны активного сцепления l_a находится из решения дифференциального уравнения сцепления [4]:

$$g''(x) = \frac{4 \cdot (1 + n \cdot \mu)}{E_s \cdot d_s} \cdot \tau(x) \quad (2)$$

где n – коэффициент приведения арматуры к бетону; μ – коэффициент армирования; d_s – диаметр арматурного стержня; E_s – модуль упругости стали.

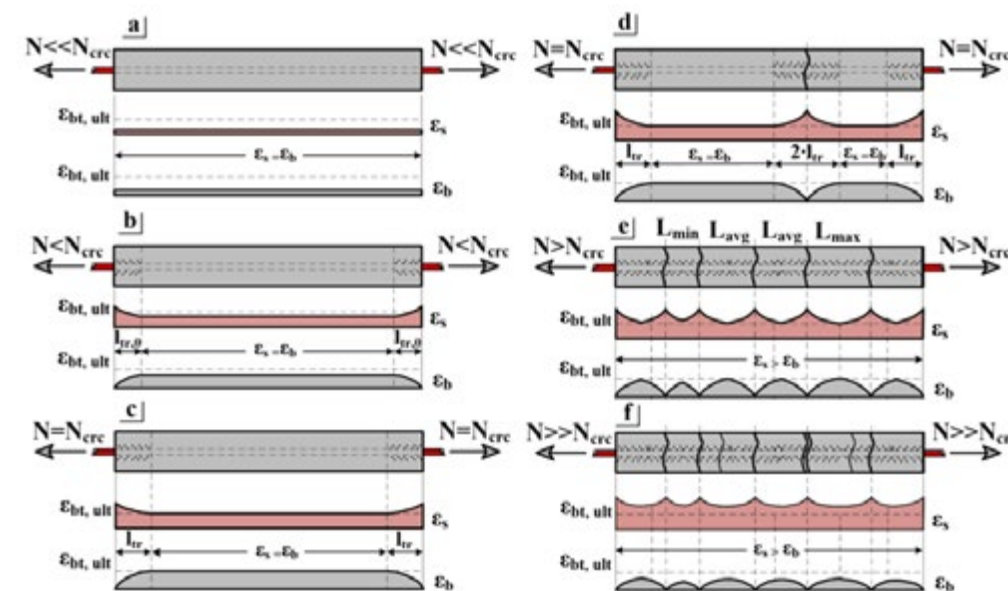


Рис. 2 – Стадии работы: (а) и (б) – упругая стадия; (с) и (d) – до и после образования первой трещины; (е) – стабилизация шага трещин; (f) – начало предельной стадии

В соответствии с предлагаемой альтернативной методикой расчета, прямая анкеровка стержня периодического профиля обеспечена, если $l_{an} > l_a$ и критерий отказа сцепления (3) на длине l_a не достигается.

$$\tau_{max} < \min\{\tau_{split}, \tau_{pull}\}, \quad (3)$$

где τ_{max} – максимальное напряжение сцепления на l_a ; τ_{split} и τ_{pull} – напряжения сцепления соответствующие расколу бетонной обоймы и срезу по контакту бетон-арматура соответственно.

В таблице 1 представлены результаты сравнительного расчета длины анкеровки по формуле (1) и по предлагаемой методике (длина анкеровки и уровень максимальных касательных напряжений сцепления) для различных классов бетона и арматуры.

Таблица 1 – Относительная длина анкеровки растянутого стержня периодического профиля в бетоне

Расчетная модель	Класс арм-ры	Класс бетона							
		(3)							
(1)	(2)	B15	B20	B25	B30				
		l_{an}/d_s	τ_{max}/τ_{pull}	l_{an}/d_s	τ_{max}/τ_{pull}	l_{an}/d_s	τ_{max}/τ_{pull}	l_{an}/d_s	τ_{max}/τ_{pull}
СП2012 [1]	A400	46.7	1.00	38.9	1.00	33.4	1.00	30.5	1.00
Предлагаемая		21.7	0.35	13.1	0.52	9.2	0.70	8.0	0.82
СП2012 [1]	A500	58.0	1.00	48.4	1.00	41.4	1.00	37.8	1.00
Предлагаемая		21.7	0.35	13.1	0.52	9.2	0.70	8.0	0.82

Предлагаемая альтернативная методика позволяет расчетным путем обосновать значительно меньшую требуемую длину анкеровки.

Список литературы

1. СП 63.13330.2012. Бетонные и железобетонные конструкции. Основные положения. Актуализированная редакция СНиП 52-01-2003. – М.: 2012. – 155 с.
2. EN 1992-1-1:2004. Eurocode 2: Design of concrete structures – Part 1-1: General rules and rules for buildings. – Brussels: 2004. – 225 p.
3. ACI 318R-14. Building Code Requirements for Structural Concrete and Commentary. – MI: 2014. – 520 p.
4. Холмянский М. М. Контакт арматуры с бетоном – М.: Стройиздат, 1981. – 184 с.

ОЦЕНКА ТОЧНОСТИ СИСТЕМЫ АВТОМАТИЧЕСКОЙ ОПТИМИЗАЦИИ ПАРАМЕТРОВ ММ РУ

Д.А. Смирнов, Л.Б. Соколова, В.А. Болнов, А.Г. Эзиков, М.В. Зотова, И.С. Зотов
г. Нижний Новгород, АО «ОКБМ Африкантов»

Предотвращение техногенных аварий в процессе их эксплуатации – одна из важнейших задач, связанных с ядерными энергетическими установками (ЯЭУ). Решить данную проблему позволяет внедрение диагностических систем (ДС).

Основой ДС служит динамическая модель объекта диагностирования (ОД). Модель соответствует реальному прототипу и обеспечивает необходимую точность расчетных данных, что подтверждается результатами натурных испытаний реального объекта. Во время эксплуатации в ЯЭУ проходят вялотекущие процессы, влияющие на характеристики установки и, соответственно, динамику прохождения режимов. Следовательно, появляется необходимость в алгоритме, который будет производить автоматическую подстройку модели под текущее состояние ЯЭУ. В данной статье представлены результаты проработок возможности создания автоматизированной системы оптимизации параметров математической модели РУ.

В общем виде состояние РУ может быть описано системой нелинейных дифференциальных уравнений, представленных в интегральной форме, законов сохранения массы, энергии и импульса с соответствующими замыкающими соотношениями. Задача выбора значений параметров модели, обеспечивающих минимальное отличие расчетных данных от экспериментальных, заключается в поиске минимума функционала $I = I(\bar{p})$ в области параметров модели. Данный функционал характеризует отклонение значений элементов вектора состояния модели от измеряемых значений параметров состояния объекта на заданном наборе экспериментальных режимов: $I_{\min} = \inf I(p)$

Для проверки методики был создан стенд, в состав которого входят две ПЭВМ, одна из которых является имитатором ОД, на второй установлена автоматизированная система оптимизации параметров модели и диагностическая модель (ДМ) РУ. Модель-имитатор ОД отличалась от ДМ расчетными параметрами первого и второго контура в рамках проектных неопределенностей. Оценка точности проводилась путем сравнения данных, полученных на ОД, с данными, полученными на ДМ РУ после автоматической оптимизации.

Оценка точности автоматизированной системы оптимизации параметров модели была проведена на стационарных и динамических режимах. Результаты проверок показывают хорошее соответствие расчетных значений, полученных на ОД и оптимизированной ДМ.

Использование автоматизированной системы оптимизации параметров модели РУ предполагается при эксплуатации объектов с перспективными РУ в составе аналитических систем диагностирования и системы эксплуатационного мониторинга ресурса.

КОНСТРУКТОРСКИЕ ПРОРАБОТКИ БЛОКА ЗАЩИТНЫХ ТРУБ РЕАКТОРА ВВЭР-С

Э.С. Асадский, А.П. Скибин, В.Ю. Волков, И.Н. Трапезников
АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия

В данном докладе приводятся конструкторские проработки блока защитных труб реактора со спектральным регулированием (ВВЭР-С), а именно предложена конструкция блока защитных труб с каналами.

Представлена гидравлическая модель выходного участка реактора, учитывающая особенности течения теплоносителя по каналам блока защитных труб.

Представлены результаты CFD расчёта выходного участка реактора ВВЭР-С от выходного участка ТВС (головка и пучок твэлов с верхней дистанционирующей решеткой) до выходного патрубка реактора.

Проведено сопряжение гидравлической модели с CFD расчётом.

Получены удовлетворительные результаты по неравномерности расхода теплоносителя по каналам блока защитных труб, а также коэффициенту гидравлического сопротивления блока защитных труб с каналами.

МЕТОД ОПТИМИЗАЦИИ ХАРАКТЕРИСТИК СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ ЭБ ПО КРИТЕРИЮ МАКСИМИЗАЦИИ ЗАПАСОВ ДО КРИТЕРИАЛЬНЫХ ПАРАМЕТРОВ В РЕЖИМАХ ЭКСПЛУАТАЦИИ

В. А. Болнов, Е.В. Богданова, А.С. Майзус, И.С. Зотов, А.С. Ушатиков,
г. Нижний Новгород, АО ОКБМ Африкантов

Обеспечение эксплуатационных характеристик ЭБ и управления технологическими процессами, накладывает на ряд параметров ЭБ ограничения. С целью определения оптимальных параметров системы управления и характеристик основных регуляторов ЭБ с РУ БН-1200 было проведено обоснование области значений допустимых параметров УСБТ и регуляторов энергоблока и их оптимизация на базе анализа ряда режимов эксплуатации.

В данной работе описан метод оптимизации характеристик системы управления ЭБ, основанный на принципах статистических методик. При помощи инженерного тест – симулятора ЭБ, разработанного на базе ПК РАСНАР-БН, интегрированного в ПК SimInTech, проводится серия расчётов режима, для каждого из которых случайным образом выбираются наборы параметров системы управления, включая характеристики регуляторов из области допустимых значений. Из всех проведённых расчётов режима выбираются те наборы характеристик системы управления, для которых параметры РУ не вышли за пределы ограничений. Далее, из полученного набора характеристик системы управления выбирается набор, в котором по выбранным критериям параметры режима оптимальны. Одним из таких критериев оптимальности может служить «размах» отклонений параметров ЭБ в процессе прохождения режима - то есть разница между максимальным и минимальным значением параметра за время процесса. Очевидно, что чем меньше «размах» тем меньше напряжения испытывает конструкция ЭБ. Недостатком данного критерия является его неоднозначность, поскольку минимум по одной компоненте может привести к максимуму по другой.

Для оценки оптимальности набора параметров в качестве критериального был принят следующий функционал оценки консервативности прохождения режима:

$$J(\bar{X}) = \max \left\{ \frac{1}{M} \sum_{i=1}^M \beta_i \cdot \mathfrak{R}_i \right\};$$
$$\mathfrak{R}_i = \frac{X_i^{\text{tolerance}} - X_i^{\text{max}}}{|X_i^{\text{tolerance}} - X_i^{\text{stat}}|}, \text{ где}$$

$X_i^{\text{tolerance}}$ - максимально допустимое значение параметра X_i ;

X_i^{max} - максимальное значение параметра X_i в режиме;

X_i^{stat} - стационарное значение X_i ;

\mathfrak{R}_i - компонента критерия под номером i ;

M - количество компонент в критерии.

В результате определяется оптимальное (максимальное) значение критерия консервативности для определяющих параметров, в частности температур в основном теплообменном оборудовании, и соответствующий ему набор параметров системы управления.

Список литературы

1 Предварительный перечень технологических защит и блокировок ЭБ РУ БН-1200 Отчет ОКБМ инв. № 44/н - 982, 2013 г.

2 Отчет о ОКР Разработка пределов и условий безопасной эксплуатации. ОКБМ. Инв. № а76602, 2014 г.

3 Гуриев М.А. Теория вероятности и элементы математической статистики. – М.: Воениздат.1980. – 400 с

4 Крамер Г. Математические методы статистики. – М.: Мир.1975. – 648 с

РАСЧЕТ ВЕТРОВЫХ НАГРУЗОК НА ВНЕШНЮЮ ПОВЕРХНОСТЬ ВЫТЯЖНОЙ БАШНИ ГРАДИРНИ МЕТОДАМИ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНОЙ АЭРОДИНАМИКИ

А.Б.Корсаков, А.С. Щуров
АО "Атомпроект"

В настоящей работе, при помощи методов современной вычислительной аэродинамики, выполнена оценка силового воздействия, производимого потоком атмосферного воздуха при обтекании башенной испарительной градирни стоящейся ЛАЭС-2. Проведено сравнение с консервативными рекомендациями СНИП для подобных сооружений.

Суть работы состояла в приложении метода конечных объёмов к расчёту внешнего пространственного турбулентного обтекания одиночной градирни неоднородным по высоте потоком атмосферного воздуха, параметры которого для данной местности были заимствованы из СНИП и задавались в качестве граничных условий при формулировке расчётных моделей.

Дополнительно, в настоящих расчётах была предпринята попытка приближенного учета шероховатого характера внешней поверхности вытяжной башни, обусловленного наличием продольных рёбер высотой 70 мм и расположенных с шагом $1,5^\circ$ в окружном направлении.

Расчёты были произведены в двух различных постановках, отличающихся друг от друга по целому ряду модельных и вычислительных параметров, включая используемые программные средства (ANSYS Fluent и ANSYS CFX для первой и второй постановок соответственно).

Расчетная область для первой (ANSYS Fluent) упрощенной вычислительной модели включала в себя внешний по отношению к градирне воздух и была ограничена в вертикальном направлении её высотой. Общий размер расчётной сетки, сгущённой к поверхности градирни и состоящей целиком из гексагональных ячеек, составил величину один миллион ячеек.



Рис. 1 Расчётная область для упрощенной модели.

Вторая (ANSYS CFX) вычислительная модель имела более сложную топологию симметричной расчётной области, включала в себя внутреннее пространство вытяжной башни и была ограничена по вертикали более высокой отметкой. Использовалась блочная неструктурированная расчётная сетка с общим объёмом около 3,5 млн. ячеек.

Для описания в среднем стационарного турбулентного течения численно решались осреднённые по Рейнольдсу стационарные уравнения Навье-Стокса. Характеристики турбулентности определялись согласно гипотезе Буссинеска. Турбулентная вязкость моделировалась с использованием двухпараметрических дифференциальных моделей турбулентности: стандартной KE для первой и KO SST для второй расчётных моделей соответственно. Общее представление о характере моделируемого течения дает рисунок 3, на котором представлено распределение модуля скорости потока в плоскости симметрии.



Рис. 2 Расчётная область для уточненной модели

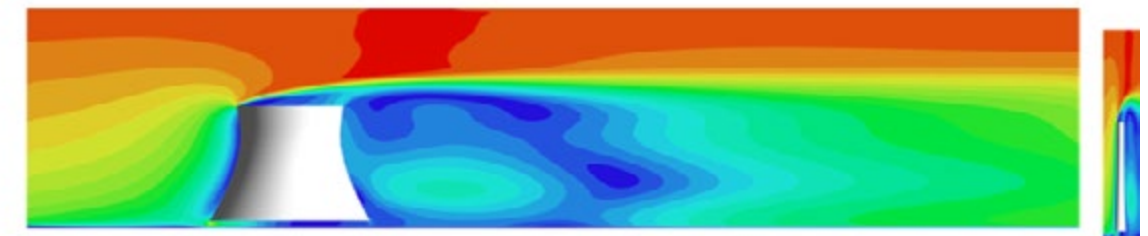


Рис. 3. Распределение скорости потока (м/с) в плоскости симметрии градирни

Пример полученного расчётного распределения избыточного давления по внешней поверхности вытяжной башни приведен на рисунке 4.

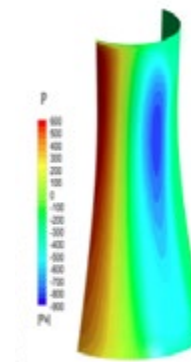


Рис. 4 Распределения избыточного давления (Па) по внешней поверхности градирни

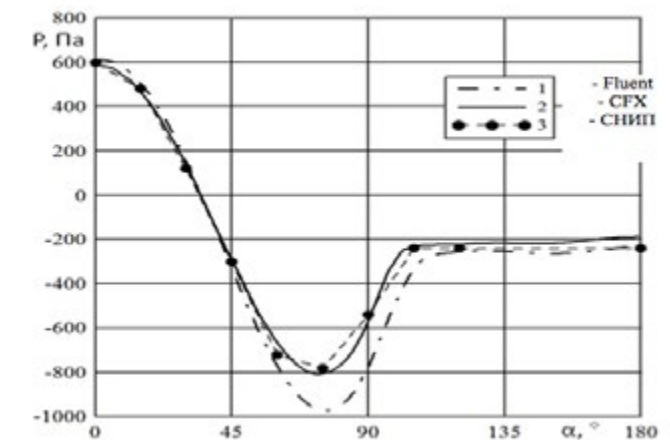


Рис. 5 Распределения избыточного давления на высоте 100 м, полученные для первой (1) и второй (2) моделей в сравнении с нагрузками, рассчитанными согласно СНИП (3)

Количественную информацию о силовом воздействии потока на градирню в сравнении с нагрузками рассчитанными согласно СНИП даёт рисунок 5, на котором представлены распределения избыточного давления на высоте 100 м в зависимости от угла в цилиндрической системе координат, имеющей в качестве вертикальной оси ось симметрии градирни. Отсчет угла ведется от лобовой линии натекания потока.

Можно отметить хорошее совпадение результатов расчётов с данными СНИП, особенно для уточнённой постановки задачи. Наибольшее расхождение результатов наблюдается в боковой зоне разрежения.

ВЕРОЯТНОСТНЫЙ АНАЛИЗ ПРОЧНОСТИ СТРОИТЕЛЬНЫХ КОНСТРУКЦИЙ ЗДАНИЙ АЭС ПРИ УДАРЕ САМОЛЕТА

Смирнов И.В., Бирбраер А.Н., Волкодав Ю.В.
 АО «Атомпроект», г. Санкт-Петербург
 E-mail: i_smirnov@su.spbaer.ru

Одним из экстремальных воздействий, обязательно учитываемых при проектировании АЭС, является удар самолета при аварийном падении. До сих пор согласно российским [1] и международным [2] нормам при проектировании АЭС учитывался малый самолет массой до 5 тонн. При этом в последнее время зарубежные заказчики, опасаясь террористических актов, стали предъявлять требования к защите АЭС от ударов больших коммерческих самолетов массой более 400 тонн.

Практика показывает, что детерминистический подход к решению такой задачи излишне консервативен и приводит к необоснованным затратам на строительство. При этом нагрузка от падения самолета – это принципиально случайная величина, и вероятность ее реализации чрезвычайно мала.

В работе предлагается применить вероятностный подход к решению задачи прочности строительных конструкций АЭС при ударе самолета. Вероятность нагрузки зависит от следующих факторов:

- Вероятность самого факта падения самолета на АЭС;
- Вероятность удара в конкретную строительную конструкцию;
- Тип, скорость, масса самолета;
- Ускорения конкретной точки сооружения и динамическая нагрузка на оборудование в зависимости от расстояния до точки удара.

Вероятность падения определена как сумма:

$$P = P_0 + P_1 + P_2 + P_3, \quad (1)$$

где P_0 – вероятность падения за счет общего воздушного движения в регионе; P_1 – вероятность падения вследствие взлетно-посадочных операций в аэропортах; P_2 – то же вследствие воздушного движения по основным воздушным коридорам; P_3 – то же для специфических мест с высокой степенью вероятности аварий.

Оценки вероятностей падения P_0 для гражданской и военной авиации для территории России взяты из [3]. Частота происшествий авиации общего назначения с запасом принята на основе статистики авиапроисшествий на территории США.

Таблица 2.4. Количество падений самолетов авиации общего назначения в США

Вероятностная характеристика		2008 г.	2009 г.	2010 г.
Общее число авиапроисшествий		1734	1512	1527
Число падений самолетов на 10 ⁴ м ² в год	Среднее значение $m_{\text{пад}}$	5.0×10^{-6}	2.1×10^{-6}	3.2×10^{-6}
	Стандартное отклонение $\sigma_{\text{пад}}$	1.6×10^{-6}	1.8×10^{-6}	7.8×10^{-6}
	$m_{\text{пад}} + \sigma_{\text{пад}}$	2.1×10^{-5}	4.0×10^{-6}	1.1×10^{-5}

Вероятности P_1 , P_2 , и P_3 вычисляются по методикам [3], [4], и зависят от эквивалентной площади площадки АЭС; близости взлетно-посадочных полос и воздушных трасс и частоты полетов в районе площадки строительства.

Вероятность удара в конкретную строительную конструкцию зависит от направления удара. Ранее она рассматривалась в работах специалистов «Атомпроект» [5], [6], [7]. Однако в них было использовано ограниченное количество исходных данных, которые достаточно устарели на сегодняшний день. Поэтому в работе приводятся результаты обработки статистики авиакатастроф, включая случившиеся в последнее время.

Направление падения задается двумя углами: α с вертикалью и β в горизонтальной плоскости. При этом в работе они вычислялись в трех различных предположениях:

- равновероятный полет самолета к площадке АЭС (характерен для теракта);
- падение самолета при полете по трассе;
- падение самолета при взлете или посадке с аэродрома

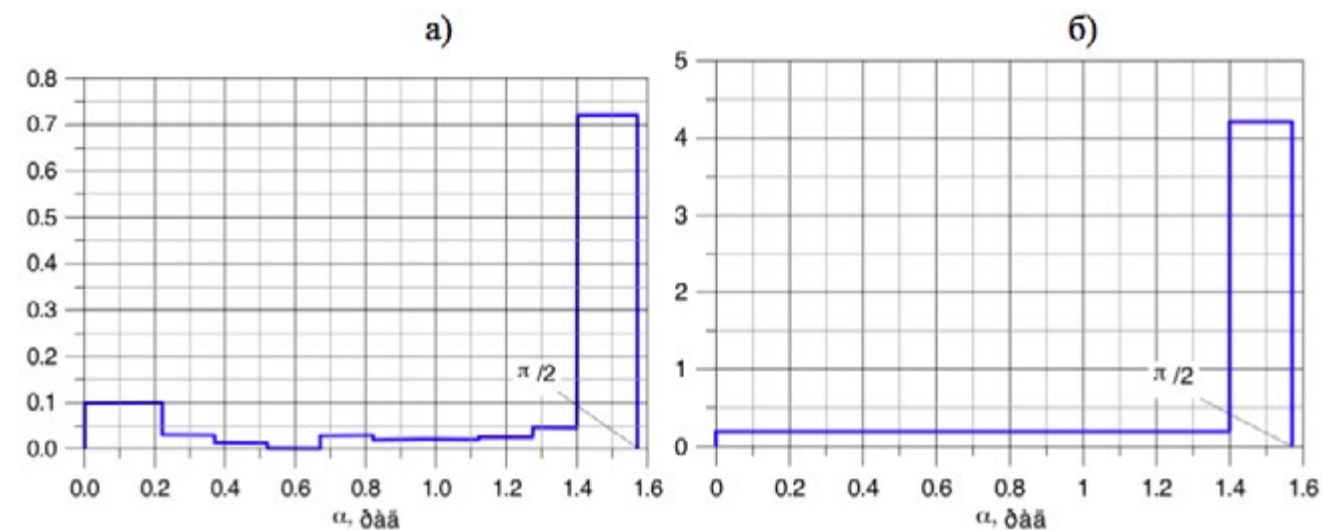


Рис. 1. Вероятностные характеристики углов падения самолета с вертикалью при равновероятном полете: а – гистограмма; б - плотность вероятности

Полученные данные позволяют определить вероятность удара самолета в строительные конструкции различной формы, наиболее часто использующиеся при строительстве АЭС (плоскость, цилиндр, сфера), а значит и вероятность падения самолета на АЭС в целом.

Таким образом вероятностный подход к заданию нагрузки от падения самолета можно применять при различных прикладных задачах проектирования АЭС, например,

- определение вероятности отказа существующей строительной конструкции, не рассчитанной изначально на удар большого самолета;
- задание оптимальной вероятностной нагрузки на проектируемую конструкцию, такой чтобы вероятность отказа сооружения была не выше допустимой величины;
- обоснование работоспособности оборудования АЭС при ударе самолета.

Список литературы

- 1 External Human-Induced Events in Site Evaluation for Nuclear Power Plants. IAEA Safety Standards Series. Safety Guide No.NS-G-3.1 / International Atomic Energy Agency. Vienna, 2002.
- 2 Учет внешних воздействий природного и техногенного происхождения на ядерно- и радиационно-опасные объекты: ПНАЭ Г-05-035-94 / Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности. – М., 1994.
- 3 U.S. Nuclear Regulatory Commission Standard Revue Plan. NUREG-0800 (Revision 2). 1987
- 4 Kobayashi T. Probability Analysis of an Aircraft Crash to a Nuclear Power Plant. 1988.
- 5 Архипов С.Б. Вероятностный анализ прочности и колебаний строительных конструкций зданий АЭС при ударе самолета. Санкт-Петербург, 2000
- 6 Волкодав И.А. Обеспечение безопасности АЭС при ударах разрушающихся летящих тел. Санкт-Петербург, 2010
- 7 Бирбраер А.Н., Роледер А.Ю. Экстремальные воздействия на сооружения Санкт-Петербург, 2009

ТРЕБОВАНИЯ К УПРАВЛЯЮЩИМ СИСТЕМАМ, ВАЖНЫМ ДЛЯ БЕЗОПАСНОСТИ, В СООТВЕТСТВИИ С НАХОДЯЩИМИСЯ В РАЗРАБОТКЕ ФЕДЕРАЛЬНЫМИ НОРМАМИ И ПРАВИЛАМИ

Бородкин П.Г., Ланкин М.Ю., Свиридов Д.А.

ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»), г. Москва
E-mail: pborodkin@secnrs.ru

ФБУ «НТЦ ЯРБ» проводит пересмотр действующих федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, в которых содержатся требования к управляющим системам, важным для безопасности.

В настоящее время пересматриваются «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» ОПБ-88/97 (планируется, что новая редакция выйдет в 2015 году). Кроме того, пересматриваются «Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности АС с реактором типа ВВЭР». Данные документы содержат базовые требования к управляющим системам, а также основные требования к обоснованию безопасности АС в части управляющих систем в проектной документации АС.

Вместе с тем, отмеченные федеральные нормы и правила, распространяющиеся на управляющие системы, важные для безопасности атомных станций, определяют лишь общие требования к указанным системам и не содержат специальных требований к применению в составе таких систем программируемых цифровых устройств (ПЦУ), и использованию в них программного обеспечения (ПО).

Для компенсации указанных пробелов в ФБУ «НТЦ ЯРБ» ведется разработка федеральных норм и правил: «Требования к управляющим системам, важным для безопасности атомных станций, на базе программируемых цифровых устройств», «Требования к программному обеспечению, используемому в системах, важных для безопасности атомных станций». Разработка данных документов имеет целью приведение нормативных требований в соответствие с современным уровнем развития науки, техники и производства, в том числе, посредством учета опыта применения программируемых цифровых устройств на российских АЭС, а также учета положений документов международных организаций (МАГАТЭ, МЭК и др.).

В связи с разработкой новых нормативных документов с требованиями к УСВБ с использованием ПЦУ и ПО, была выявлена необходимость пересмотра действующих федеральных норм НП-026-04 «Требования к управляющим системам, важным для безопасности».

В сообщении представлены основные положения находящихся в разработке федеральных норм и правил, в части требований к управляющим системам, важных для безопасности.

МОДЕРНИЗАЦИЯ КОНСТРУКЦИИ СЕКЦИИ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ

Вахрамеев А.К.

ФГУП «ФНПЦ НИИИС им. Ю.Е. Седакова», г.Н.Новгород
E-mail: kandidat2010@yandex.ru

В настоящее время проводится модернизация системы управления и защиты, в состав которой входит рассматриваемая нами секция.

Целью работы является разработка конструкции секции СУЗ, которая должна соответствовать основным требованиям эргономики, при этом, необходимо снизить себестоимость изделия.

Разработка и расчёты проводились при помощи трёхмерных программных пакетов. Трёхмерное моде-

лирование позволило избежать трудностей в понимании взаимного положения деталей в сборочных единицах, передать геометрию модели в систему инженерных расчётов в целях выполнения её анализа (тепловых, прочностных и других расчётов) и повысить привлекательность изделия с точки зрения потребителя.

Ведущую роль в обеспечении безопасности работы исследовательского оборудования (в нашем случае) принадлежит оперативному персоналу комнаты управления испытаниями. Оператор принимает решения большой ответственности на основе ограниченного числа факторов, реагирует на непредвиденные обстоятельства, а допущенная ошибка может привести к тяжёлым последствиям. Надёжность работы оператора в определённой степени зависит от оптимальных значений эргономических показателей конструкции секции СУЗ и параметров окружающей обстановки. В процессе разработки конструкции был проведён эргономический анализ секции СУЗ.

Анализ соответствия компоновочных решений секции СУЗ требованиям технической эстетики, проводимый на основании рассмотрения взаиморасположения трёхмерных компьютерных моделей человека и секции СУЗ, показал следующее:

- Органы управления и индикаторы, расположены на панели группами в соответствии с их функциональным назначением;
- Цветовые решения выбраны с учётом психофизического воздействия цвета на человека;
- Мониторы установлены на регулируемых кронштейнах и расположены в оптимальной зоне информационного поля взора оператора, находящегося в рабочей позе.

В процессе модернизации изделия вопрос снижения себестоимости был решён путём замены натуральных испытаний на испытания, проводимые при помощи компьютерного моделирования. В частности, я провёл тепловой расчёт конструкции.

Для решения задачи оценки тепловых режимов работы конструкции секции СУЗ использовался программный пакет САПР NX с решателем Electronic system cooling (ESC) – охлаждение электронных систем. Тип проводимого анализа в САПР NX – соединённый тепловой поток (Coupled Thermal Flow). Необходимо оценить тепловой режим работы конструкции и, в случае критических результатов, подобрать эффективную систему охлаждения секции СУЗ. Для оценки теплового режима необходимо знать мощность рассеивания оборудования, установленного в изделии.

Распределение температуры на рисунке 1 показывает степень разогрева компонентов внутри секции СУЗ без системы охлаждения. Наибольшую температуру имеет компьютерный блок – он нагревается до температуры 190,10°C. Полученное значение температуры превышает предельно допустимую температуру работы оборудования. Таким образом, расчёт показывает, что при отсутствии системы охлаждения оборудование в секции СУЗ перегреется и работать не будет.

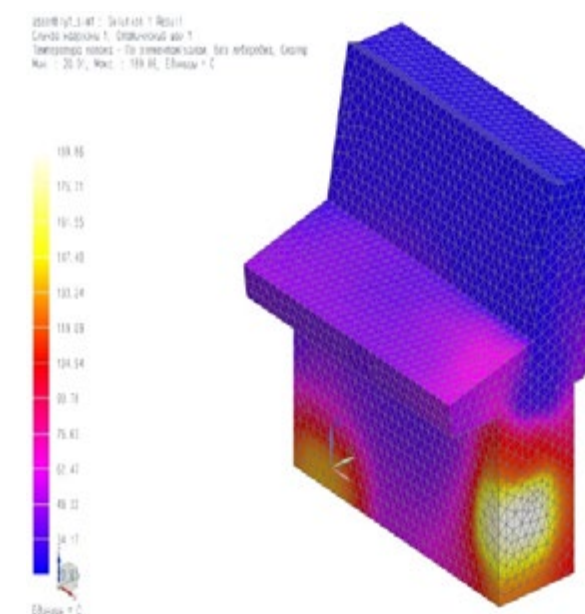


Рис. 1 - Температура воздуха внутри секции СУЗ (вид на лицевую сторону секции СУЗ)

Распределение температуры на рисунке 2 показывает степень разогрева компонентов внутри секции СУЗ с системой охлаждения. Наибольшую температуру имеет усилитель мощности – он нагревается до температуры 45,25°C. Температура воздуха внутри секции СУЗ, не превышает 45°C и данная температура является нормальной для работы электрооборудования.

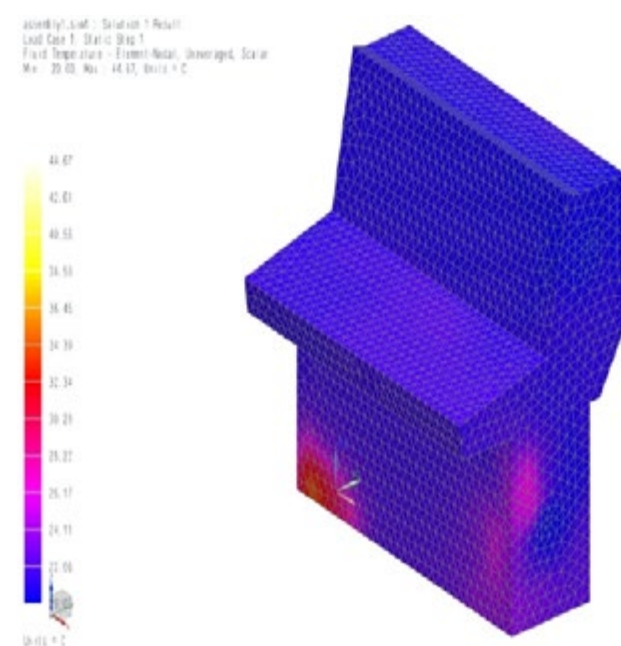


Рис. 2 - Температура воздуха внутри секции СУЗ с системой охлаждения (вид на лицевую сторону)

«АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИМИ ПРОЦЕССАМИ ПРОИЗВОДСТВА «W-ЭХЗ»

Акулин А.Ю., Астапцова Н.Н. Бомбов Я.Е., Голдобин Д.Н., Гусельников А.В., Поливода С.М., Шилова Е.В.,
ОАО «ПО ЭХЗ» г. Зеленогорск
E-mail: asuts@ecp.ru

За весь период промышленного производства атомного оружия и топлива для атомной энергетики (начиная с 1940-х годов) во всем мире накопилось более 1,5 миллиона тонн обедненного урана в виде гексафторида урана (ОГФУ). При этом объемы ОГФУ продолжают расти, увеличиваясь ежегодно почти на 50 тысяч тонн. ОГФУ традиционно хранится в стальных емкостях на открытых площадках обогатительных предприятий. Учитывая химическую агрессивность фторсодержащих материалов, подобный способ длительного хранения является потенциально опасным для экологии окружающей среды.

На АО «ПО «ЭХЗ» создано производство по промышленной переработке ОГФУ и сопутствующему производству фтористоводородных продуктов (производство «W-ЭХЗ»), которое является первым в России и вторым в мире производством, выполняющим перевод ОГФУ в закись-окись урана – химически стабильный продукт, легко поддающийся консервации, пригодный для безопасного длительного хранения. Второй уникальной особенностью производства «W-ЭХЗ» является выпуск безводного фтористого водорода по промышленной технологии ректификации 70 % фтористоводородной кислоты, не имеющей мировых аналогов. Пуск первой очереди произведен в декабре 2009 года, пуск второй очереди (участок ректификации) - в декабре 2010 года.

Основные этапы производства «W-ЭХЗ»:

- Емкости с ОГФУ поступают с площадки хранения и устанавливаются на технологические точки секций коллектора узла испарения.
- В узле испарения ОГФУ (UF_6) переводится из твердого состояния в газообразное, минуя жидкую фазу, и поступает в реактор узла обезфторивания. В реактор также подаются водяной пар, водород и азот. В реакторе используется метод восстановления ОГФУ в водяной низкотемпературной плазме. На выходе

из реактора образуются два «потока» — порошок закиси-окиси урана (U_3O_8) и газообразный фтористый водород (HF);

- Закись-окись урана поступает на узел затаривания, откуда в контейнерах отправляется на специальный склад для длительного хранения.
- Газообразный фтористый водород конденсируется в виде фтористоводородной кислоты;
- На узле ректификации методом ректификации из фтористоводородной кислоты получаем товарный безводный фтористый водород.

Разработана и внедрена уникальная система управления технологическими процессами, обеспечивающая практически полную (за исключением отдельных ручных операций, таких как замена емкостей на узле испарения и т.п.) автоматизацию всех структурных составляющих производства по промышленной переработке ОГФУ и сопутствующему производству фтористоводородных продуктов, по ряду критериев не имеющего аналогов в отечественной и мировой практике.

Новизна и высокий научный уровень разработки определены применением оригинальных технических и технологических решений, обусловленных:

- отсутствием промышленно выпускаемых средств автоматизации, готовых к применению с учетом специфики производства «W-ЭХЗ»;
- широкой номенклатурой приборов технологического контроля и исполнительных механизмов, ранее не применявшихся в автоматизации (как минимум в рамках родственных предприятий);
- необходимостью разработки оригинальных алгоритмов управления, регулирования, выполнения аварийных защит.

В частности, разработаны и внедрены:

- алгоритм автоматического управления процессом испарения ОГФУ;
- алгоритм автоматического поддержания температурного режима в системах охлаждения;
- алгоритмы автоматического регулирования ряда технологических параметров в заданных границах.

Внедренные алгоритмы автоматизированного и автоматического режимов ведения технологических процессов позволили увеличить точность ведения процессов, уменьшить время реакции оператора на критические ситуации. Повышена безопасность в процессе эксплуатации технологических установок. Дублированное построение системы и разработанные алгоритмы аварийных защит позволили минимизировать риски развития аварийных ситуаций. Внедрение автоматизированной системы позволило уменьшить необходимое количество технологического персонала.

В целом производство обезфторивания ОГФУ решает как экологическую проблему хранения обедненного урана, так и экономическую путем замыкания оборота фтора внутри контура ГК «Росатом».

ПОДСИСТЕМА КОНТРОЛЯ СИНХРОНИЗМА ГАЗОВЫХ ЦЕНТРИФУГ

Зайцев Е.С.

АО «ПО ЭХЗ», г. Зеленогорск Красноярского края
E-mail: zaytseves@ecp.ru

В акционерном обществе «Производственное объединение «Электрохимический завод» (АО «ПО ЭХЗ») ведется модернизация отдельных технологических установок путем замены основного оборудования на современные газовые центрифуги (ГЦ). Для повышения надежности эксплуатации данных центрифуг необходим контроль биения горловины ротора. С учетом этого разрабатывается автоматизированная система контроля и управления (АСКУ) модернизируемыми установками.

АСКУ включает несколько подсистем. Подсистема контроля синхронизма (подсистема «С») обеспечивает измерение и контроль параметров ГЦ по датчику сигнализации вращения (СВ), входящему в состав центрифуги. Структурная схема подсистемы «С» одной установки приведена на рисунке 1. Основным элементом подсистемы является контроллер синхронизма одношлейфовый (КСО), специально разработанный для обеспечения функции измерения биения горловины ротора ГЦ по сигналу датчика СВ. Контроллер управляет группой модернизированных агрегатных коммутаторов АКМ, объединенных линиями связи в шлейф. Агрегатные коммутаторы обеспечивают поочередное подключение датчика СВ каждой центрифуги к КСО, который выполняет измерение и анализ параметров ГЦ. Основные технические характеристики КСО представлены в таблице 1.



Рис. 1 – Структурная схема подсистемы «С»

Проведены предварительные испытания макета КСО на существующей технологической секции центрифуг, оснащенной агрегатными коммутаторами АКМ. В ходе испытаний определены погрешности измерения параметров ГЦ, представленные в таблице 2. Для сравнения в таблице приведены требования к погрешности согласно техническому заданию (ТЗ) на АКСУ. Установлено, что время измерения параметров одного агрегата ГЦ, исключая мощность трения, на номинальной частоте вращения не превышает 60 мс. Согласно ТЗ время измерения параметров одного агрегата, исключая мощность трения, не должно превышать 125 мс. Имеющийся запас времени может использоваться для повторных измерений параметров каждой ГЦ, что позволит дополнительно уменьшить погрешности.

Таблица 1 – Основные технические характеристики КСО

Параметр	Значение
Центральный процессор, память	STM32F437 (ARM CortexM4, 32 бита, 180 МГц), 2 Мбайт ПЗУ, 768 Кбайт ОЗУ
Интерфейс связи с верхним уровнем	Ethernet, 10Base-T/100Base-T, 10/100 Мбит/с
Поддерживаемые протоколы связи	Modbus TCP/IP, HTTP
Количество опрашиваемых ГЦ	до 576, возможно расширение до 1600
Режимы работы	«автоконтроль» и «внешнее управление»
Измеряемые параметры ГЦ	частота питающей сети, частота вращения ротора, мощность трения, модуль и угол биения горловины ротора, разность фаз сигналов питающей сети и датчика СВ, наличие обрыва связи с датчиком СВ
Питание	85 – 264 В, 47 – 63 Гц переменного тока; 120 – 370 В постоянного тока
Потребляемая мощность, не более	5 Вт
Габариты с разъемами, Д x Ш x В	252 x 230 x 58 мм
Масса, не более	1,4 кг, включая ответные части разъемов

Таблица 2 – Погрешности измерения параметров ГЦ

Измеряемый параметр	Погрешность	требования ТЗ
	по данным испытаний	требования ТЗ
Частоты питающей сети F_s	не более 0,0058% от $F_{s, \text{тип}}$	не более 0,029% от $F_{s, \text{тип}}$
Частоты вращения ротора F	не более 0,0058% от $F_{\text{вр}}$	не более 0,029% от $F_{\text{вр}}$
Мощность трения W	не более 0,5% от $W_{\text{вр}}$	не более 1,25% от $W_{\text{вр}}$
Модуль биения горловины ротора A	не более 5% от $A_{\text{вр}}$	не более 20% от $A_{\text{вр}}$
Изменение разности фаз сигналов питающей сети и датчика СВ $\Delta\varphi$	не более 0,15°	не регламентируется
Признак обрыва датчика СВ	без ложных срабатываний	без ложных срабатываний
Примечания: 1. $F_{s, \text{тип}}$, $F_{\text{вр}}$, $W_{\text{вр}}$, $A_{\text{вр}}$ – типовые значения для центрифуги. 2. Погрешность измерения модуля биения включает только инструментальную погрешность и не учитывает погрешность метода измерения.		

Проведенные испытания макета КСО показали, что разрабатываемая подсистема контроля синхронизма газовых центрифуг обеспечит выполнение технических требований, необходимую точность измерения параметров и достаточное быстродействие. При этом оптимизируется стоимость подсистемы за счет построения её на базе простых по конструкции агрегатных коммутаторов и единственного контроллера синхронизма для каждой технологической установки.

СОВМЕЩЕННАЯ КОНСТРУКЦИЯ ШКАФА ЭЛЕКТРОПИТАНИЯ АРМАТУРЫ С МИКРОПРОЦЕССОРНЫМИ МОДУЛЯМИ

Сурыгин А.В., Линтварёв Е.А.
 АО «Атомэнергопроект», г. Москва
 E-mail: lintvarev_ea@mail.ru

Снижение времени и затрат на строительство или выпуск продукции, без нанесения ущерба по качеству, всегда было одной из приоритетных задач любого производства и атомная промышленность не исключение.

Для АЭС по проекту ВВЭР-ТОИ поставлены задачи уменьшения стоимости АЭС, сокращения физического объёма кабельной продукции, сроков проведения строительно-монтажных и пуско-наладочных работ.

Выполненный для решения этих задач, предварительный анализ в проекте АЭС ВВЭР-ТОИ выявил возможность и целесообразность создания шкафов электропитания арматуры, совмещающих в себе традиционные выемные силовые блоки управления запорной и регулирующей арматурой со встроенной системой диагностирования электропривода арматуры (ТС ВСДЭА) и крейты с микропроцессорными модулями (ТПТС-НТ), реализующие приоритеты управления от операторов и алгоритмов автоматизации. Для увеличения экономического эффекта вместе со шкафом предлагается использовать комбинированный кабель, совмещающий в себе, как контрольные, так и силовые жилы.

Для исключения принципиальных ошибок и необходимости доработки совмещенных шкафов электропитания и автоматики на последующих этапах требуется провести испытания опытного образца шкафа на соответствие требованиям, заложенным в проекте ВВЭР-ТОИ.

Совмещённая конструкция шкафа уже показала свою работоспособность и надёжность, как при нормальной эксплуатации, так и при коротком замыкании (в шкафу и в отходящих кабелях силовых цепей 380 В питания арматуры). Наводки на входах модулей при нормальной работе не превышают 2 В, а при КЗ не превышают 30 В при длительности 5-8 мс. При КЗ отсутствует перезапуск СВВ, обеспечивается контроль положения исполнительного механизма (арматуры), несмотря на потерю управления по причине

отключения силового питания. На всех этапах осуществляется обмен «совмещенного» шкафа информацией и командами с ПТК (СКУ) НЭ по цифровым каналам. Для окончательного подтверждения работоспособности и надёжности шкафа осталось провести испытания совместно с комбинированным кабелем на электромагнитную совместимость по ГОСТ 32137-2013.

Технические решения, связанные с использованием совмещенной конструкции шкафа с модулями ТПТС применяются в проекте ВВЭР-ТОИ, также «совмещенные» шкафы будут применяться в системах АСУ ТП новых проектов АЭС, что приведёт:

- к сокращению общего количество шкафов электротехники и АСУ ТП не менее чем на 20 шт.;
- к сокращению кабельной продукции разных типоразмеров не менее чем на 100 км.;
- к сокращению сроков выполнения монтажных работ по прокладке кабельной продукции;
- к повышению заводской готовности поставляемого оборудования и сокращению времени на ПНР.

Структурная схема передачи сигналов и организации кабельных связей между ТПТС-НТ, НКУ и исполнительным механизмом показана на рисунке 1.

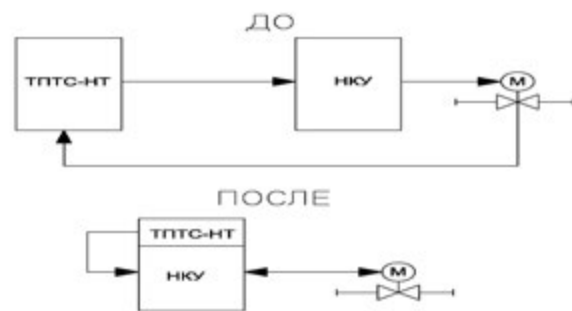


Рис. 1 – Структурная схема передачи сигналов и организации кабельных связей между ТПТС-НТ, НКУ и исполнительным механизмом

Использование интеллектуальных низковольтных комплексных устройств распределения и управления в определённой степени решает ключевые задачи, поставленные перед проектом ВВЭР-ТОИ, – уменьшение стоимости проекта, уменьшение объёма кабельной продукции и сокращение сроков проведения строительно-монтажных и пуско-наладочных работ.

МОДЕРНИЗАЦИЯ ПТС ДЛЯ ПТК ВУ АСУ ТП АЭС

Э.Р. Саминов, А.Н. Поздняков

ФГУП «ФНПЦ НИИИС им. Ю.Е. Седякина», г. Нижний Новгород

Описание проблемы

Уже более 10 лет НИИИС производит и поставляет на российские и зарубежные АЭС различные ПТС с использованием практически неизменных технических и конструктивных решений.

Данная продукция продолжает пользоваться определенным спросом у заказчиков, однако существующие тенденции позволяют говорить о ее существенном моральном устаревании, касающемся, в первую очередь, рабочих станций и серверных систем.

Модернизация обусловлена необходимостью

- a) повышения гибкости конфигурации;
- b) снижения трудоемкости изготовления;
- c) повышения удобства эксплуатации;
- d) повышения эргономических характеристик;
- e) оптимизации используемого при размещении ПТС пространства;
- f) расширения доступа к диагностической информации для ПТК;
- g) снижения стоимости изделия.

1 Решение для РС

1.1 Модульность

Модульность подразумевает возможность создания рабочих станций путем комбинации элементов:

- тумба с установленными электронно-вычислительными компонентами и монитором;
- тумба с монитором;

- столешница-проставка с монитором.

Возможны различные конфигурации РС до четырехдисплейной включительно.

В зависимости от назначения, многодисплейная рабочая станция может быть дополнена МПКУ либо выполняющим ее роль сенсорным видеомонитором из состава ТС ОДУ, интегрируемых в поверхность столешницы.

1.2 Использование широкоформатных мониторов

Предполагается использование широкоформатных мониторов офисного класса.

Данное решение обусловлено следующими факторами:

- отказ от производства ЖК-матриц формата 4:3 и 5:4;
- предполагаемое размещение видеомониторов на кронштейнах с «VESA»-креплением;
- существенное снижение стоимости по сравнению с промышленными решениями.

1.3 Смена вычислительной платформы

Данное решение для РС предполагает переход на промышленные компьютеры с шиной PCIe позволяющее:

- снизить стоимость РС;
- использовать высокоскоростные подключения для периферийных устройств (DisplayPort, USB 3.0, SATA III и др.);
- увеличить модернизационный потенциал рабочей станции в части вычислительных мощностей;
- упростить обслуживание и ремонт РС.

1.4 Расширение системы самодиагностики

Данное решение предполагает подключение МКБ и ИБП к ЛВС через диагностируемые коммутаторы, что позволяет улучшить возможность диагностики системы, в том числе и при выключенном/неработоспособном системном блоке.

2 Решение для УСУ

2.1 Универсальность и резервирование

Настоящее решение предполагает использование двухмашинной конфигурации с перекрестным резервированием по питанию, позволяющее:

- реализовать все многообразие выпускаемых ПТК на едином решении;
- обеспечить возможность резервирования вычислительной мощности в едином конструктиве с уменьшением количества ПТС в составе ПТК.

2.2 Смена производителя системных блоков

Предлагаемое решение подразумевает использование многопроцессорных решений ф. DELL на основе последнего поколения процессоров Intel Xeon. Данный переход позволяет:

- существенно снизить стоимость УСУ;
- значительно увеличить показатели производительности;
- улучшить показатели по климатической устойчивости (особенность решений ф. DELL).

2.3 Добавление системы точного времени

Настоящее решение предусматривает добавление в состав УСУ серверасинхронизации времени ГЛОНАСС/GPS с поддержкой выдачи сигналов точного времени по NTP, PTP, TTL; двухдиапазонной антенной с грозозащитой и наборов конверторов для преобразования и последующей выдачи информационных пакетов с метками времени различных стандартов.

2.4 Добавление средств автономной диагностики

Данное решение предполагает добавление в состав УСУ консоли с KVM-переключателем, позволяющее существенно упростить и ускорить процесс настройки, обслуживания и диагностики по месту узлов и элементов ПТС без привлечения дополнительного оборудования из состава КСА.

2.5 Расширение системы самодиагностики

Данное решение предполагает подключение МКБ и ИБП к ЛВС через диагностируемые коммутаторы, что позволяет улучшить возможность диагностики системы, в том числе и при выключенных/неработоспособных системных блоках.

Заключение

Построенные на основе предлагаемых решений опытные образцы ПТС на настоящий момент находятся на завершающей стадии испытаний.

Осуществляется изготовление построенных на основе выработанных решений ПТС в составе ПТК ВУ АСУ ТП Белорусской АЭС, планируется использование в проектах АЭС «Ханкикиви», АЭС «Аккую» и др. российских и зарубежных АЭС.

Также возможно применение рабочих станций и серверов в качестве основы клиент-серверного решения для АСУ ТП будущих поколений.

РЕКОНСТРУКЦИЯ, МОДЕРНИЗАЦИЯ И ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПРЕДПРИЯТИЙ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

БИЛИБИНСКАЯ АЭС: КРИТИЧЕСКИЙ МОМЕНТ ДЛЯ ПРИНЯТИЯ РЕШЕНИЯ О ЗАМЕЩАЮЩИХ МОЩНОСТЯХ

В.А. Афанасьев, Д.О. Дрягин, В.И. Каширин, В.Г. Федосов
ОАО «Ижорские заводы», г. Санкт-Петербург

БиАЭС – единственная в мире действующая промышленная АТЭЦ малой мощности и наиболее удачный из реализованных в стране подобных проектов. БиАЭС расположена на крайнем северо-востоке России за полярным кругом в зоне вечной мерзлоты в 3,9 км восточнее г. Билибино Чукотского автономного округа (ЧАО).

Научное руководство созданием станции осуществлял Физико-энергетический институт. Главным конструктором реакторной установки являлось техническое бюро «Энергоблок», в настоящее время его функции выполняет ОКБ ОАО «Ижорские заводы». Генеральным проектировщиком станции являлось Уральское отделение ВГНИПИИ «Атомтеплоэлектропроект», ныне «Атомэнергопроект», г. Москва.

БиАЭС состоит из четырёх однотипных энергоблоков суммарной электрической мощностью 48 МВт при одновременном отпуске теплоты 67 Гкал/час. Каждый энергоблок включает канальную водографитовую реакторную установку

ЭГП-6 номинальной мощностью 62 МВт (12 МВт эл.), паропроизводительностью

95 т/ч, при давлении 6,37 МПа и температуре питательной воды 104 °С. Первый энергоблок введен в эксплуатацию в январе 1974 г., четвертый – в декабре 1976 г. Все четыре блока успешно отработали весь назначенный срок службы 30 лет и их эксплуатация продлена ещё на 15 лет. Помимо БиАЭС в состав Чаун-Билибинской энергосистемы (ЧБЭС) входит Чаунская ТЭЦ (35 МВт эл.).

Начиная с 1990 г. в регионе произошёл резкий спад потребления электроэнергии, вызванный снижением объёмов работ по добыче золота в Билибинском и Чаунском районах, банкротством и развалом отдельных золотодобывающих компаний и старательских артелей. С 1994 г. наступило резкое снижение КИУМ БиАЭС. В настоящее время он не превышает 50%. Тем не менее Чаун-Билибинская промышленная зона при наличии надёжного и относительно дешевого энергоисточника имеет перспективу экономического развития. Здесь располагаются как освоенные, с возможностью расширения, так и ещё не освоенные месторождения различных полезных ископаемых. Планы развития экономики ЧАО предполагают существенное увеличение энергопотребления. Это обстоятельство, а также приближающееся исчерпание ресурса БиАЭС и Чаунской ТЭЦ превращают вопрос о замещающих мощностях в чрезвычайно актуальный.

В настоящее время замещение мощностей в ЧБЭС предусматривается путём установки в Чаунском заливе вблизи г. Певека плавучей АЭС из двух энергоблоков на основе корпусных реакторных установок КЛТ-40С мощностью 70 МВт эл. при теплоснабжении 72 Гкал/ч. Что касается БиАЭС, то рассматриваются вопросы как о втором продлении срока её эксплуатации более 45 лет, так и об остановке и эксплуатации в так называемом режиме без генерации энергии. При этом для снабжения теплом г. Билибино предполагается построить электростанцию.

Позиция ОАО «Ижорские заводы» относительно замещающих мощностей кардинально отличается: замещающие мощности целесообразно разместить непосредственно на площадке действующей станции или поблизости от неё. Для подобного решения имеется ряд веских причин:

- Надёжность локальных резервированных источников энергии по снабжению электричеством и теплом г. Билибино и других потребителей. Необходимость передачи электроэнергии из Певека по ЛЭП в условиях гористой тундры крайнего северо-востока, что может привести к аварийности по общей причине (оттаивание грунтов, обледенение, ураган и др.). Кроме того стоимость ЛЭП соизмерима со стоимостью блока замещения.

- Инфраструктура БиАЭС.
- Наличие рядом с БиАЭС площадки для размещения блоков замещения
- Квалифицированный персонал БиАЭС, практически подготовленный для работы на новых блоках.
- Рациональное решение финансовых и кадровых проблем вывода из эксплуатации блоков РУ ЭГП-6.
- Расположение площадки БиАЭС в центре ЧБЭС.

В качестве замещающих мощностей наиболее подходящий по безопасности, минимальному составу оборудования, весогабаритным характеристикам, затратам, срокам проектирования, строительства и др. могла бы быть использована установка модульного типа с кипящим корпусным реактором естественной циркуляцией легководного теплоносителя. Такая установка не требует разработки, экспериментального обоснования и исследований нового топлива, каких-либо материалов, теплоносителя и т.д. и может базироваться на уже освоенных технологиях.

Следует упомянуть, что для такого варианта замещения имеется референтная установка с корпусным кипящим реактором (ККР) ВК-50, успешно отработавшая в НИИАР даже больший срок, чем БиАЭС.

Блок замещения на базе ККР может рассматриваться как опытно-промышленный, позволяющий отработать технологию использования кипящих корпусных реакторов, в частности, в развивающейся Арктической зоне, на обширном рынке региональной энергетики.

Принимая во внимание тот факт, что от проектирования до ввода энергоблока в эксплуатацию проходит около 10 лет, то времени на «раскачку» уже нет – наступил критический момент о принятии решения о замещающих мощностях БиАЭС.

Список литературы

1 Кузнецов Ю.Н., Каширин В.И., Курский А.С. Концептуальные основы создания инновационной реакторной установки с кипящим реактором (ВК-100) для региональной атомной энергетики / МНТК «Региональная атомная энергетика (АтомРегион-2009)», ОАО «ОКБ Африкантов», 2009. Сборник тезисов – с.37.

2 В.И.Каширин, Н.А.Чугунов, В.А.Янчук, Ю.Д.Баранаев, Л.А.Кочетков, Л.М.Парафило. Положительный опыт создания и 36-летней эксплуатации

АСММ – Билибинской АТЭЦ / Москва, ИБРАЭ РАН 11-12 ноября 2010 г.

РАЗРАБОТКА АЛГОРИТМОВ ВЫБОРА ТЕХНОЛОГИЙ ДЕЗАКТИВАЦИИ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Захарова С. В., Зеленина Е. В., Прохоров Н. А.
ОАО АТОМПРОЕКТ, Санкт-Петербург, Россия

Вывод из эксплуатации атомных станций, являясь неотъемлемым этапом жизненного цикла АЭС, приобретает в настоящее время все большую значимость. Для вновь проектируемых АЭС варианты вывода из эксплуатации и прекращения деятельности станции закладываются уже на этапе проектирования. Поэтому, процесс ВЭ имеет значение не только для «возрастных» АЭС, выработавших свой ресурс или вплотную к этому подошедших, но и для вновь вводимых мощностей.

Ужесточающиеся стандарты экологической безопасности требуют новых подходов в области дезактивации, переработки и утилизации отходов АЭС. В том числе и подходов информационных, связанных с систематизацией и накоплением имеющегося опыта и знаний. Принятая ГК Росатом стратегия вывода из эксплуатации предусматривает системный подход и всестороннюю научную и информационную поддержку процесса.

Дезактивация является неотъемлемой частью процесса вывода из эксплуатации, так же как он сам является частью жизненного цикла АЭС. В настоящее время в дезактивации господствует индивидуальный подход. То есть обследование, оценка и решения о состоянии объекта, о способе и средствах его дезактивации принимаются отдельно для каждого конкретного случая, системы, оборудования и конструкций. В столь комплексном процессе, как дезактивация при ВЭ, подобный подход ведет к разобщенности, несогласованности и, как следствие, к удорожанию процесса. Нами был проработан большой объем информации по технологиям и способам дезактивации, как отработанным на многих АЭС, так и пока действующим только в формате «ноу-хау». Сделан вывод о необходимости представления технологий дезактивации в базе данных, наряду с информацией об оборудовании, системах, радиационных характеристиках и т.п.. Это даст возможность унифицировать процесс выбора технологии дезактивации оборудования при ВЭ при любом из принятых сценариев.

Разработка и реализация алгоритмов по выбору и применению технологий дезактивации призвана облегчить работу по ВЭ как на подготовительном этапе при останове, первичной общей дезактивации и демонтаже оборудования АЭС, так и при осуществлении непосредственного вывода из эксплуатации. А также служит информационной поддержке процесса ВЭ.

Рис. 1 – основные сущности ИСПВЭ



Создаваемая информационная система поддержки проектирования при выводе из эксплуатации (ИСПВЭ), создаваемая в рамках Концептуального проекта по выводу из эксплуатации Атомных Станций, свяжет как проектные данные об оборудовании, так и данные КИРО и РО, технологии дезактивации и условия их осуществления, накопленные за весь период эксплуатации станции, а также обращение с РАО, чем обеспечит информационную поддержку процесса ВЭ.

На первом этапе нами уже разработаны логическая структура и система таблиц для базы по оборудованию и базы по технологиям дезактивации. Разработан алгоритм выбора технологий дезактивации, который позволяет при задании характеристик объекта дезактивации получить от системы рекомендации по его дезактивации и отобразить из предложенных технологий наиболее подходящую по приоритетным для пользователя критериям. Таким образом, БД оказывает пользователю не только полную нормативно - справочную информационную поддержку, но и предлагает варианты отработанных решений.

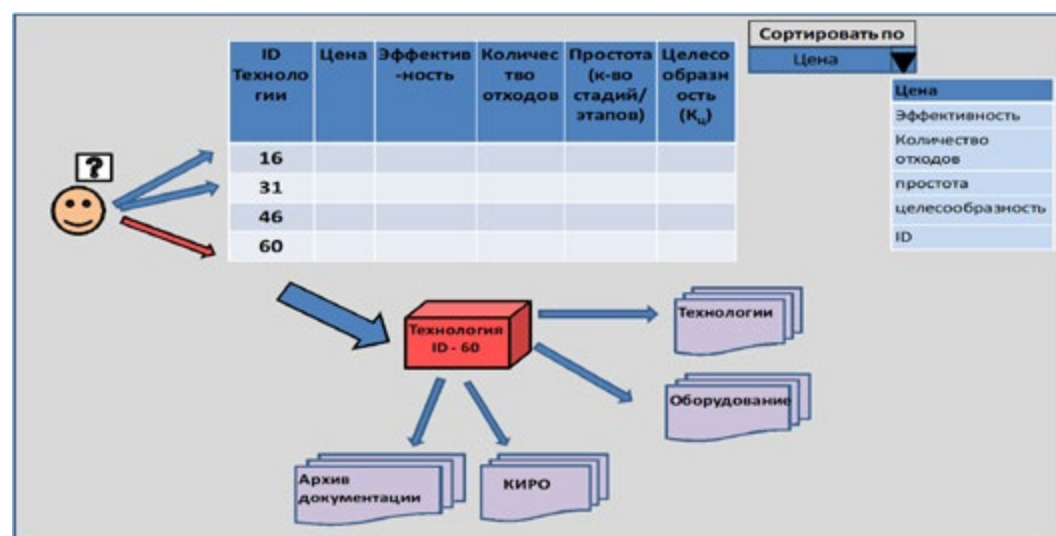


Рис. 2 – пользовательская схема отбора технологий дезактивации и предоставления связанной информации в ИСПВЭ

На настоящее время, также уже программно реализован архив нормативно-справочной документации для базы данных. Следующим шагом станет программная реализация базы данных по оборудованию и алгоритма выбора технологий дезактивации.

Создание такой базы данных обеспечит универсальный системный подход к дезактивации оборудования при выводе АЭС из эксплуатации, а возможность её пополнения и расширения позволит систематизировать, обобщить и сохранить накопленный за долгие годы на многих объектах опыт по технологиям дезактивации и путям ее осуществления. А также позволит осуществлять эффективную информационную поддержку эксплуатации АЭС на всех этапах жизненного цикла, вплоть до вывода её из эксплуатации, как в научно-технической, так и в проектной области.

ОСОБЕННОСТИ ТЕХНОЛОГИИ ОБРАБОТКИ ДЕТАЛЕЙ ИЗ СИЛИЦИРОВАННОГО ГРАФИТА НА СОВРЕМЕННОМ ОБОРУДОВАНИИ

Кузьмин А.М.¹

¹АО «ЦЕНТРАЛЬНОЕ КОНСТРУКТОРСКОЕ БЮРО МАШИНОСТРОЕНИЯ»,

г. Санкт-Петербург

E-mail: kuzmin_am@ckbm.ru

Графит – материал, который одним из первых был применен в ядерной технике, также он применяется в судовой, тяжелой и средней промышленности и область применения продолжает расширяться до настоящего времени.

Это объясняется весьма удачным сочетанием физических и химических свойств графита дающих ему преимущества перед многими другими материалами. Так, он имеет относительно высокую прочность, в отличие от других материалов не уменьшающуюся, а возрастающую с увеличением температуры вплоть до 2500 °С. Материал обладает устойчивой кристаллической решеткой, оставаясь в твердом состоянии даже при очень высоких температурах (более 3500 °С).

Технология получения искусственного графита сложилась в конце XIX века и в основных своих чертах сохранилась до нынешнего времени.

Технология изготовления заготовок на протяжении многих лет проходит без особых изменений, чего нельзя сказать о последующей механической обработке деталей из силицированного графита.

На сегодняшний день, на большинстве предприятий в Российской Федерации и мире применяют следующие основные методы обработки силицированного графита:

1. Шлифование.
2. Токарная обработка.
3. Резанье графита на эрозионных станках.
4. Фрезерование.

В связи с необходимостью изготовления изделий из силицированного графита сложной геометрии (иллюстрация 1), в т.ч. с большим количеством пазов, отверстий и т.п. применяется несколько способов обработки и современное оборудование с ЧПУ.



Рис. 1 – Примеры деталей сложных форм из силицированного графита

На сегодняшний день идет изменение подходов по обработке графита. С целью уменьшения количества технологических операций применяются современные станки с числовым программным управлением и инструмент для обработки графита. Однако, при переходе на новое оборудование остаются не полностью решенными следующие проблемы:

1. Обеспечение оптимальной фильтрации воздуха в рабочей зоне станков и удаление графитовой пыли.
2. Удаление графита и полноценная фильтрация смазывающей охлаждающей жидкости (СОЖ).
3. Продление ресурса оборудования.
4. Увеличение срока службы инструментов применяемых при обработке.
5. Уменьшение времени изготовления детали и всего цикла в целом.
6. Выбор оптимального инструмента и оборудования для обработки силицированного графита.
7. Построение оптимального процесса обработки графита.

Одной из самых важных проблем для решения является: обеспечение оптимальной фильтрации воздуха в рабочей зоне станков и удаление графитовой пыли, а также фильтрация СОЖ.

При обработке графита, особенно алмазным инструментом с высокими скоростями подачи образуется большое количество графитового шлама. Данный шлам вымывается высоким давлением СОЖ. Полное же удаление шлама является сложной задачей. Фильтровальные системы современных станков для обработки таких сложных материалов как графит не могут полностью справиться с удалением остатков графита. Образуется большое количество взвеси в СОЖ, которая имеет негативные свойства на обрабатываемое оборудование и операторов станка. Часть шлама превращается в мелкодисперсную пыль при высыхании, что также негативно влияет на оборудование и людей (рисунок 2 и 3).



Рисунок 2 и 3 – Состояние насосов высокого давления СОЖ после демонтажа со станка ЧПУ занимающегося обработкой силицированного графита.

Учитывая тот факт, что в таком виде шлам обладает размерами менее 0,001-0,005 мм требуется дополнительно фильтрация СОЖ. Вопрос по фильтрации СОЖ является основным направлением в совершенствовании современного оборудования обрабатывающего графит. Требуемым изучением также является типы СОЖ применяемые при обработке данного материала, а также четкое формулирование необходимых регламентных работ для оборудования. Именно по этому пути идут исследования в рамках АО «ЦКБМ».

Список литературы

1. Калинин Б.А., Платнов П.А., Тузов Ю.В., Чернов И.И., Штромбах Я.И. Конструкционные материалы ядерной техники М.: НИЯУ МИФИ, 2012. -736 с.
2. Рогайлин М.И., Чалых Е.Ф. Справочник по углеграфитовым материалам. Л., «Химия», 1974. -208 с
3. Балыков А.В. Алмазные сверления отверстий в деталях из хрупких неметаллических материалов. М.: Наука и технологии, 2003. – 188 с.

ЭФФЕКТИВНОСТЬ ЧАСТОТНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ ЦИРКУЛЯЦИОННЫХ НАСОСОВ КОЛЬСКОЙ АЭСМ

Смоляров А.С.

Кольская АЭС, г. Полярные Зори

E-mail: dieseloknv@gmail.com

Расход потребления электроэнергии на собственные нужды энергоблока на различных АЭС государственной корпорации «Росатом», по расчетным данным, находится в пределах от 4,5 до 8,5% от общей генерации. Свыше 90% потребляемой электроэнергии на собственные нужды энергоблока приходится на электропривод (асинхронный электродвигатель с короткозамкнутым ротором), который является огромным резервом энергосбережения и может обеспечить за счет внедрения инновационных технологий самый большой экономический эффект. Одним из основных потребителей электроэнергии на собственные нужды является блочная насосная станция, а точнее циркуляционные насосы (до 31% от общей доли электроэнергии на собственные нужды). В советские годы атомные станции проектировались для покрытия базовой нагрузки энергосистемы и работали на полную мощность, не меняя нагрузку в течение года. В настоящее время из-за спада промышленной активности Кольская АЭС имеет ограничения по выработке электроэнергии и участвует в суточном регулировании нагрузки, которое имеет свои минимумы и максимумы [1].

Для уменьшения расхода потребления электроэнергии на собственные нужды в моменты несения неполной нагрузки на турбогенераторах и уменьшения издержек, связанных с потреблением циркуляционной воды, предложено установить частотные приводы на электродвигатели циркуляционных насосов Кольской АЭС. В настоящее время регулирование расхода циркуляционной воды ведется посредством изменения угла поворота лопаток насосных агрегатов. Такое решение неэффективно с точки зрения энергопотребления, снижает надежность работы насосов и требует продолжительного времени на ремонт в случае появления неисправностей.

Был проведен анализ работы турбогенераторов Кольской АЭС в период с 13.11.2013 по 10.12.2014. Как видно из, таблицы 1, большую часть времени турбогенераторы работают не с полной нагрузкой.

Таблица 1 – Анализ работы ТГ Кольской АЭС в период с 13.11.2013 по 10.12.2014

№ ТГ	Кол-во суток с $N_g = 180$ МВт	Кол-во суток с $N_g = 200$ МВт	Кол-во суток с $N_g = 220$ МВт
1	137	90	45
2	27	61	57
5	7	68	220
6	7	45	211
7	9	19	35
8	9	27	51

В настоящее время на Кольской АЭС установлены циркуляционные насосы типа ОПВ 2-110-КЭ в количестве 16 штук, характеристики насосов в таблице 2.

Наименование параметра	Значение, размерность
Подача	19400-22300 м ³ /ч
Напор (соответствующий расходу)	15,3-10,2 м вод. ст.
КПД (соответствующий расходу)	88-80%
Скорость вращения	485 об/мин
Мощность электродвигателя	1000 кВт

При номинальной нагрузке турбогенератора, равной 230 МВт, расход циркуляционной воды, идущей в конденсатор, равен $W_{цв} = 36600$ м³/ч. Данный расход обеспечивает номинальный вакуум в конденсаторе и конденсирует $D_n = 760$ т/ч, при проектной температуре охлаждающей воды +5⁰С.

При номинальной нагрузке турбогенератора, равной 230 МВт, расход циркуляционной воды, идущей в конденсатор, равен $W_{цв} = 36600 \text{ м}^3/\text{ч}$. Данный расход обеспечивает номинальный вакуум в конденсаторе и конденсирует $D_n = 760 \text{ т/ч}$, при проектной температуре охлаждающей воды $+5^\circ\text{C}$.

При уменьшении нагрузки до 200 МВт в конденсатор идет меньшее количество пара, равное $D_n = 658 \text{ т/ч}$. При условии сохранения номинального вакуума в конденсаторе и при равенстве температур охлаждающей воды ($+5^\circ\text{C}$), необходимо количество циркуляционной воды уменьшается до $W_{цв} = 28670 \text{ м}^3/\text{ч}$. Полученный расход распределяется между 2мя насосами и получаем расход на каждый циркуляционный насос $W_{цв}^1 = 14335 \text{ м}^3/\text{ч}$. Воспользовавшись формулами подобия[2], определяем характеристики насоса, необходимы для несения нагрузки 200 МВт. Получаем следующие характеристики: $n = 360 \text{ об/мин}$, $W_{цв}^1 = 14400 \text{ м}^3/\text{ч}$, $P = 8,43 \text{ м вод. ст.}$, $N_3 = 409 \text{ кВт}$.

Получаем экономию электроэнергии и циркуляционной воды за час работы:

$$\Delta N_3 = N_{ном} - N_{пер} = 1000 - 409 = 591 \text{ кВт},$$

$$\Delta W_{цв} = W_{ном} - W_{пер} = 36600 - 2 * 14400 = 7800 \text{ м}^3/\text{ч}.$$

Полученные разности умножаем на цену электрической энергии на собственные нужды и на тариф на потребление охлаждающей воды и получаем экономию.

Согласно расчетом и ценам частотно-регулируемых приводов, срок окупаемости данного мероприятия в условиях Кольской АЭС составляет от 1 до 2х лет, в зависимости от режима работы турбогенераторов.

В итоге можно сделать следующие выводы:

- Установка частотного привода позволит в автоматическом режиме вести регулировку расхода охлаждающей воды в зависимости как от нагрузки на турбогенераторе, так от температуры в подводящем канале;
- Данное мероприятие позволит увеличить сроки службы электродвигателя и приводного оборудования в 1,5-2 раза.

Список литературы

- 1 Росэнергоатом: ежемесячный журнал атомной энергетики России / учредитель ОАО «Российской концерн по производству электрической и тепловой энергии на атомных станциях». 2013, № 7. – 10000 экз.
- 2 Черкасский В.М. Насосы, вентиляторы, компрессоры: Учебник для теплоэнергетических специальностей вузов. – 2-е изд. перераб и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 416 с.

ИССЛЕДОВАНИЕ СПОСОБА РЕГУЛИРОВАНИЯ АЭС С СИСТЕМОЙ АККУМУЛИРОВАНИЯ ТЕПЛОЙ ЭНЕРГИИ ПРИ УЧАСТИИ ЭНЕРГБЛОКА В РЕГУЛИРОВАНИИ ЧАСТОТЫ ТОКА В СЕТИ В РЕЖИМЕ РАЗРЯДКИ АККУМУЛЯТОРОВ ТЕПЛОЙ ЭНЕРГИИ

Бажанов В.В.¹, Лощаков И.И.², Щуклинов А.П.³

¹ОАО «Научно-производственное объединение по исследованию и проектированию энергетического оборудования им. И.И. Ползунова»

ОАО «НПО ЦКТИ»,

²Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого, ФГАОУ ВО «СПбПУ»

³АО «АТОМПРОЕКТ»

E-mail: mupol@mail.ru

В докладе [1], представленном на предыдущей конференции, была рассмотрена система аккумуляции тепловой энергии (САТЭ) на АЭС, разработанная в Всероссийском научно-исследовательском институте атомных электростанций (ВНИИАЭС) с целью обеспечения участия АЭС в диспетчерском графике суточных нагрузок без изменения мощности реакторной установки. Также были предложены раз-

работанные авторами способы регулирования энергоблока АЭС с САТЭ в режимах зарядки и разрядки аккумуляторов для обеспечения участия АЭС в регулировании частоты тока в сети и проведены расчётные исследования режима зарядки.

В данном докладе проводятся результаты исследования режима разрядки, которое включает в себя исследование статической характеристики турбоустановки и динамики энергоблока АЭС с САТЭ.

При анализе статики турбоустановки с САТЭ рассматриваются следующие вопросы:

- выявление условий, определяющих максимально достижимую мощность турбины при разрядке САТЭ;
- выбор отбора, обеспечивающего оптимальное участие турбоустановки в регулировании частоты тока сети;
- обоснование порядка отключения отборов пара на регенерацию при разрядке;
- обоснование схемы подключения теплообменников разрядки высокого и низкого давлений к системе регенерации;
- обоснование требований к регенеративному подогревателю, участвующему в регулировании частоты тока в сети.

Исследование статики выполнено расчётно-аналитическим методом системы уравнений материального и теплового баланса схемы турбоустановки К-1200-6,9/50 «АЭС-2006» с САТЭ совместно с уравнениями давления на выходе из отсеков проточной части турбины и уравнения гидравлики регулирующего отбора турбины.

По результатам расчетов принята схема (см. рис.1) с последовательным расположением теплообменников разрядки относительно соответствующих частей регенерации высокого и низкого давления, но несколько отличающаяся от имеющихся публикаций «АЭС-2006» с САТЭ [1], с автоматическим поддержанием давления пара в деаэраторе и постоянным давлением в главном конденсаторе. При этом определен диапазон мощностей разрядки $100 - 117\% N_{ном}$ и показана целесообразность использования 4-го отбора для изменения мощности турбины при регулировании частоты тока в сети.

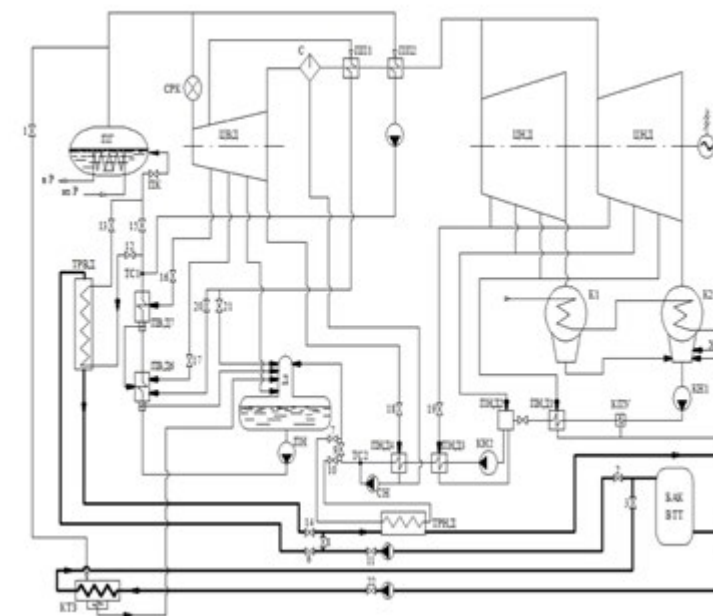


Рис 1. Принципиальная тепловая схема энергоблока АЭС-2006 с САТЭ.

На рисунке условно обозначено: ПГ – парогенератор, СРК – стопорно-регулирующий клапан, ЦВД – цилиндр высокого давления, С – сепаратор, ПП1 – первая ступень пароперегревателя, ПП2 – вторая ступень пароперегревателя, ЦСД – цилиндр среднего давления, ЦНД – цилиндр низкого давления, К – конденсатор, КН – конденсационный насос, КПУ – конденсатор пара уплотнений, ПНД – подогреватель низкого давления, СН – сливной насос, Д – деаэратор, ПН – питательный насос, ПВД – подогреватель высокого давления, ТЗ – конденсационный теплообменник зарядки, ТРВД – теплообменник разрядки высокого давления, ТРНД – теплообменник разрядки низкого давления, БАК ВТТ – бак высокотемпературного теплоносителя, ЦН – циркуляционный насос.

Для обоснования соответствия энергоблока с САТЭ требованиям нормативной документации [2]: обеспечение требуемого изменения мощности энергоблока во всём диапазоне в любую сторону за время не более 30 сек, причем 50% изменения этой мощности должно производиться за первые 10 сек, был выполнен расчёт динамики турбоустановки.

Исследование динамики проводилось с использованием специально разработанной программы динамики турбоустановки.

Результаты динамики показывают, что разработанный способ регулирования мощности турбины полностью удовлетворяет нормативные требования. При этом полученные результаты в целом по режиму разрядки применимы для любого проекта энергоблока АЭС с ВВЭР при рассмотрении с совместной работы с САТЭ.

Список литературы

1 Бажанов В.В., Лошаков И.И., Щуклинов А.П., Способы регулирования АЭС с аккумуляторами тепловой энергии при участии энергоблока в регулировании частоты тока в сети. Тезисы докладов V международной научно-технической конференции молодых ученых и специалистов атомной отрасли «КОМАНДА-2013». Сборник. — СПб.: ОАО «СПбАЭП», 2013. — 3с.

2 СТО 5912820.27.120.20.002-2010. Нормы участия энергоблоков АЭС в нормированном первичном регулировании частоты. — М.: ОАО «СО ЕЭС», 2010. — 34с.

РЕАЛИЗАЦИЯ ПРОЕКТА МОКС-ТОПЛИВО РАЗРАБОТКА, ИЗГОТОВЛЕНИЕ И ПОСТАВКА НЕСТАНДАРТИЗИРОВАННОГО ОБОРУДОВАНИЯ УПП

Шкурин П.А.

ОАО «СвердНИИХиммаш» г. Екатеринбург

E-mail: Shkurin.PA@gmail.com

1. Общая информация, актуальность и факторы риска

Установка переочистки плутония (далее УПП) предназначена для аффинажа «энергетического» плутония после длительного хранения с получением диоксида плутония (ДП) «керамического» сорта усреднённого изотопного состава, пригодного для изготовления смешанного оксидного (МОКС) топлива для энергоблока №4 Белоярской АЭС с реактором БН-800. В 2013 году согласно ВЦП «Топливообеспечение быстрых реакторов» была поставлена задача по обеспечению очищенным диоксидом плутония производства стартовых загрузок РУ БРЕСТ-ОД-300 на основе нитридного топлива.

ОАО «СвердНИИХиммаш» менее чем за 12 месяцев должен был разработать ТЗ и РКД, изготовить и поставить 51 единицу нестандартизированного оборудования, локальные системы управления узлов и СУ верхнего уровня установки.

Основные факторы риска:

- разработку оборудования необходимо было провести с учётом его расположения в существующих технологических помещениях (т.к. УПП, по сути, реконструкция существующего объекта в подгорной части ФГУП «ГХК»);

- сжатый срок разработки РКД (4 месяца) для наукоёмкого, не имеющего аналогов в мире оборудования, а также сжатый срок изготовления и поставки (6 месяцев) при том, что в рамках ЕОСЗ продолжительность конкурсных процедур доходит до 3 месяцев;

- необходимость применения материалов и комплектующих, в том числе импортных, с длительными сроками поставки.

2. Некоторое разработанное нестандартизированное оборудование УПП

Основное и наиболее сложное оборудование УПП, это:

- реактор-растворитель исходного ДП в азотной кислоте с электрохимически генерируемым окислителем Ag^{2+} ;

- реактор-осадитель, экстракционное и насосное оборудование;

- центрифуга, печи сушки и прокаливания оксалата плутония с получением диоксида.

Общие виды реактора-осадителя и реактора-растворителя представлены на рисунке 1 и 2 соответственно.

Основными трудноразрешимыми задачами при разработке РКД являлись:

- конструктивное оформление реактора-растворителя и разделительных диафрагм с подбором материалов;

- конструктивное оформление реактора-осадителя, в том числе, узла выдачи суспензии с большой концентрацией твёрдого.

- дистанционная сборка – разборка аппаратов с целью замены расходных элементов: анода, катода, разделительной диафрагмы, блока торцового уплотнения вращающегося вала;

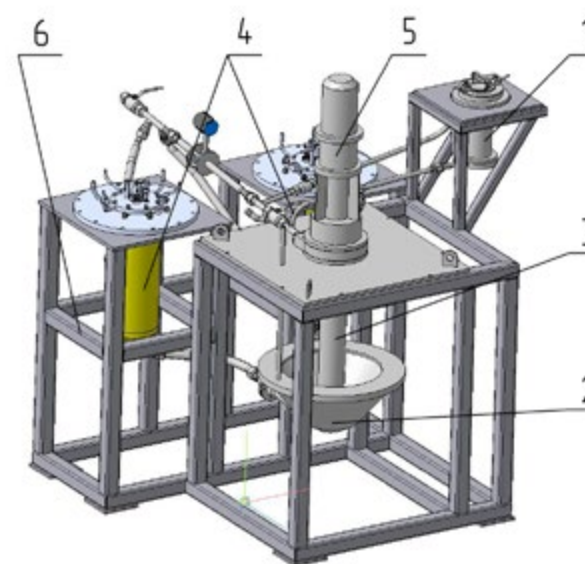


Рис. 1 - Реактор-осадитель:

1 – рама; 2 – насос; 3 – привод насоса; 4 – трубопровод,

соединяющий выходной патрубок насоса и стакан; 5 – стакан; 6 – спиральный трубопровод; 7 – рубашка; 8 – ввод реагентов; 9 – узел отвода суспензии

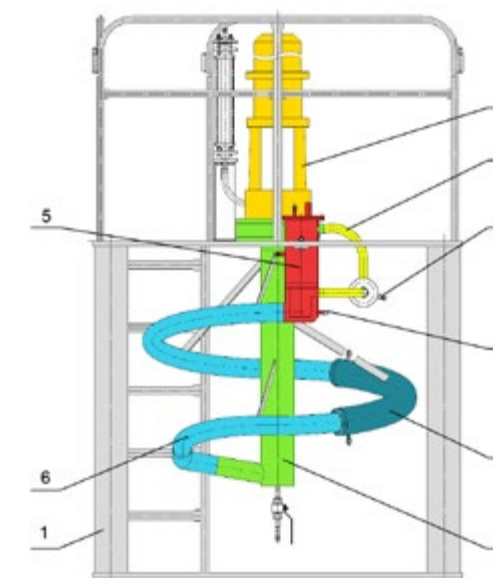


Рис. 2 - Реактор-растворитель:

1 – ёмкость исходной суспензии, 2 – приёмная камера, 3 – камера растворения, 4 – генератор серебра, 5 – привод шнека, 6 – опорная рама

3. Изготовление и поставка нестандартизированного оборудования УПП

Для обеспечения поставки оборудования изготавливаемого в ОАО «СвердНИИХиммаш» в установленный срок, были разработаны графики планирования работ с пооперационной разбивкой и назначением ответственных исполнителей и кураторов.

Для оборудования, изготовление которого планировалось выполнить сторонними предприятиями, подготовка к закупочным процедурам началась до окончания работы над РКД, а после подписания договоров с исполнителями проводились ежемесячные аудиты с составлением при необходимости, перечня компенсирующих мероприятий, который обеспечивал поставку в требуемые сроки.

Всего по проекту УПП проведено 24 процедуры закупки, которые были сформированы по типу оборудования (внутрикамерное, экстракционное, насосное и т.д.), в каждой закупке получен положительный экономический эффект (разница НМЦ и цены договора).

Изготовленное нестандартизированное оборудование поставлено на объект в установленный срок.

ТЕКУЩЕЕ СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ НОРМАТИВНОЙ БАЗЫ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Педро Г.В., Бочкарев В.В.
ФБУ «НТЦ ЯРБ», г. Москва
E-mail: vita@secnrs.ru, pedrogabriel@mail.ru

Формирование нормативной базы по выводу из эксплуатации объектов использования атомной энергии началось с выходом в 1995 году Федерального закона № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» [2], определившим деятельность по выводу из эксплуатации объектов использования атомной энергии как деятельность в области использования атомной энергии.

В последние годы произошли значимые изменения в законодательстве Российской Федерации в области использования атомной энергии, в частности принятие Федерального закона № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации» [3]. В связи с этим, начали активно перерабатываться нормативные документы по обращению с радиоактивными отходами. Эти изменения отразились и на основных положениях нормативных документов по выводу из эксплуатации, поскольку одним из важных факторов, определяющих специфику деятельности по выводу из эксплуатации, является обращение с большим количеством радиоактивных отходов, как накопленных во время эксплуатации, так и образующихся в процессе вывода из эксплуатации. Кроме того, этим законом установлен ряд особенностей в отношении вывода из эксплуатации такой категории объектов использования атомной энергии, как пункты хранения радиоактивных отходов.

Необходимо отметить, что этот период совпал с переработкой основополагающего документа МАГАТЭ по выводу из эксплуатации «Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material, IAEA Safety Standards Series No.WS-R-5». В результате чего он был заменен на «Decommissioning of Facilities» GSR part 6 [1] (август 2014 г.).

Таким образом, сложилась объективная ситуация для начала переработки отечественной нормативной базы по выводу из эксплуатации объектов использования атомной энергии.

На первом этапе работ по совершенствованию нормативной базы по выводу из эксплуатации специалистами ФБУ «НТЦ ЯРБ» в 2014 году была закончена разработка федеральных норм и правил в области использования атомной энергии НП-091-14 «Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Общие положения», вступившие в действие в 2014 году.

Следующим этапом по актуализации нормативно-правовой базы в области вывода из эксплуатации является переработка документов, устанавливающих требования по конкретным объектам использования атомной энергии, а именно:

- НП-012-99 «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции» (утверждение новой редакции запланировано на 2015 г.);
- НП-028-01 «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации исследовательских ядерных установок» (утверждение новой редакции запланировано на 2015 г.);
- новые федеральные нормы и правила «Требования к обеспечению безопасности при выводе из эксплуатации пунктов хранения радиоактивных отходов»;
- НП-007-98 «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации промышленных реакторов» (утверждение новой редакции в 2015 г.);
- НП-038-11 «Общие положения обеспечения безопасности радиационных источников» (утверждение новой редакции запланировано на 2015 г.);
- НП-057-04 «Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации ядерных установок ядерного топливного цикла» (переработка началась в этом году).

Основным изменением во всех перерабатываемых документах по выводу из эксплуатации объектов использования атомной энергии является требование о том, что эксплуатирующая организация на всех стадиях жизненного цикла объекта использования атомной энергии, предшествующих его выводу из эксплуатации, должна осуществлять планирование вывода из эксплуатации путем разработки концепции вывода из эксплуатации на этапе размещения. Также концепция вывода из эксплуатации должна быть представлена в составе проектной документации. Концепция вывода из эксплуатации должна содержать описание возможных вариантов вывода из эксплуатации, выбранный вариант вывода из эксплуатации и программу вывода из эксплуатации, разработанную для выбранного варианта вывода из эксплуатации, а также должна актуализироваться не реже одного раза в 10 лет.

Также планируется актуализация действующих руководств по безопасности, касающихся деятельности по выводу из эксплуатации объектов использования атомной энергии, а также планируется разработка нового руководства по безопасности «Рекомендации по проведению заключительного обследования выводимого из эксплуатации объекта использования атомной энергии».

Список литературы

- 1 Decommissioning of Facilities, General Safety Requirements Part 6, IAEA Safety Standards No.GSR Part 6, IAEA, Vienna, 2014;
- 2 Федеральный закон от 21.11.1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии»;
- 3 Федеральный закон от 11.07.2011 г. № 190-ФЗ «Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации».

РАБОТА С ОБЩЕСТВЕННОСТЬЮ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ

ОСОБЕННОСТИ ФУНКЦИОНИРОВАНИЯ ВНУТРЕННИХ КОММУНИКАЦИЙ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ (НА ПРИМЕРЕ АО «ГНЦ НИИАР»)

Волкова А.П.

АО «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт
атомных реакторов»

E-mail: anya-volkova@mail.ru

Сегодня большую роль в развитии предприятий атомной отрасли играет развитость системы внутренних коммуникаций. Внутренние коммуникации – это доведение информации различными средствами (внутренний сайт, радио, корпоративные издания) от руководства института к его сотрудникам. Иными словами это процесс, с помощью которого руководители развивают систему предоставления информации для большего числа людей внутри организации, а также подача информации о сотрудниках института в корпоративные издания отрасли и другие предприятия. На современном этапе внутренние коммуникации призваны служить необходимым инструментом в координации деятельности всех подразделений организации для налаживания контактов внутри организации. Во внутренних коммуникациях важны суть, каналы и даже форма информации.

Внутренние коммуникации призваны помочь работнику понимать корпоративную культуру, цели и ценности. Особенно важны хорошие внутренние коммуникации в период кризиса, когда необходимо, чтобы каждый сотрудник не просто подчинялся указаниям сверху и выполнял инструкции, но мог действовать самостоятельно, имея в виду общую ситуацию и выгоду всего предприятия. Результаты работы служб внутренних коммуникаций ежегодно отражаются в результатах исследования вовлеченности на предприятиях Госкорпорации «Росатом».

Фактически, отделы внутренних коммуникаций предприятий призваны стать модераторами взаимодействий между руководством и сотрудниками. Эти отделы отвечают за поддержание в рабочем состоянии определенного количества каналов коммуникации, например, таких, как внутренний веб-сайт, собрания (в т.ч. Дни информирования), конференции, корпоративная пресса и непериодические печатные материалы, внутренняя e-mail-рассылка, доски объявлений, информационные панели.

Передача информации на предприятии всегда должна стоять на первом месте, точно так же, как и проблема, ставшая приоритетной в процессе планируемых изменений. Есть два основных процесса, которые, в том числе, определяют потоки передачи информации в организации – целеполагание и обратная связь. Задача руководства предприятия и управляющих компаний обеспечить целеполагание и постановку задач сотрудникам. При этом обязателен параллельный процесс – обратная связь от подчиненных к высшему звену руководства.

Согласно исследованиям компании International Survey Research, неформальные каналы связи являются главным источником информации для 68% служащих государственных учреждений и 65% сотрудников компаний высоких технологий. Чаще всего сотрудники получают важную информацию об изменениях в своей организации в процессе неформального общения со своими коллегами. Именно в этих моментах от работы служб внутренних коммуникаций зависит многое. Например, в АО «ГНЦ НИИАР» был реализован ряд инструментов для управления неформальной передачей информации. На внутреннем сайте был создан форум «Площадка обсуждений», который направлен на создание обратной связи между руководством и сотрудниками института. Форум подразумевает несколько тем, возможность публиковать свои вопросы и мнения как зарегистрированный пользователь, так и анонимно. Проект решил ряд актуальных вопросов, в частности необходимость создания новой парковки, контроля питания в столовой института, время прохода через проходную промплощадки и др.

Для поддержания общего корпоративного духа на портале института был создан специальный раздел, на котором ежемесячно публиковались интервью с сотрудниками предприятия. Каждый материал сопро-

вождался фотографиями, аудиосюжетом с радио института. Героями рубрики стало 12 человек разных должностей, возрастов и профессий. Часть материалов также была освещена в городской и отраслевой газетах. Систематически управлением внутренних и внешних коммуникаций института проводятся фото-конкурсы и викторины, результаты которых публикуются на внутреннем сайте, организуются выставки. В преддверии 70-летия Победы был реализован проект «Я помню, я горжусь» (радио, сайт) – цикл интервью с ветеранами предприятия - участниками Великой Отечественной войны, рассказы самих сотрудников об истории своей семьи в годы войны. На внешнем сайте института была создана галерея с портретами и краткой биографией более чем ста участников войны – бывших сотрудников предприятия.

Несмотря на повышенное внимание к проблеме внутренних коммуникаций проблемы существуют. Барьерами в передаче информации можно считать искажение сообщений, информационные перегрузки и неудовлетворительная структура информации.

Подводя итоги, следует отметить следующее на предприятиях Госкорпорации «Росатом» с советских времен, существует множество барьеров для бесперебойной передачи информации, начиная от позиционной роли руководителей среднего звена и заканчивая манипуляциями, борьбой за статус и власть; во взаимодействии внутренних коммуникаций со специалистами по управлению персоналом и адекватном использовании функциональных обязанностей и других инструментов, регламентирующих процессы мотивации сотрудников, зависит снятие коммуникационных и информационных барьеров.

Атомная отрасль имеет стратегическое значение для развития страны, поэтому построение качественной системы внутренних коммуникаций имеет особенное значение. Взаимодействие сотрудников и руководства, подразделений, предприятий между собой является гарантом развития атомной промышленности и ее безопасности.

Список литературы

1. Все о внутренних коммуникациях. Сост. Анна Несмеева. М.: ИД «МедиаЛайн», Альпина Паблишер. 2013. 240 с. - серия «Корпоративные коммуникации».
2. Мандрова Н.А. Обзор практики внутренних коммуникаций // Интернет-проект «Энциклопедия маркетинга», 1998-2015. [Электронный ресурс]. URL: <http://www.marketing.spb.ru/lib-around/socio/intercommunication.htm> (дата обращения: 11.02.2015).
3. Книга по внутренним коммуникациям // Сайт MMU Business School, 2008-2015 - 29 с. [Электронный ресурс]. URL: http://www.mmu-bs.com/media/protected/modules/%D0%92%D0%BD%D1%83%D1%82%D1%80%D0%B5%D0%BD%D0%BD%D0%B8%D0%B5_%D0%BA%D0%BE%D0%BC%D1%83%D0%BD%D0%B8%D0%BA%D0%B0%D1%86%D0%B8%D0%B8.pdf (дата обращения: 12.02.2015).

СОДЕРЖАНИЕ

ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ.....	5
ПРОСТРАНСТВЕННЫЕ ИЗМЕРЕНИЯ ПРИ ПРОИЗВОДСТВЕ ОБОРУДОВАНИЯ ДЛЯ АЭС ..	5
СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ МОРСКИХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК С ПОМОЩЬЮ СИСТЕМ ПАССИВНОГО ОТВОДА ТЕПЛОТЫ.....	6
АНАЛИЗ СОДЕРЖАНИЯ ЭЛЕМЕНТОВ В ТЕПЛОНОСИТЕЛЕ ПЕРВОГО КОНТУРА МЕТОДОМ АТОМНО-ЭМИССИОННОЙ СПЕКТРОМЕТРИИ С ИНДУКТИВНО-СВЯЗАННОЙ ПЛАЗМОЙ.....	7
ОПТИМИЗАЦИЯ ОПЕРАЦИИ МЕСТНОЙ ТЕРМООБРАБОТКИ ЗАМЫКАЮЩЕГО КОЛЬЦЕВОГО ШВА ПАРОГЕНЕРАТОРА.....	9
ПОВЫШЕНИЕ КОЭФФИЦИЕНТА ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ТЕПЛА ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ЗА СЧЁТ ТРАНСПОРТА ОТРАБОТАННОГО ТЕПЛА УДАЛЕННЫМ ПОТРЕБИТЕЛЯМ	10
СТРАХОВАНИЕ УНИКАЛЬНЫХ ЯДЕРНЫХ ОБЪЕКТОВ.....	11
ОПРЕСНИТЕЛЬНЫЕ УСТАНОВКИ В ПРОЕКТЕ БЛОКОВ АЭС ВВЭР-ТОИ.....	13
РАЗРАБОТКА СИСТЕМ РЕГУЛИРОВАНИЯ КИСЛОРОДНОГО ПОТЕНЦИАЛА В ТЖМТ ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ КОРРОЗИОННОЙ СТОЙКОСТИ СТАЛЕЙ. СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ.....	14
ХИМИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ КАЧЕСТВА КОРРОЗИОННЫХ СРЕД АВТОКЛАВНЫХ КОМПЛЕКСОВ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ КОРРОЗИОННЫХ И КОРРОЗИОННО-МЕХАНИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ.....	16
РАЗВИТИЕ ПРОЕКТА РУ БН-1200 В ОБЕСПЕЧЕНИЕ УЛУЧШЕНИЯ ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ	17
РАСЧЕТ И ОПТИМИЗАЦИЯ ПРОЦЕССА ПЛАЗМЕННОЙ УТИЛИЗАЦИИ ИЛОВЫХ ОТЛОЖЕНИЙ БАСЕЙНОВ-ХРАНИЛИЩ ЖРО	19
АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ СИСТЕМА КОНТРОЛЯ УПЛОТНИТЕЛЬНЫХ ПОВЕРХНОСТЕЙ ГЛАВНОГО РАЗЪЕМА РЕАКТОРА.....	22
ПУТИ СОЗДАНИЯ ПЕРСПЕКТИВНЫХ ТЕХНИЧЕСКИХ СРЕДСТВ ОПЕРАТИВНО-ДИСПЕТЧЕРСКОГО УПРАВЛЕНИЯ ЭНЕРГОБЛОКА АЭС ПРОЕКТА ВВЭР-ТОИ.....	22

ПРЕОБРАЗОВАНИЕ НИЗКОПОТЕНЦИАЛЬНОГО ТЕПЛА В ЭЛЕКТРОЭНЕРГИЮ	24
МОДЕРНИЗАЦИЯ ПРОЦЕССА ПРИВАРКИ 110Х ШВОВ К КОРПУСУ ПАРОГЕНЕРАТОРА ПГВ-1000.....	26
ИСПАРИТЕЛЬНОЕ, СУХОЕ И КОМБИНИРОВАННОЕ ОХЛАЖДЕНИЕ ЛАЭС2. ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ.....	27
НОВЫЕ МЕТОДЫ ПОЛУЧЕНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА, ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ И ИММОБИЛИЗАЦИИ РАО	29
УЛЬТРАЗВУКОВОЙ КОНТРОЛЬ РАСХОДОВ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ И ПЕРЕМЕЩЕНИЙ ВНУТРИКОРПУСНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ ПАРОГЕНЕРАТОРА ПРИ ПУСКОНАЛАДОЧНЫХ ИЗМЕРЕНИЯХ НА АЭС.....	31
ПРОЕКТИРОВАНИЕ ОБЪЕКТОВ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ И ПРОИЗВОДСТВО СТРОИТЕЛЬНЫХ РАБОТ	32
СРАВНЕНИЕ ПОДХОДОВ К ОБЕСПЕЧЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ РОССИЙСКИХ И ЗАРУБЕЖНЫХ НОРМАТИВОВ НА ПРИМЕРЕ ВВЭР-ТОИ	32
СРАВНЕНИЕ ПОДХОДОВ К ОБЕСПЕЧЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ РОССИЙСКИХ И ЗАРУБЕЖНЫХ НОРМАТИВОВ НА ПРИМЕРЕ ВВЭР-ТОИ. КОНЦЕПЦИЯ ГЛУБОКО ЭШЕЛОНИРОВАННОЙ ЗАЩИТЫ	34
ИССЛЕДОВАНИЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ ЧАСТОТНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ ДЛЯ ЭНЕРГОЕМКОГО ОБОРУДОВАНИЯ АЭС.....	34
НОВЫЕ РЕШЕНИЯ ПО ПОДКРАНОВЫМ МЕТАЛЛОКОНСТРУКЦИЯМ ДЛЯ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ КРУГОВОГО КРАНА ГЕРМОЗОНЫ.....	35
АРМОБЛОКИ С НЕСЪЕМНОЙ СТАЛЕФИБРОБЕТОННОЙ ОПАЛУБКЕЙ ПРИ СТРОИТЕЛЬСТВЕ АЭС (ТЕЗИСЫ ДОКЛАДА).....	37
ОХЛАЖДЕНИЕ ПОМЕЩЕНИЙ АЭС БУШЕР-2 В ПЕРИОД МОНТАЖА ОБОРУДОВАНИЯ И ПУСКО-НАЛАДОЧНЫХ РАБОТ	38
КОНЦЕПЦИЯ ТРЕХКОНТУРНОЙ АС С СВБР-100.....	39
ВЛИЯНИЕ ДИАГРАММЫ БЕТОНА «Σ-Е» НА РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА ЖЕЛЕЗОБЕТОННОГО ЭЛЕМЕНТА ПО НЕЛИНЕЙНОЙ ДЕФОРМАЦИОННОЙ МОДЕЛИ	40
ВЕРОЯТНОСТНЫЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ ВТОРОГО УРОВНЯ ВВЭР-ТОИ.....	43

ПАДЕНИЕ БОЛЬШОГО КОММЕРЧЕСКОГО САМОЛЕТА НА ЗДАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС. СЦЕНАРИИ ВЗРЫВА И ГОРЕНИЯ ТОПЛИВА	43
СОКРАЩЕНИЕ НЕСООТВЕТСТВИЙ ПРИ ВВОДЕ В ЭКСПЛУАТАЦИЮ ЭНЕРГООБЛОКОВ АЭС	44
УЧЁТ ОПЫТА ПРОВЕДЕНИЯ ГИДРАВЛИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ ОБОРУДОВАНИЯ И ТРУБОПРОВОДОВ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ СИСТЕМ В ПРОЦЕССЕ ЭКСПЛУАТАЦИИ В ПРОЕКТАХ СОВРЕМЕННЫХ АЭС	45
МЕТОДИКА АНАЛИЗА ЗАПРОЕКТНЫХ АВАРИЙ ДЛЯ БАЛАКОВСКОЙ АЭС	46
ВЫБОР И ОБОСНОВАНИЕ КОНСТРУКТИВНОГО ИСПОЛНЕНИЯ ЗДАНИЙ ТУРБИН АЭС	47
ПРОЕКТ ГРАДИРЕН ДЛЯ АЭС «РУППУР».....	49
IT-ТЕХНОЛОГИИ В ПРОЕКТИРОВАНИИ И ПРОИЗВОДСТВЕ	51
УПРАВЛЕНИЕ ИСПОЛНИТЕЛЬНОЙ ДОКУМЕНТАЦИЕЙ НА ПЛОЩАДКЕ СООРУЖЕНИЯ РОАЭС	51
ИНФОРМАЦИОННАЯ СИСТЕМА ПОРТАЛ ПОДДЕРЖКИ ПУСКОНАЛАДОЧНЫХ РАБОТ	52
ПРОГРАММНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС ИНФОРМАЦИОННОЙ ПОДДЕРЖКИ ОПЕРАТИВНОГО ПЕРСОНАЛА ПЭУ СТЕНДОВОЙ ЯЭУ	53
РАЗВИТИЕ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНОГО ЦЕНТРА АО «АТОМПРОЕКТ». РАЗРАБОТКА И ВНЕДРЕНИЕ СУПЕРЭВМ SETUS II.....	54
АКТУАЛЬНЫЕ ВОПРОСЫ ИНФОРМАЦИОННО-АНАЛИТИЧЕСКОГО ОБЕСПЕЧЕНИЯ В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ. СОЗДАНИЕ ОБЩЕРОССИЙСКОГО РЕЕСТРА ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ.....	55
АВТОМАТИЗАЦИЯ РАСЧЁТОВ ЗУБЧАТЫХ ПЕРЕДАЧ ЦЕНТРИФУГ АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ.....	57
ИСПОЛЬЗОВАНИЕ СИСТЕМЫ ДИСТАНЦИОННОГО ОБУЧЕНИЯ «ПРОФЕССИОНАЛ».....	59
ПРИМЕНЕНИЕ ОПТИЧЕСКОГО КОМПЛЕКСА ИЗМЕРЕНИЙ ПОВЕРХНОСТНОЙ ДЕФОРМАЦИИ VIS-3D ПРИ ИСПЫТАНИИ ГИБКИХ МЕХАНИЧЕСКИХ ОПОР БЛАНКЕТА ИТЭР	60
БАЗА ВЕРИФИКАЦИОННЫХ ДАННЫХ ПО РЕЗУЛЬТАТАМ ИСПЫТАНИЙ СТЕНДОВЫХ УСТАНОВОК НИТИ ИМ. А.П. АЛЕКСАНДРОВА.....	62

TASK MANAGER. СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ ЗАДАНИЯМИ.....	63
РАСЧЕТНЫЙ КОД ЭЛЕКТРОТЕХНИЧЕСКИХ СИСТЕМ «РЭЛЕКС».....	64
РАЗРАБОТКА РАСЧЕТНОЙ ПРОГРАММЫ ВЯТКА	65
ТЕХНОЛОГИЯ MULTI-D. РАЗРАБОТКА И ОПЫТ ВНЕДРЕНИЯ НА ПЛОЩАДКАХ СООРУЖЕНИЯ ОБЪЕДИНЕННОЙ ИНЖИНИРИНГОВОЙ КОМПАНИИ АО «НИАЭП»-ЗАО «АСЭ».....	66
МОЛОДЕЖНАЯ ПОЛИТИКА	68
ОРГАНИЗАЦИЯ ПРАКТИКИ НА КАЛИНИНСКОЙ АЭС: ПРОЕКТ «8 СЕМЕСТР».....	68
ЦЕЛЕВАЯ ПРОГРАММА «МОЛОДЕЖЬ АО «ОКБМ АФРИКАНТОВ»	68
ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ МОЛОДЕЖНОЙ ОРГАНИЗАЦИИ ФГУП «ГХК» КАК ИНСТРУМЕНТ ВНЕДРЕНИЯ ЦЕННОСТЕЙ РОСАТОМА	69
ОБРАЩЕНИЕ С РАО И ОЯТ: ИННОВАЦИИ И ПЕРСПЕКТИВЫ	71
МАЛОГАБОРИТНАЯ ПЕЧЬ ДЛЯ ОСТЕКЛОВАНИЙ ВАО.....	71
АКТУАЛЬНОСТЬ СОЗДАНИЯ УНИФИЦИРОВАННОГО КОНТЕЙНЕРНОГО ХРАНИЛИЩА ОЯТ	72
ОПТИМИЗАЦИЯ СИСТЕМЫ ОБРАБОТКИ БОРОСОДЕРЖАЩИХ ВОД НА АЭС – СРЕДСТВО МИНИМИЗАЦИИ ОБЪЕМА РАО	73
НОВЫЕ МЕТОДЫ ПОЛУЧЕНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА, ПЕРЕРАБОТКИ ОЯТ И ИММОБИЛИЗАЦИИ РАО	75
БЕРЕГОВОЙ ПОСТ ЗАГРУЗКИ ОЯТ	76
ПРИМЕНЕНИЕ ПРОЕКТНОГО УПРАВЛЕНИЯ ПРИ РАЗРАБОТКЕ И АТТЕСТАЦИИ НЕРАЗРУШАЮЩИХ МЕТОДИК ИЗМЕРЕНИЯ В ОБЛАСТИ УЧЕТА И КОНТРОЛЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ	77
КОНЦЕПТУАЛЬНЫЕ И ТЕХНИЧЕСКИЕ РЕШЕНИЯ ПО СОЗДАНИЮ НА «ПО «МАЯК» УСТАНОВОК ОСТЕКЛОВАНИЙ ЖИДКИХ И ГЕТЕРОГЕННЫХ ВАО	78
КОМПЛЕКСНАЯ ПЕРЕРАБОТКА ВЫСОКОСОЛЕВЫХ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ.....	80

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ СХЕМЫ ДЕЗАКТИВАЦИИ ОТХОДОВ ПЛАТИНЫ С ЦЕЛЬЮ ВОЗВРАТА ДРАГМЕТАЛЛА В ГОСФОНД РОССИИ.....	81
МЕТОД ПЕРЕРАБОТКИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ АКТИВИРОВАННОГО ПИРОЛЮЗИТА	83
РЕАКТОР-РАСТВОРИТЕЛЬ ДЛЯ ДИОКСИДА ПЛУТОНИЯ.....	85
РИМЕНЕНИЕ СВЧ ТЕХНОЛОГИЙ ПРИ ПЕРЕРАБОТКЕ РАО НА ПРИМЕРЕ КАМЕРЫ ИГК-3	86
ВНЕДРЕНИЕ ПЕРСПЕКТИВНЫХ, ЭКОЛОГИЧЕСКИ БЕЗОПАСНЫХ И ЭКОНОМИЧЕСКИ ЭФФЕКТИВНЫХ ПОДХОДОВ В ОБЛАСТИ ОБРАЩЕНИЯ С РАО	88
БЕЗОПАСНОСТЬ И ЭФФЕКТИВНОСТЬ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ РУ РБМК-1000 НА ФГУП «ГХК».....	89
ОПЫТНО-ПРОМЫШЛЕННАЯ УСТАНОВКА КОМПАКТИРОВАНИЯ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ОТВС И ТВЭЛОВ.....	90
ПОДГОТОВКА К ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БАСЕЙНА-ХРАНИЛИЩА РАО	91
ПРОМЫШЛЕННО-ВЫПУСКАЕМЫЕ СЛАБОКИСЛОТНЫЕ КАТИОНИТЫ КАК СРЕДСТВО ОБЕСПЕЧЕНИЯ МИНИМИЗАЦИИ КОЛИЧЕСТВА ОБРАЗУЮЩИХСЯ РАО НА АЭС	93
ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ТЕМПЕРАТУРНЫХ РЕЖИМОВ ПРИ ХРАНЕНИИ ОТВС ВВЭР-1000 В НОВОМ ХРАНИЛИЩЕ ФГУП «ГХК»	94
ОКИСЛИТЕЛЬНО - СОРБЦИОННЫЙ СПОСОБ ДЕЗАКТИВАЦИИ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ	96
ПРОЕКТ ОБ УПЛОТНЕННОМ ХРАНЕНИИ ОЧЕНЬ НИЗКОАКТИВНЫХ РАДИОАКТИВНЫХ (ОНРАО) И НИЗКОАКТИВНЫХ (НАО) ТВЕРДЫХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ (ТРО) НА ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС.....	97
КОНТРОЛЬ ГЕРМЕТИЧНОСТИ ГНЕЗД ХРАНЕНИЯ ОЯТ РБМК-1000 ПРИ СУХОМ СПОСОБЕ ХРАНЕНИЯ	98
ИСПОЛЬЗОВАНИЕ СИСТЕМЫ ОТВЕРЖДЕНИЯ БЛОКА 3 ЛАЭС-2 ДЛЯ КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ ЖИДКИХ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ БЛОКОВ 3 И 4.....	102
РАСЧЕТНЫЕ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОБОРУДОВАНИЯ И КОНСТРУКЦИЙ.....	103

УРАН-ГРАФИТОВЫЕ ТОПЛИВНЫЕ ЭЛЕМЕНТЫ ДЛЯ РЕАКТОРА ИГР.....	103
РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПОЛЯ НЕЙТРОНОВ ВНУТРИ И ВНЕ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ВВЭР-1000 ПРИ АНАЛИЗЕ РАДИАЦИОННОЙ НАГРУЗКИ КОРПУСА РЕАКТОРА	105
ИСПОЛЬЗОВАНИЕ CFD КОДА ДЛЯ АНАЛИЗА ЭФФЕКТИВНОСТИ СИСТЕМЫ КОНТРОЛЯ ГЕРМЕТИЧНОСТИ ОБОЛОЧЕК ТВЭЛОВ РЕАКТОРА БН-1200	106
ПАРАЛЛЕЛЬНАЯ ВЕРСИЯ CFD МОДУЛЯ РАСЧЁТНОГО КОДА КОРСАР.....	107
ОЦЕНКА ПРОЧНОСТИ КОНСТРУКЦИЙ ПРОГРАММНО-ТЕХНИЧЕСКИХ СРЕДСТВ АСУ ТП АЭС ПРИ ДИНАМИЧЕСКОМ НАГРУЖЕНИИ	109
ОПЫТ ОСВОЕНИЯ ПРОГРАММНОГО ПАКЕТА ANSYS MULTIPHYSICS ПРИ ПРОВЕДЕНИИ СТАТИЧЕСКОГО И ДИНАМИЧЕСКОГО РАСЧЕТА ЛОПАТКИ ТУРБИНЫ.....	111
АЭРОДИНАМИЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ТРАКТОВ ПОДВОДА ПАРА ЦВД МОЩНЫХ ПАРОВЫХ ТУРБИН.....	112
РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ ДЕАЭРАТОРОВ ПОДПИТКИ И БОРНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ С НАСАДОЧНЫМИ КОЛОННАМИ.....	113
РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РУ МБИР С РАЗЛИЧНЫМИ ВИДАМИ ТОПЛИВА	115
ВЛИЯНИЕ ТОЧНОСТИ ПРЕДСТАВЛЕНИЯ УГЛОВЫХ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ НЕЙТРОНОВ НА РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ ПО ПРОГРАММЕ TDMSS.....	116
ОПРЕДЕЛЕНИЕ ИЗМЕНЕНИЯ ФИБРОБЕТОНА ПОД ДЕЙСТВИЕМ ТЕРМИЧЕСКОЙ И РАДИАЦИОННОЙ НАГРУЗКИ ПРИ ПОМОЩИ АНАЛИТИЧЕСКОЙ МОДЕЛИ.....	118
ПРИМЕНЕНИЕ СУПЕРКОМПЬЮТЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ И ТРЕХМЕРНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ДЛЯ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОГО АНАЛИЗА НЕСИМЕТРИЧНЫХ РЕЖИМОВ РАБОТЫ СУДОВЫХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК	120
ВИБРОИССЛЕДОВАНИЕ ПРИВОДОВ СУЗ.....	121
РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВВЭР-1000.....	121
РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ДЛИНЫ АНКЕРОВКИ ПРОДОЛЬНОГО СТЕРЖНЯ АРМАТУРЫ ПЕРИОДИЧЕСКОГО ПРОФИЛЯ В БЕТОНЕ.....	121

ОЦЕНКА ТОЧНОСТИ СИСТЕМЫ АВТОМАТИЧЕСКОЙ ОПТИМИЗАЦИИ ПАРАМЕТРОВ ММ РУ.....	124
КОНСТРУКТОРСКИЕ ПРОРАБОТКИ БЛОКА ЗАЩИТНЫХ ТРУБ РЕАКТОРА ВВЭР-С.....	124
МЕТОД ОПТИМИЗАЦИИ ХАРАКТЕРИСТИК СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ ЭБ ПО КРИТЕРИЮ МАКСИМИЗАЦИИ ЗАПАСОВ ДО КРИТЕРИАЛЬНЫХ ПАРАМЕТРОВ В РЕЖИМАХ ЭКСПЛУАТАЦИИ.....	125
РАСЧЕТ ВЕТРОВЫХ НАГРУЗОК НА ВНЕШнюю ПОВЕРХНОСТЬ ВЫТЯЖНОЙ БАШНИ ГРАДИРНИ МЕТОДАМИ ВЫЧИСЛИТЕЛЬНОЙ АЭРОДИНАМИКИ.....	126
ВЕРОЯТНОСТНЫЙ АНАЛИЗ ПРОЧНОСТИ СТРОИТЕЛЬНЫХ КОНСТРУКЦИЙ ЗДАНИЙ АЭС ПРИ УДАРЕ САМОЛЕТА.....	128
АСУ ТП В АТОМНОЙ ОТРАСЛИ	130
ТРЕБОВАНИЯ К УПРАВЛЯЮЩИМ СИСТЕМАМ, ВАЖНЫМ ДЛЯ БЕЗОПАСНОСТИ, В СООТВЕТСТВИИ С НАХОДЯЩИМИСЯ В РАЗРАБОТКЕ ФЕДЕРАЛЬНЫМИ НОРМАМИ И ПРАВИЛАМИ	130
МОДЕРНИЗАЦИЯ КОНСТРУКЦИИ СЕКЦИИ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ	130
«АВТОМАТИЗИРОВАННАЯ СИСТЕМА УПРАВЛЕНИЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИМИ ПРОЦЕССАМИ ПРОИЗВОДСТВА «W-ЭХЗ»	132
ПОДСИСТЕМА КОНТРОЛЯ СИНХРОНИЗМА ГАЗОВЫХ ЦЕНТРИФУГ	133
СОВМЕЩЕННАЯ КОНСТРУКЦИЯ ШКАФА ЭЛЕКТРОПИТАНИЯ АРМАТУРЫ С МИКРОПРОЦЕССОРНЫМИ МОДУЛЯМИ	135
МОДЕРНИЗАЦИЯ ПТС ДЛЯ ПТК ВУ АСУ ТП АЭС.....	136
РЕКОНСТРУКЦИЯ, МОДЕРНИЗАЦИЯ И ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПРЕДПРИЯТИЙ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ	138
БИЛИБИНСКАЯ АЭС:КРИТИЧЕСКИЙ МОМЕНТ ДЛЯ ПРИНЯТИЯ РЕШЕНИЯ О ЗАМЕЩАЮЩИХ МОЩНОСТЯХ.....	138
РАЗРАБОТКА АЛГОРИТМОВ ВЫБОРА ТЕХНОЛОГИЙ ДЕЗАКТИВАЦИИ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК	139
ОСОБЕННОСТИ ТЕХНОЛОГИИ ОБРАБОТКИ ДЕТАЛЕЙ ИЗ СИЛИЦИРОВАННОГО ГРАФИТА НА СОВРЕМЕННОМ ОБОРУДОВАНИИ	141

ЭФФЕКТИВНОСТЬ ЧАСТОТНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ ЦИРКУЛЯЦИОННЫХ НАСОСОВ КОЛЬСКОЙ АЭСМ.....	143
ИССЛЕДОВАНИЕ СПОСОБА РЕГУЛИРОВАНИЯ АЭС С СИСТЕМОЙ АККУМУЛИРОВАНИЯ ТЕПЛОВОЙ ЭНЕРГИИ ПРИ УЧАСТИИ ЭНЕРГООБЛОКА В РЕГУЛИРОВАНИИ ЧАСТОТЫ ТОКА В СЕТИ В РЕЖИМЕ РАЗРЯДКИ АККУМУЛЯТОРОВ ТЕПЛОВОЙ ЭНЕРГИИ.....	144
РЕАЛИЗАЦИЯ ПРОЕКТА МОКС-ТОПЛИВО	146
РАЗРАБОТКА, ИЗГОТОВЛЕНИЕ И ПОСТАВКА НЕСТАНДАРТИЗИРОВАННОГО ОБОРУДОВАНИЯ УПП.....	146
ТЕКУЩЕЕ СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ НОРМАТИВНОЙ БАЗЫ ПО ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ОБЪЕКТОВ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ.....	148
РАБОТА С ОБЩЕСТВЕННОСТЬЮ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ...150	
ОСОБЕННОСТИ ФУНКЦИОНИРОВАНИЯ ВНУТРЕННИХ КОММУНИКАЦИЙ НА ПРЕДПРИЯТИЯХ АТОМНОЙ ОТРАСЛИ (НА ПРИМЕРЕ АО «ГНЦ НИИАР»).....	150