

7. *Dinadis N.* Ecological interface design for a power plant feedwater subsystem / N. Dinadis, K.J. Vicente // IEEE Transactions on nuclear science. - 1996. – V. 43. – P. 266 – 277.
8. *Beltracchi L.* An OLE interface concept for Rankine cycle-based heat engines / L. Beltracchi // Computer-based human support systems: technology, methods and future: Proc. ANS topical meeting, Philadelphia, PA, 25 – 29 June 1995. – LaGrange Park, IL: ANS Inc., 1995. – P. 129 – 134.
9. *Pirus D.* Functional HSI for computerized operation / D. Pirus // Nuclear plant instrumentation, controls, and human-machine interface technologies: Proc. 4th International topical meeting NPIC & HMIT 2004, Columbus, HO, 19 – 22 Sept. 2004. – La Grange Park, IL: ANS Inc., 2004. – P. 1165 – 1172.
10. *Rothrock L.* Review and reappraisal of adaptive interfaces: toward biologically inspired paradigms / L. Rothrock [et al.] // Theoretical issues in ergonomics science. - 2002. – № 3 (1). – P. 47 – 84.
11. *Kuznetsov V.P.* Implementation of operator support system for equipment configuration monitoring / V.P. Kuznetsov, V.A. Stebenev, A.F. Terekhov // Nuclear plant instrumentation, controls and human-machine interface technologies: Proc. 7th International topical meeting on NPIC & HMIT 2009, Knoxville, TN, 5 – 9 Apr. 2009. – La Grange Park, IL: ANS Inc., 2009. – P. 2043 – 2052.
12. *Голиков Ю.А.* Психология автоматизации управления техникой / Ю.А. Голиков, А.Н. Костин. – М.: ИП РАН, 1996. – 160 с.
13. *Венда В.Ф.* Системы гибридного интеллекта: эволюция, психология, информатика / В.Ф. Венда. – М.: Машиностроение, 1990. – 448 с.

Надійшла до редакції 03.06.2013 р.

УДК 621.039.536.2

РАЗРАБОТКА, РАСЧЕТНОЕ И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ СИСТЕМЫ УДЕРЖАНИЯ РАСПЛАВА И ОХЛАЖДЕНИЯ КОРПУСА РЕАКТОРА ДЛЯ АЭС С РУ ВВЭР-600

**В.Я. Беркович, М.А. Быков, М.П. Никитенко, С.И. Пантюшин,
С.И. Асадский, Д.О. Веселов, Е.А. Фризен, Ю.А. Безруков, Е.В. Хорев,
Р.М. Следков, В.В. Пажетнов, А.Е. Четвериков, В.П. Семишкин, Н.В. Букин**

ОАО Опытное конструкторское бюро «ГИДРОПРЕСС», г. Подольск, Россия

Рассмотрены основные результаты научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по разработке, расчетному и экспериментальному обоснованию системы удержания расплава и охлаждения корпуса реактора при тяжелых запроектных авариях для базового проекта АЭС средней мощности – ВВЭР-600. Приведены основные проектные и конструкторские решения, с учетом которых выполнены расчетные исследования с использованием современных расчетных кодов и методик. Представлены основные результаты ранее выполненных экспериментальных работ, а также перспективные направления исследований.

Введение

Удержание расплава внутри корпуса реактора является важнейшей составляющей стратегии управления тяжелыми авариями как для эксплуатируемых, так и для вновь проектируемых реакторов с водой под давлением. За рубежом и в России была обоснована

вана концепция внешнего охлаждения корпуса для реактора ВВЭР-440 АЭС «Ловииза» в Финляндии, для реакторов нового поколения AP-600, AP-1000 фирмы «Вестингауз» (США), проекта российского реактора нового поколения ВВЭР-640. Также были применены технические решения по организации наружного охлаждения корпуса для сохранения его целостности для АЭС «Пакш» в Венгрии. Прорабатывается вопрос принятия такого решения для АЭС «Дукованы» и АЭС «Моховце».

С учетом современных тенденций по реализации внутрикорпусного удержания расплава для АЭС средней мощности в проекте базового энергоблока с реакторной установкой средней мощности - ВВЭР-600 было заложено решение [1], в соответствии с которым обеспечивается удержание расплава в корпусе реактора в ходе тяжелых за-проектных аварий (с плавлением топлива). В рамках выполняемых исследований должен быть обоснован отказ от необходимости применения вне реакторного устройства локализации расплава (УЛР), которое стало обязательным элементом АЭС в современных проектах ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200, что позволит сократить капитальные затраты и сроки возведения энергоблока.

Предложения по удержанию расплава для АЭС с РУ ВВЭР-600 базируются на идее, что при условии наружного охлаждения нижней части корпуса реактора возможно остановить проплавление корпуса реактора и удержать расплавленные материалы активной зоны и внутрикорпусных устройств (ВКУ) в его пределах. Основное внимание при оценке возможности удержания расплава уделяется вопросу сохранения целостности нижней части корпуса, подвергающейся значительным термомеханическим и тепловым нагрузкам, характерным для тяжелых аварий. Эффективный отвод тепла от поверхности корпуса реактора обеспечивается контуром естественной циркуляции в режиме пузырькового кипения.

Постановка цели научной работы

Применение концепции внутрикорпусного удержания расплава обладает рядом существенных преимуществ по сравнению с использованием вне реакторных устройств локализации расплава (УЛР), прежде всего, с точки зрения снижения стоимости энергоблока и сроков возведения (уменьшение высоты здания контейнента на ~ 8 м). Ожидается, что при его использовании произойдет увеличение эксплуатационных затрат. Имеются также некоторые неопределенности и нежелательные последствия в результате выхода кориума за пределы третьего физического барьера безопасности (корпуса реактора).

Обоснованный отказ от вне реакторных устройств локализации расплава приводит к уменьшению номенклатуры требуемого оборудования, снижению затрат на транспортировку и монтаж оборудования, уменьшению размеров контейнента и, соответственно, снижению количества расходуемого бетона и металла, а также к снижению эксплуатационных расходов, а также повышает уровень безопасности энергоблока.

Целью работы является обоснование применения системы удержания расплава и охлаждения корпуса реактора при тяжелых за-проектных авариях для базового проекта АЭС средней мощности – ВВЭР-600. Для достижения поставленной цели в работе решены следующие задачи:

- рассмотрены общие подходы и требования к системе;
- проанализированы условия, выполнение которых необходимо обеспечить для реализации удержания разрушенной активной зоны внутри корпуса реактора в случае тяжелой аварии с плавлением активной зоны;
- выделены укрупненные расчетно-экспериментальные задачи;
- проведено расчетное и экспериментальное обоснование системы.

Разработка системы СУРОК для ВВЭР-600

В 2008 г. в ОКБ «ГИДРОПРЕСС» начата разработка проекта двухпетлевой маневренной РУ ВВЭР-600 на базе оборудования и технологии ВВЭР-1200. Проект АЭС с РУ ВВЭР-600 создается в целях включения в линейку мощностей АЭС энергоблока мощностью 600 МВт электрических на базе основного оборудования АЭС-2006 (ЛАЭС-2). АЭС с ВВЭР-600 может быть востребована как источник энергии в региональных энергосистемах, а также в системах с ограниченными возможностями по резервированию мощностей. В условиях потери электроснабжения эффективный отвод тепла от активной зоны осуществляется в течение 72 часов. В случае плавления активной зоны предусматриваются меры по внутрикорпусному удержанию расплава. Проектом заложены требования по обеспечению безопасности на уровне поколения «3+».

Для обеспечения внутрикорпусного удержания расплава для проекта АЭС с РУ ВВЭР-600 разрабатывается система удержания расплава и охлаждения корпуса реактора (СУРОК). Система предназначена для управления и смягчения тяжелых запроектных аварий с плавлением активной зоны. Перечень режимов, в которых требуется введение системы СУРОК в действие, определен на основании детерминистического и вероятностного анализа безопасности, выполненного для проекта-предшественника АЭС-2006. При обосновании системы СУРОК использованы материалы НИОКР, выполненные по проектам-предшественникам. Система СУРОК соответствует схемным, режимным и конструкторским решениям по энергоблоку РУ ВВЭР-600. Назначенный срок службы системы удержания расплава составляет 60 лет в режиме ожидания, 10 лет – в режиме удержания.

За 2009 - 2012 годы ОКБ «ГИДРОПРЕСС» и НИЦ «Курчатовский институт» (НИЦ КИ) при разработке технического проекта базового энергоблока АЭС с РУ ВВЭР-600 была обоснована возможность удержания расплава активной зоны в корпусе реактора при тяжелой запроектной аварии. Проведен обзор существующих проектов по удержанию расплава в корпусе реактора для АЭС средней мощности, предложены конструкторские и технологические решения по системе удержания расплава и охлаждения корпуса реактора, представлены результаты теплогидравлических и термомеханических расчетов для обоснования возможности удержания расплава активной зоны в корпусе реактора ВВЭР-600. Подготовлены требования и технические задания для первоочередных экспериментальных исследований. Полученные результаты легли в основу технического проекта системы [2 - 4].

К настоящему времени разработаны основные системы и технологические решения, в том числе схемно-режимные решения, базирующиеся на следующих проектных основах:

- удержание расплава активной зоны и внутрикорпусных устройств внутри корпуса реактора обеспечивается за счет внешнего охлаждения корпуса реактора водой (в режиме развитого пузырькового кипения с обеспечением запаса до кризиса), при этом залив корпуса реактора водой снаружи до необходимого уровня обеспечивается за счет конструкции герметичной оболочки, строительных конструкций и оборудования шахты реактора;

- обеспечивается поступление воды для залива корпуса реактора снаружи из максимального количества различных источников, имеющихся в наличии (в зависимости от сценария аварии) – из главного циркуляционного контура, из гидроемкостей САОЗ и СПЗАЗ, из шахт ревизии ВКУ, от источников за пределами герметичной оболочки;

- подача воды к корпусу реактора осуществляется из прямков боксов парогенераторов по каналам, ведущим в прямок бетонной шахты; движение воды при охлаждении корпуса восходящее, в режиме естественной циркуляции;

- отвод пара осуществляется через каналы в оборудовании шахты реактора в боксы ПГ и далее в пространство под куполом герметичной оболочки, где он должен конденсироваться на теплообменных поверхностях СПОТ ГО (система пассивного отвода тепла от герметичного объема) и стекать самотеком в приемки боксов парогенераторов;
- проектные решения исключают осаждение борной кислоты на поверхностях, формирующих канал охлаждения корпуса реактора;
- необходимый уровень воды в баках СПОТ (расположенных за пределами ГО) поддерживается за счет работы средств управления запроектной аварией в течение продолжительного времени (не менее 14 суток);
- элементы СУРОК, а также смежные системы оснащены контрольно-измерительными приборами (КИП), необходимыми для контроля и управления ЗПА (запроектными авариями) с плавлением активной зоны;
- включение системы удержания расплава в состав проекта энергоблока и РУ не приводит к ухудшению эксплуатационных характеристик (КИУМ, коэффициент готовности, затраты времени и дозозатраты при ТОиР), увеличению тепловых потерь с оборудования;
- система не препятствует работе штатных вентиляционных каналов в бетоне шахты и проходу охлаждающего воздуха между теплоизоляцией корпуса и металлоконструкцией сухой защиты.

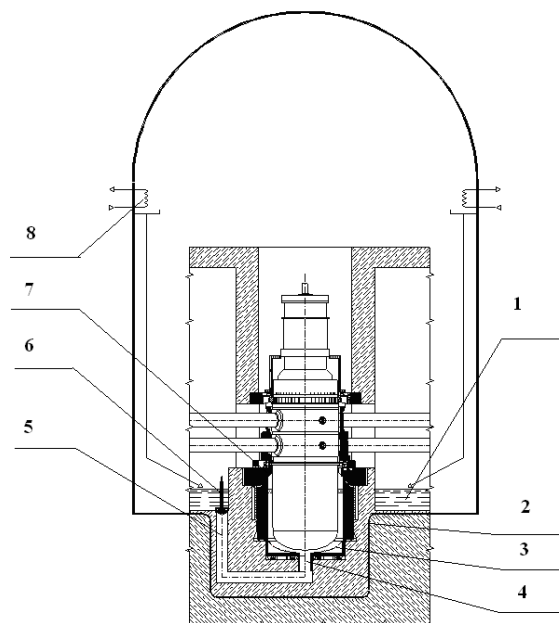


Рис. 1. Принципиальная схема СУРОК для РУ ВВЭР-600: 1 – аварийный бассейн; 2 – контур герметизации; 3 – подреакторная металлоконструкция; 4 – приемок под корпусом реактора; 5 – каналы для подвода охлаждающей воды (минимум два); 6 – запорные элементы водяных каналов; 7 – каналы для отвода пара; 8 – система пассивного отвода тепла от ГО

В режиме нормальной эксплуатации, в режимах с нарушением нормальной эксплуатации, в аварийных режимах (ПА и ЗПА без плавления активной зоны) с течью первого контура без потери электроснабжения СУРОК не функционирует, а находится в режиме ожидания.

При переходе аварии в тяжелую стадию оператором (с БЩУ/РЩУ (блочный или резервный щит управления АЭС) или из обслуживаемых помещений реакторного отделения) система СУРОК приводится в действие в режим внутрикорпусного удержания расплава. Принципиальная схема размещения и функционирования системы СУРОК для РУ ВВЭР-600 изображена на рис. 1.

Сформированы общие требования к внешним системам и требования к условиям запуска системы в работу. Для полноценного функционирования системы необходимы конструкторские и технологические проработки организации – Генерального проектировщика АЭС (система отвода тепла от ЗО, размещение элементов СУРОК в помещениях шахты бетонной реактора, обеспечение электропитания).

Расчетное обоснование системы СУРОК для ВВЭР-600

Для реализации (посредством наружного охлаждения корпуса реактора) удержания разрушенной активной зоны внутри корпуса реактора в случае тяжелой аварии с плавлением активной зоны необходимо обеспечить выполнение следующих условий:

– внутрикорпусное давление реактора должно быть низким (обеспечивается управлением аварией при плотном первом контуре, включая аварии с малыми течами, или является следствием исходного события при средних или больших течах теплоносителя);

– шахта реактора должна быть затоплена достаточным количеством воды (определяется конструкторскими и проектными решениями);

– в рамках пассивных мер защиты должен быть создан контур естественной циркуляции охлаждающей воды (обеспечивается конструкцией шахты реактора). Контур должен быть рассчитан таким образом, чтобы тепловой поток от расплава на внутреннюю стенку корпуса реактора снимался в режиме пузырькового кипения воды на наружной стенке корпуса. При этом тепловой поток от расплава на стенку корпуса реактора должен быть ниже критического теплового потока.

В решении проблемы удержания в тяжелой аварии кориума внутри корпуса ВВЭР-600 можно выделить 6 крупных расчетно-экспериментальных задач:

1) рассмотрение процессов охлаждения активной зоны в течение 24 часов аварии (или 72 часов в зависимости от окончательного выбора и конфигурации пассивных систем безопасности) и дальнейшей деградации, включая плавление, после прекращения подачи воды в корпус реактора;

2) изучение вопросов формирования ванны расплава и взаимодействия кориума со сталью корпуса;

3) исследование внешнего охлаждения корпуса реактора при условиях высоких тепловых потоков и трехмерных тепловых и теплогидравлических эффектов;

4) построение связанных зависимостей тепловых процессов в расплаве, корпусе, в том числе плавления стенки, и в контуре внешнего охлаждения, а также в помещении контаймента;

5) изучение вопросов высокотемпературного деформирования и повреждения материала стенки корпуса и построение предельных состояний в целях сохранения целостности корпуса;

6) исследования параметров теплоносителя в контуре циркуляции в режиме отвода тепла от корпуса реактора.

Все указанные задачи решает ОКБ «ГИДРОПРЕСС». В аналитическом решении второй, третьей и четвертой задачи принимает участие НИЦ КИ. Расчетные анализы первой, второй, третьей и четвертой задач проводятся с использованием кода СОКРАТ [5 - 6], разработанного в ИБРАЭ РАН. Для решения пятой задачи используется код MSC.MARC [7], шестой – расчетный код КОРСАР/ГП [8].

В техническом задании на систему СУРОК для ВВЭР-600 выставлены требования к составу работ по расчетному обоснованию системы в объеме технического проекта. Для выбора определяющих аварий проводится анализ документации по вероятностному анализу безопасности для запроектных аварий, приводящих к плавлению топлива. Для определяющих режимов проводятся расчеты тяжелых аварий, включая анализы процесса плавления активной зоны и определение характеристик расплава (от момента исходного события).

С использованием вышеуказанных материалов проводятся расчеты тепловых нагрузок на корпус реактора, контура циркуляции теплоносителя, термомеханики (вклю-

чая параметрический анализ деформирования и повреждения корпуса реактора для оценки целостности корпуса реактора), критичности расплавленных материалов активной зоны, перемещения и выхода продуктов деления - распределения концентрации борной кислоты по контуру циркуляции охлаждающей воды.

С учетом имеющихся неопределенностей в расчетных моделях, а также возможных изменений конфигурации систем безопасности и оборудования в рамках проекта ВВЭР-600 выбраны следующие консервативные допущения, используемые в качестве исходных данных для расчетов:

- время функционирования пассивных систем безопасности – 24 ч с исходного события – «Большая течь (Ду850) теплоносителя первого контура в сочетании с полным обесточиванием АЭС»;
- выход расплава на днище реактора принимался мгновенным (после окончания работы пассивных систем безопасности), что создает более жесткие условия по удержанию расплава по сравнению с длительным периодом времени выхода;
- при моделировании механизма деградации постулируется полное расплавление (100 %) топлива в активной зоне и частичного плавления элементов активной зоны и ВКУ;
- конструкционные и технологические решения по улучшению теплосъема с внешней поверхности корпуса реактора не моделировались.

Для анализа тепловых нагрузок совместно с НИЦ КИ разработана и используется методика для проведения расчетов с использованием модуля HEFEST (в составе аттестованного расчетного кода СОКРАТ/В1).

Выполнен комплексный анализ тепловых нагрузок, включающий в себя расчетный анализ:

- влияния степени окисления циркония и массы расплава;
- влияния параметров теплоносителя на наружной поверхности корпуса реактора;
- с наиболее неблагоприятными сочетаниями компонент расплава.

По итогам анализа получено, что тепловые потоки на стенку корпуса реактора не превышают критических значений, вычисленных, исходя из предположения о пузырьковом режиме кипения. Остаточная толщина стенки корпуса реактора составляет не менее 37 мм (рис. 2 и 3), а максимальная температура стенки корпуса реактора превышает температуру теплоносителя не более чем на 30 °С. Более подробные результаты анализа тепловых нагрузок представлены в [4, 9 - 11].

Результаты теплогидравлического расчета контура циркуляции теплоносителя при отводе тепла от внешней поверхности корпуса реактора при стационарных условиях для различных моментов тяжелой аварии с расплавлением активной зоны и попаданием расплава на внутреннюю поверхность корпуса реактора показывают, что при принятых исходных данных по конструкции подводящего канала (см. рис. 1) и тепловым нагрузкам на корпус реактора надежное охлаждение наружной поверхности корпуса реактора (без его проплавления) обеспечивается охлаждающей водой, циркулирующей по контуру циркуляции (кризис теплоотдачи отсутствует во всех точках корпуса реактора).

Минимальное значение коэффициента запаса до кризиса теплоотдачи с использованием различных зависимостей для расчета критического теплового потока (методика Теофануса [12] и Сулацкого [13]) составляет, соответственно, 1,53 и 1,58. Более подробные результаты и методика представлены в [14].

Однако необходимо учитывать то, что определяющим с точки зрения обоснования системы выбран вариант расчета, при котором реализуются наиболее неблагоприятные условия по тепловым нагрузкам на корпус реактора, а следовательно, запасы до кризиса теплоотдачи будут выше.

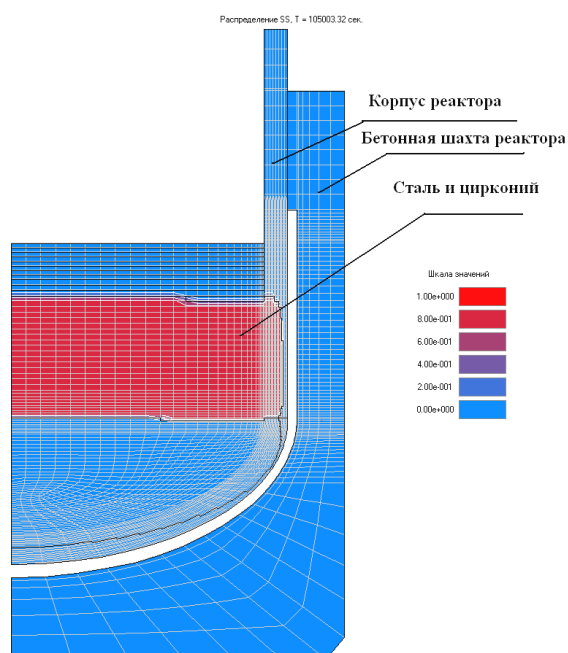


Рис. 2. Распределение металлической составляющей (сталь и цирконий) расплава на днище корпуса реактора

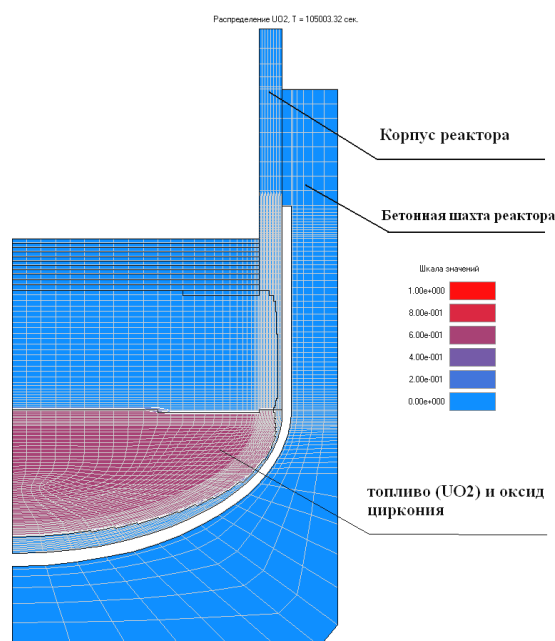


Рис. 3. Распределение оксидной составляющей (топливо UO_2 и оксид циркония) расплава на днище корпуса реактора

Для увеличения запаса до кризиса теплоотдачи выполнены конструкторские работы и аналитические оценки возможной интенсификации теплообмена на наружной поверхности корпуса реактора. Наиболее перспективным и легко реализуемым способом интенсификации теплоотдачи между наружной поверхностью корпуса реактора и охлаждающей водой признано повышение скорости движения потока охлаждающей среды созданием профилированного кольцевого зазора между корпусом реактора и подреакторной металлоконструкцией (см. рис. 1). Данный способ легко реализуем для АЭС с РУ ВВЭР и исследуется для зарубежных проектов АЭС водо-водяного типа (в частности, серия ULPU). Основные результаты исследований серии ULPU представлены в [15].

С использованием полученных расчетных данных по тепловым нагрузкам на корпус реактора выполнены расчеты напряженно-деформированного состояния корпуса реактора при длительном удержании расплава. Из результатов параметрического анализа температурных полей и напряженно-деформированного состояния корпуса реактора следует, что сквозного проплавления корпуса не происходит и не происходит разрушения корпуса в результате термической ползучести при обеспечении коэффициента теплоотдачи снаружи корпуса выше $1500 \text{ Вт}/(\text{м}^2 \cdot \text{К})$. При этом перепад давления на стенке корпуса должен быть не более 1 МПа, что в соответствии с технологическими решениями по системе СУРОК должно обеспечиваться мерами по управлению авариями. Более подробные результаты и методика расчета представлены в [11].

Расчетные оценки критичности расплава активной зоны реактора ВВЭР-600 на различных стадиях аварии, проведенные по программному комплексу САПФИР-2006, на основе результатов расчетов тепловых нагрузок на корпус реактора показали, что расплав на днище корпуса реактора глубоко подкритичен (даже при условии нахождения над уровнем расплава дистиллированной воды).

Экспериментальное обоснование системы СУРОК для ВВЭР-600

При разработке и расчетном обосновании системы СУРОК для ВВЭР-600 был проведен обзор экспериментальных работ, выполненных в России и за рубежом, конструкторских проработок по реакторам средней мощности и расчетных исследований, посвященных концепции удержания расплава кориума внутри корпуса реактора [16]. Проанализированы результаты экспериментальных исследований по наружному охлаждению днища корпуса, относящихся к реакторам ВВЭР и PWR. Исследования были проведены на моделях различного масштаба, вплоть до натурального. Наиболее консервативная оценка критического теплового потока (КТП) с поверхности корпуса реактора реализуется при использовании корреляции Ченга [14]. В [14] рассмотрены также менее консервативные оценки КТП по методикам Сулацкого и Теофануса. Даже исходя из консервативной оценки корреляции Ченга, можно сказать, что для реакторной установки ВВЭР-600 обеспечивается бескризисное охлаждение корпуса реактора при затоплении шахты водой в случае тяжелой аварии с расплавлением активной зоны. Данное обстоятельство было подтверждено результатами расчетов (см. раздел «Расчетное обоснование...»).

Проанализированы конструктивные решения, использованные при проектировании систем для внутрикорпусного удержания расплава для реакторов ВВЭР-440, ВВЭР-640, АР-600. Проанализировано описание физических процессов и явлений, сопровождающих тяжелые аварии с расплавлением активной зоны реактора типа ВВЭР. Проанализировано поведение РУ ВВЭР-440/1000/1200/ТОИ в характерных тяжелых авариях. Обобщены сведения об исследованиях по взаимодействию кориума с корпусом реактора и реализации концепции удержания кориума внутри корпуса реактора в проектах РУ средней мощности. Рассмотрены расчетные оценки процессов в напорной камере реактора (НКР) и характеристик кориума при тяжелой аварии для ВВЭР-440, ВВЭР-1200 и ВВЭР ТОИ (с точки зрения предельных тепловых нагрузок на корпус реактора в ходе тяжелых аварий).

Важным моментом в проведении работ по обоснованию удержания расплава в корпусе реактора являются экспериментальные исследования. Современные подходы к использованию результатов экспериментальных исследований позволяют проводить верификацию численных методов и моделей для последующего проведения численных экспериментов.

По итогам расчетных и аналитических работ был выявлен ряд направлений, по которым требуются дополнительные исследования и НИР и ОКР:

- испытания образцов корпусной стали при температурах выше 500 °С для получения механических и теплофизических свойств;
- исследования стендовых моделей корпуса в условиях тяжелой аварии как с охлаждением водой наружной части корпуса, так и без нее;
- «сквозные» расчеты протекания тяжелой аварии в связанной постановке задач теплогидравлики, плавления элементов активной зоны и термомеханики (для этого необходимо сопряжение имеющихся расчетных кодов);
- схемные и режимные решения по организации отвода тепла от внешней стенки корпуса реактора к конечному поглотителю (атмосфере);
- экспериментальные исследования по влиянию интенсификаторов теплообмена на внешней поверхности корпуса реактора;
- расчетно-аналитические и экспериментальные работы по исследованию явлений при отводе тепла от внешней поверхности корпуса реактора;

- расчетно-экспериментальные исследования кризиса теплоотдачи в охлаждающем канале, образованном наружной поверхностью корпуса реактора и его тепловой изоляцией, в целях повышения величины критической плотности теплового потока путем профилирования конфигурации канала;
- экспериментальные исследования кинетических параметров взаимодействия металлической компоненты кориума с корпусной сталью;
- экспериментальные исследования термодинамических свойств расплава металлической компоненты кориума в диапазоне степени окисления кориума 30...70 %;
- экспериментальные и расчетные исследования осаждения борной кислоты в охлаждающем канале, оценка влияния на теплоотвод;
- комплекс экспериментальных исследований на базе НИТИ им. А.П. Александрова для верификации расчетных средств и методик, включающих в себя следующие направления:
 - 1) взаимодействие субокисленного расплава с корпусом (эвтектическое плавление);
 - 2) распределение остаточного энерговыделения в оксидной и металлической фазах расслоенного расплава;
 - 3) оценка влияния окислительной среды (пар) на свойства металлического (с U и Zr) и субокисленного оксидного расплава, в том числе в динамике, при замещении нейтральной атмосферы паровой;
 - 4) термодинамика и состав слоев расплава (возможность инверсии);
 - 5) коррозия стали корпуса в контакте с расплавом при двухслойной структуре ванны с верхним расположением металлического слоя в паровой атмосфере;
 - 6) выход продуктов деления из расплава.

Для основных исследований разработаны технические требования и задания, адаптированные под имеющуюся стендовую базу.

С учетом полученных экспериментальных данных потребуется дополнительная доработка и верификация расчетных кодов и методик, что является задачей дальнейшего исследования.

Выводы

С учетом современных тенденций по реализации внутрикорпусного удержания расплава для АЭС средней мощности в проекте базового энергоблока с реакторной установкой средней мощности ВВЭР-600 заложено концептуальное решение, в соответствии с которым обеспечивается удержание расплава в корпусе реактора в ходе тяжелых запроектных аварий с плавлением топлива. Обоснован отказ от необходимости применения УЛР, которое стало обязательным элементом АЭС в современных проектах ВВЭР-1000, ВВЭР-1200 и ВВЭР ТОИ, что позволяет сократить капитальные затраты и сроки возведения энергоблока.

На основании выполненных расчетов, технологических и конструкторских решений для РУ ВВЭР-600 обоснована возможность реализации концепции удержания расплава в корпусе реактора. Комплекс расчетных анализов, выполненных с использованием современных российских расчетных кодов, подтвердил (с учетом ранее выполненных работ для реакторов средней мощности ВВЭР-440 и ВВЭР-640), что ни один из критериев удержания расплава в корпусе реактора (целостность корпуса, критический тепловой поток) не нарушен и имеется определенный запас при реализации удержания расплава в корпусе реактора.

В целях снижения неопределенности и консерватизма в расчетах для реализации в проектах РУ ВВЭР (как в РУ ВВЭР-600, так и для других проектов технологии ВВЭР) системы удержания расплава и охлаждения корпуса реактора необходимо продолжить исследования по следующим направлениям:

- исследования способов интенсификации теплообмена на внешней поверхности корпуса;
- определение физических и механических свойств корпусной стали при высоких температурах;
- исследования эффектов, возникающих в стесненных каналах при отводе тепла от внешней поверхности корпуса;
- теплогидравлические исследования теплоотдачи на поверхности корпуса реактора;
- комплекс стендовых экспериментов для верификации расчетных методик и кодов.

Внедрение концепции удержания расплава в корпусе реактора для РУ ВВЭР средней и большой мощности будет способствовать повышению конкурентоспособности технологии ВВЭР на Российском и зарубежных рынках за счет снижения стоимости энергоблока и соблюдению, в том числе, рекомендаций МАГАТЭ и EUR по сохранению целостности корпуса реактора при тяжелых авариях.

РОЗРОБКА, РОЗРАХУНКОВЕ Й ЕКСПЕРИМЕНТАЛЬНЕ ОБГРУНТУВАННЯ СИСТЕМИ УТРИМАННЯ РОЗПЛАВУ І ОХОЛОДЖЕННЯ КОРПУСУ РЕАКТОРА ДЛЯ АЕС З РУ ВВЕР-600

В.Я. Беркович, М.А. Биков, М.П. Никитенко, С.І. Пантюшин С.И. Асадський, Д.О. Веселов, Е.О. Фрізен, Ю.О. Безруков, Є.В. Хорьов, Р.М. Слєдков, В.В. Пажетнов, О.Є. Четвериков, В.П. Семишкін, М.В. Букін

Розглянуті основні результати науково-дослідних і дослідно-конструкторських робіт з розробки, розрахункового й експериментального обґрунтування системи затримання розплаву і охолодження корпусу реактора при важких запроектних аваріях для базового проекту АЕС середньої потужності – ВВЕР-600. Приведені основні проектні і конструкторські рішення, з урахуванням яких виконані розрахункові дослідження з використанням сучасних розрахункових кодів і методик. Надані основні результати раніше виконаних експериментальних робіт, а також перспективні напрямки досліджень.

DESIGN, CALCULATION and EXPERIMENTAL JUSTIFICATION of the REACTOR VESSEL MELTING and COOLING RETENTION SYSTEM for NPP WITH RP WWER-600

V. Berkovich, M. Bykov, M. Nikitenko, S. Pantyushin, S. Asadskiy, D. Veselov, E. Frizen, Yu. Bezrukov, E. Khorev, R. Sledkov, V. Pazhetnov, A. Chetverikov, V. Semishkin, N. Bukin

The basic research and development (R&D) results concerning the design, calculation and experimental justification of «Reactor vessel cooling and melt retention system» under severe beyond design-basis accidents for the reference project of medium-power NPP - WWER-600 have been considered. The key design and engineering solutions were given, their taking into account enabled to calculate and research using the up-to-date computer codes and methods. Basic results of the calculations carried out earlier as well as advanced trends of research were given.

Список использованных источников

1. Рыжов С.Б. Новые проекты реакторных установок ВВЭР средней мощности / С.Б. Рыжов [и др.] // Сб. тр. конф. «Ядерная энергетика и обеспечение безопасности (NPES-2009)» - г. Ереван, 26 - 29 мая 2009. – С. 1 - 28.
2. Pantyushin S.I. Development of the reactor vessel cooling and melt retention system in case of severe beyond design-basis accidents for NPP with WWER-600 RP and WWER-TOI RP / S.I. Pantyushin [et al.] // Сб. тр. 7-й МНТК «Обеспечение безопасности АЭС с РУ ВВЭР». – Подольск: ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2011. – С. 1 - 11.
3. Пантюшин С.И. Разработка системы удержания расплава и охлаждения корпуса реактора для АЭС с РУ ВВЭР-600 и РУ ВВЭР ТОИ / С.И. Пантюшин, М.А. Быков, В.А. Мохов // Сб. тр. конф. «Молодежь ЯТЦ-2010: наука, производство, экологическая безопасность». - Северск, 2010. – С. 158 - 173.
4. Пантюшин С.И. Разработка и расчетное обоснование Системы удержания расплава и охлаждения корпуса реактора для РУ ВВЭР-600 и РУ ВВЭР ТОИ: Годовой отчет об основных науч.-техн. работах ОКБ «ГИДРОПРЕСС» за 2011 г. / С.И. Пантюшин [и др.] // Науч.-техн. и рекламный сб. - Подольск, 2012. - № 12. – С. 119 - 124.
5. Bolshov L. SOCRAT – The System of Codes for Realistic Analysis of Severe Accidents / L. Bolshov, V. Strizhov // Proceedings of ICAPP '06 - Reno, NV USA - Paper 6439 - 2006. – P. 1 - 20.
6. Пантюшин С.И. Опыт выполнения анализов тяжелых аварий РУ ВВЭР с использованием кода СОКРАТ/В1: Годовой отчет об основных науч.-техн. работах ОКБ «ГИДРОПРЕСС» за 2009 г. / С.И. Пантюшин [и др.] // Науч.-техн. и рекламный сб. - Подольск, 2010. - № 10. – С. 133 - 139.
7. MSC.Marc. Volume A. Theory and User Information // MSC. Software GmbH. - Version 2005. – 813 с.
8. Василенко В.А. Теплогидравлический расчетный код КОРСАР. Состояние разработки и опыт применения / В.А. Василенко, Ю.А. Мигров, Ю.Г. Драгунов, М.А. Быков // Сб. тр. 3-й МНТК «Обеспечение безопасности АЭС с РУ ВВЭР». – Подольск: ОКБ «ГИДРОПРЕСС», 2003. – Т. 5. - С. 204 - 212.
9. Пантюшин С.И. Оценка тепловых нагрузок на корпус реактора при тяжелых авариях РУ ВВЭР-600 и РУ ВВЭР ТОИ: Годовой отчет об основных науч.-техн. работах ОКБ «ГИДРОПРЕСС» за 2010 г. / С.И. Пантюшин, Ю.С. Сорокин, Н.В. Букин // Науч.-техн. и рекламный сб. - Подольск, 2011. - № 11. – С. 115 - 119.
10. Zvonarev Yu. Benchmarking between ASTEC and SOCRAT Simulations of In-Vessel Corium Retention Process in a VVER-type Reactor / Yu. Zvonarev [et al.] // Proceedings of the 4th ASTEC User's Club Meeting, Cologne, Germany, October 11 - 15, 2010. – Ch.C02. – P. 1 - 20.
11. Pantyushin S.I. Consideration of a possibility for corium retention (reactor internals and core melt) in the vessel of WWER reactor with power from 600 to 1300 MW / S.I. Pantyushin [et al.] // 5th European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2012), Cologne (Germany), March 21 - 23, 2012. – Ch.2.8 - P. 1 - 13.
12. Theofanous T.G. In-Vessel Coolability and Retention of a Core Melt / T.G. Theofanous [et al.] // DOE-ID-10460, v. 1, October 1996. – USA, 1996. – P. 001 - 053.
13. Сулацкий А.А. Кризис теплообмена на наружной поверхности корпуса ВВЭР / А.А. Сулацкий, О.Д. Черный, В.К. Ефимов, В.С. Грановский // Теплоэнергетика. - 1998. – № 11. – С. 89 - 114.

14. *Хорев Е.В.* Расчетный анализ контура естественной циркуляции теплоносителя в проблеме надежного охлаждения корпуса реактора ВВЭР-600 при тяжелых запроектных авариях с расплавлением активной зоны: Годовой отчет об основных науч.-техн. работах ОКБ «ГИДРОПРЕСС» за 2011 г. / Е.В. Хорев, Е.М. Дамрин, Р.М. Следков // Науч.-техн. и рекламный сб. - Подольск, 2012. - № 12. – С. 104 - 109.

15. *Dinh T.N.* LIMITS OF COOLABILITY IN THE AP1000-RELATED ULPV-2400 CONFIGURATION V FACILITY / T.N. Dinh, J.P. Tu, T. Salmassi, T.G. Theofanous // 10th Int. Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-10). - 2003. – Ch. G, Sec.00407. – P. 1 - 14.

16. *Безруков Ю.А.* Аналитический обзор работ по теме «Удержание расплава в корпусе реактора ВВЭР и наружное охлаждение корпуса реактора»: Годовой отчет об основных науч.-техн. работах ОКБ «ГИДРОПРЕСС» за 2011 г. / Ю.А. Безруков [и др.] // Науч.-техн. и рекламный сб. – Подольск, 2012. - № 12. – С. 38 - 39.

Надійшла до редакції 04.06.2013 р.

УДК 621.039.56

ИССЛЕДОВАНИЕ УПРАВЛЯЕМОСТИ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА НА ОСНОВЕ АНАЛИЗА ФУНКЦИИ БЕССЕЛЯ

С.А. Качур

Севастопольский национальный университет ядерной энергии и промышленности

Исследовалась теоретическая проблема линеаризации нелинейных динамических характеристик распределенных параметров ядерного реактора при определении пространственного распределения энерговыделения на основе анализа функции Бесселя. Предложен критерий управляемости ядерного реактора в случаях быстрого роста или снижения мощности с использованием проведенного анализа.

Введение

Процессы, происходящие в ядерной энергетической установке (ЯЭУ), являются пространственно распределенным и не поддаются точному расчету [1, 2]. Несмотря на использование ЭВМ, невозможно избежать упрощений при математическом описании процессов в реакторе и ЯЭУ в целом. Проблему аналитического исследования решения нелинейных систем общего вида нельзя считать полностью решенной.

Наибольший интерес с точки зрения прогнозирования аварийных ситуаций представляет область быстрых процессов, которая определяется постоянной времени прогрева топлива и образования пара и равна десяткам секунд. Оперативность метода гармоник достаточна для идентификации деформаций энерговыделения по объему активной зоны при медленных процессах (ксеноновом отравлении реактора), но неприемлема в случае быстрых процессов (переходных процессов) [2 - 5]. Поэтому для прогнозирования аварийной ситуации, связанной с ростом реактивности, необходимо разработать оперативный метод качественного определения формы поля энерговыделения.