На правах рукописи

БЕЗЛЕПКИН Владимир Викторович

РАЗРАБОТКА ПРОБЛЕМНО-ОРИЕНТИРОВАННЫХ ПОДХОДОВ К ОБЕСПЕЧЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ НОВЫХ ПРОЕКТОВ АЭС С ВВЭР

Специальность 05.14.03 — "Ядерные энергетические установки, включая проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации"

Автореферат диссертации на соискание ученой степени доктора технических наук

САНКТ-ПЕТЕРБУРГ – 2003

Работа выполнена в Санкт-Петербургском научно-исследовательском и проектно-конструкторском институте "Атомэнергопроект".

Научный консультант — доктор техн. наук, профессор

Благовещенский Анатолий Яковлевич

Официальные оппоненты:

— доктор техн. наук, профессор

— доктор техн. наук, профессор

— доктор техн. наук, ст. науч. сотр.

Бор Станислав Михайлович; Калинин Ремос Иванович; Судаков Александр Вениаминович.

Ведущее предприятие — *Научно-исследовательский технологический институт* им. А. П. Александрова (г. Сосновый Бор)

Защита диссертации состоится 10 июня 2003 г. в 16-00 часов на заседании диссертационного совета Д 212.229.04 в Санкт-Петербургском государственном политехническом университете по адресу:

195251, Санкт-Петербург, ул. Политехническая, 29 в аудитории 411 ПГК

С диссертацией можно ознакомиться в фундаментальной библиотеке Санкт-Петербургского государственного политехнического университета.

Автореферат разослан "____ мая 2003 г.

Отзыв на автореферат, заверенный печатью учреждения, в двух экземплярах просим направить по вышеуказанному адресу на имя ученого секретаря диссертационного совета.

Факс: (812)5527684 E-mail: kg@kg1210.spb.edu

Ученый секретарь диссертационного совета

К.А.Григорьев

ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА РАБОТЫ

<u>Актуальность работы</u>. Стратегия развития топливно-энергетического комплекса России в первой половине XXI века предусматривает увеличение доли атомной энергетики в структуре генерирующих мощностей. В период 2010-2020 годов планируется ежегодный ввод в эксплуатацию АЭС суммарной установленной мощностью до 2000 МВт. Большая часть вводимых АЭС будет оснащена реакторами типа ВВЭР.

Существенно возросла потребность в повышении конкурентно способности российских проектов за рубежом. В настоящее время за рубежом строятся АЭС с реакторами ВВЭР-1000 в Китае, Иране и Индии. Российские организации участвуют в тендере на строительство АЭС в Финляндии. В ближайшей перспективе планируется участие российских проектов в тендерах на строительство АЭС в Китае, странах Восточной Европы и СНГ.

Анализ программных документов Правительства России по развитию атомной энергетики показывает, что в ближайший период необходимо решить задачу выбора и обоснования конфигураций новых проектов АЭС с ВВЭР, прежде всего, определения технических решений и мер повышающих безопасность новых проектов.

Российскими надзорными органами разработан свод нормативных документов, регламентирующих вопросы обеспечения безопасности АЭС на современном уровне понимания данной проблемы. Требования российских нормативов в целом соответствуют рекомендациям МАГАТЭ и требованиям по безопасности стран Европы и США, а в ряде случаев являются более жесткими. Нормативные документы устанавливают основные критерии, принципы и правила, которые необходимо учитывать при разработке технических средств обеспечения безопасности АЭС. Наиболее важным вопросом обеспечения безопасности АЭС с ВВЭР является удовлетворение основным критериям безопасности, главными из которых являются обеспечение заданного уровня суммарной вероятности тяжелого повреждения активной зоны и непревышение предельного аварийного выброса. Выбор конкретных путей обеспечения безопасности АЭС осуществляется разработчиком.

Решение проблемы повышения безопасности АЭС с ВВЭР может основываться на результатах разработок новых проектов АЭС российскими организациями за последние полтора десятилетия. В период после Чернобыльской катастрофы разработан ряд концептуальных проектов АЭС с ВВЭР средней и большой мощности нового поколении с повышенными характеристиками по безопасности. К проектам нового поколения средней мощности относятся АЭС с ВВЭР-640, ВПБР-600. К проектам АЭС большой мощности на базе ВВЭР-1000 относятся проекты АЭС-91/99 и АЭС-92.

На основе технических решений по обеспечению безопасности, разработанных в проектах АЭС-91/99 и АЭС-92, создаются АЭС в Китае и Индии. Опыт лицензирования этих проектов в национальных надзорных органах, результаты экспертизы МАГАТЭ имеют большое значение для выбора решений по обеспечению безопасности будущих АЭС с ВВЭР, поскольку эти рекомендации отражают мировой уровень требований к разрабатываемым проектам.

В данной работе представлены результаты исследований, выполненных автором в Санкт-Петербургском научно-исследовательском и проектно-конструкторском институте «Атомэнергопроект» (СПбАЭП) в рамках разработки проектов нового поколения АЭС с ВВЭР-640 и АЭС-91/99 с ВВЭР-1000. Эти проекты выполнялись в содружестве с ведущими организациями Минатома и Российскими научными центрами, такими как ОКБ «Гидропресс»(г. Подольск), РНЦ «Курчатовский институт» (г. Москва), НИТИ (г. Сосновый Бор), ГНЦ ФЭИ (г.Обнинск), ИБРАЭ (г. Москва).

<u>Цель работы.</u> Целью работы является анализ существующих и перспективных технических решений повышения безопасности, разработка и обоснование концептуальных подходов к повышению безопасности, разработка рекомендаций по выбору характеристик и расчету технических средств обеспечения безопасности для новых проектов АЭС с ВВЭР.

<u>Достоверность</u> основных научных положений и выводов базируется на использовании апробированных расчетных методик, подтвержденных экспериментально и опытом эксплуатации, а так же на использовании специально разработанных компьютерных программ, верифицированных для решения поставленных задач.

Научная новизна:

1. Предложены и обоснованы подходы к обеспечению выполнения требований по основным показателям безопасности АЭС с ВВЭР средней и большой мощности на основе внедрения пассивных технических средств безопасности и технических средств управления тяжелыми авариями.

2. Впервые на основе экспериментальных данных обоснованы производительность системы отвода тепла от парогенераторов (СОТ ПГ) при различных давлениях в ПГ и гидравлических характеристиках контура естественной циркуляции теплоносителя, а также устойчивость работы контура естественной циркуляции теплоносителя (ЕЦТ) в зависимости от геометрических и режимных факторов.

3. Получены рекомендации по расчету процессов теплообмена в теплообменнике аварийного расхолаживания системы пассивного отвода тепла от парогенераторов.

4. Впервые получены экспериментальные данные по устойчивости работы системы отвода тепла от защитной оболочки на различных уровнях мощности.

5. Исследованы особенности течений в сбросных горизонтальных трубопроводах системы отвода тепла, подключенных к баку отвода тепла, и даны рекомендации по исключению условий возникновения гидроударов и повышению устойчивости.

6. Выполнен расчетный анализ для решения проблемы удержания расплава активной зоны в корпусе реактора при тяжелых авариях в зависимости от уровня мощности.

7. Впервые выполнен анализ динамики взаимодействия расплава активной зоны с жертвенным материалом и формирования ванны расплава в устройстве локализации.

8. Разработана концепция и выработаны рекомендации по обеспечению водородной безопасности с учетом предложенных мер по управлению тяжелыми авариями.

9. Разработана методика расчета динамики давления в контейнменте при тяжелых авариях с учетом поведения продуктов деления.

Предмет защиты. Автор защищает:

• Рекомендации по повышению основных показателей безопасности для новых проектов АЭС с ВВЭР средней и большой мощности на основе внедрения пассивных технических средств безопасности и технических средств управления тяжелыми авариями.

• Результаты экспериментальных исследований пассивных систем отвода тепла от парогенераторов и защитной оболочки и рекомендации по замыкающим соотношениям для расчетных кодов.

• Результаты расчетно-экспериментального исследования гидродинамики и теплообмена в горизонтальных трубах и системах бак-труба.

• Результаты расчетного анализа удержания расплава активной зоны в пределах корпуса реактора при тяжелых авариях для АЭС с ВВЭР различной мощности.

• Концепцию устройства удержания расплава в пределах шахты реактора и расчетный анализ динамики взаимодействия расплава активной зоны с жертвенным материалом и формирования ванны расплава.

• Концепцию обеспечения водородной безопасности АЭС большой мощности при тяжелых авариях и рекомендации по проектированию системы подавления водорода на основе пассивных каталитических рекомбинаторов.

• Методику и результаты расчетов процессов нагружения защитной оболочки АЭС с ВВЭР-1000 при тяжелых авариях.

Практическая ценность работы. Предложены обоснованные рекомендации по повышению безопасности, реализованные в конкретных проектах АЭС с ВВЭР средней и большой мощности. Эти же рекомендации будут реализованы во вновь проектируемых АЭС.

<u>Личный вклад автора</u>. Автор в течение длительного периода принимал непосредственное участие в формировании научно-концептуальных положений по обеспечению безопасности проектов АЭС с ВВЭР-640 в г. Сосновый Бор и Тяньваньской АЭС с ВВЭР-1000 в Китае, в разработке технических средств безопасности и расчетно-экспериментальных исследованиях в их обоснование. Как исполнитель, а затем как руководитель участвовал на всех этапах работ, положенных в основу представленной диссертации.

Апробация работы. Основные результаты работы докладывались автором на научно-технических конференциях и семинарах, в том числе: междунар. конф. "Теплофизика-95" (Обнинск, 1995); науч.-практич. семинар "Вопросы безопасности АЭС с ВВЭР" (С-Петербург, 2000); междунар. конф. "Теплофизика-2001" (Обнинск, 2001); II Всерос. науч.-технич. конф. "Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР" (Подольск, 2001); междунар. семинар по управлению тяжелыми авариями на АЭС (Цурцах, Швейцария, 2001); совещ. рабочей группы Европейского Комитета по безопасности АЭС "EUROCORE" (Гренобль, Франция, 2002); EUROCOURSE-2003 "CORIUM" (Экс-Эн-Прованс, Франция, 2003).

<u>Публикации.</u> По теме диссертации опубликовано 42 статьи.

<u>Структура и объем диссертации.</u> Диссертация состоит из введения, четырех глав, заключения, списка литературы из 250 наименований; содержит 350 страниц текста, в том числе 36 рисунков, 30 таблиц.

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении кратко обоснована актуальность темы диссертационной работы и сформулированы ее основные цели. Показано, что перед атомной энергетикой России стоит задача наращивания мощностей и существенного увеличения выработки электроэнергии. За период до 2020 года выработку электроэнергии на атомных станциях предполагается увеличить в 2,5 раза и довести до 330 млрд. кВт·час. Наряду с выполнением требований по повышению экономичности необходимо обеспечить высокий уровень безопасности новых проектов АЭС.

После нескольких крупных аварий на АЭС доверие населения к атомной энергетике было подорвано. Надзорные органы России и многих стран пересмотрели требования по обеспечению безопасности АЭС в сторону их ужесточения. В последние годы МАГАТЭ выпустило ряд документов регламентирующих вопросы безопасности АЭС не только рекомендательного характера, но и имеющих нормативный статус. По основным показателям безопасности для новых проектов АЭС устанавливаются следующие критерии:

• суммарная частота плавления активной зоны 10⁻⁵ соб./(реак. год);

• частота превышения предельного выброса из контейнмента должна быть как минимум на порядок ниже.

Для удовлетворения ужесточающимся требованиям по безопасности на перспективу и учитывая необходимость обеспечения конкурентоспособности на мировом рынке, следует значительно перекрывать указанные показатели.

В период до 2020 года предполагается ввод АЭС в основном с реакторами ВВЭР. Установки с реакторами данного типа обладают свойствами самозащищенности от реактивностных аварий и возможности отвода тепла при естественной циркуляции теплоносителя, что создает необходимые предпосылки для создания на базе ВВЭР усовершенствованных АЭС.

<u>В первой главе</u> приведен анализ развития международных требований по безопасности АЭС и эволюции основных показателей безопасности АЭС с ВВЭР.

Рассмотрено в исторической перспективе формирование принципов и требований по безопасности АЭС. Представлено развитие принципов безопасности и рекомендаций по обеспечению безопасности в документах МАГАТЭ. Рассмотрен современный уровень требований и подходов к проектированию АЭС и требования EUR.

Произведена количественная оценка безопасности АЭС с ВВЭР на основе данных, полученных при выполнении вероятностных анализов безопасности АЭС 1-4 поколений. Были проанализированы опубликованные результаты ВАБ Кольской АЭС (блок 1), Южно-Украинской АЭС (блок 1), Калининской АЭС (блок 1,3), Ново-Воронежской АЭС (блоки 3-5), Балаковской АЭС (блоки 1-5), АЭС «Куданкулам», Ростовской АЭС (блок 1).

С целью определения наиболее перспективных направлений повышения безопасности новых проектов выполнен обзор усовершенствованных проектов АЭС с легководными реакторами. Выявлены общие тенденции в развитии концепций безопасности новых АЭС. В качестве наиболее характерных решений для АЭС средней и большой мощности рассмотрены концепции проектов АР-600 и EPR.

Выполненный анализ литературных источников позволяет сделать вывод о том, что в настоящий период повысились требования к обеспечению безопасности АЭС. Несмотря на то, что по оценке специалистов МАГАТЭ риск для населения от АЭС значительно ниже риска от многих видов промышленности и транспорта, чтобы получить доверие населения необходимо значительно увеличить показатели безопасности новых АЭС.

Для удовлетворения этим требованиям в ближайшей перспективе для новых проектов потребуется обеспечить непревышение уровня суммарной частоты плавления активной зоны 10⁻⁶/(реакт.·год) (по крайней мере, по внутренним исходным событиям). Частота предельного выброса должна быть как минимум на порядок ниже.

Сравнительная оценка безопасности действующих АЭС с ВВЭР показала несоответствие уровня их безопасности перспективным требованиям. Большой вклад в частоту плавления активной зоны дают невыполнение функций безопасности и человеческий фактор. В связи с этим для новых проектов АЭС с ВВЭР поставлены цели достижения указанных выше или еще более высоких показателей безопасности. Предварительная оценка безопасности проекта АЭС «Куданкулам» показывает, что намеченные показатели безопасности могут удовлетворить возрастающим требованиям, но для окончательных выводов необходимо завершение обоснования проекта и рассмотрение результатов финального лицензирования.

Основным принципом обеспечения безопасности является глубокоэшелонированная защита. Обеспечение безопасности достигается за счет создания барьеров на пути распространения радиоактивных продуктов деления и принятия комплекса мер по сохранения целостности этих барьеров и обеспечения определенных уровней безопасности.

Усовершенствование проектов АЭС осуществляется по двум направлениям: создание эволюционных проектов и создание инновационных проектов. Инновационные проекты характеризуются кардинальными изменениями по отношению к традиционным решениям и требуют создания пилотных установок. Новые проекты АЭС с ВВЭР относятся к эволюционным проектам.

Наиболее эффективными путями решения проблемы повышения безопасности эволюционных проектов являются:

повышение надежности выполнения функций безопасности;

• принятие мер по управлению тяжелыми авариями с целью защиты контейн-мента.

Надежное выполнение функций безопасности обеспечивается за счет резервирования и разнопринципности в системах, выполняющих функции безопасности. В случае применения на АЭС пассивных систем в сочетании с активными системами можно ожидать лучших показателей по вероятности плавления активной зоны.

Поскольку требуется обеспечить частоту аварийного выброса как минимум на порядок меньше по сравнению с частотой плавления активной зоны необходимо принимать специальные меры по защите контейнмента. Прежде всего, необходимо проектными мерами практически исключить явления, которые могут представлять серьезную опасность для контейнмента, такие как сценарии плавления при высоком давлении, паровые взрывы внутри контейнмента, взаимодействие расплава активной зоны с бетоном фундаментной плиты.

Важным моментом концепции защиты контейнмента является концепция локализации расплава активной зоны при тяжелых авариях. В проекте может быть предусмотрена локализация расплава в корпусе реактора или в специальном устройстве, расположенном в контейнменте. Данная концепция должна быть согласована с концепцией повышения надежности функций безопасности.

В соответствии с современными требованиями проект АЭС должен разрабатываться с учетом мер по управлению авариями. При этом требуется использование реалистических оценок и расширенное использование вероятностных методов.

<u>Во второй главе</u> рассмотрены современные методы и проблемы обоснования безопасности АЭС.

Для обоснования безопасности АЭС на современном уровне необходимо применение совершенной методологии обоснования. В работе рассмотрено основное содержание детерминистического и вероятностного подходов. Отмечается необходимость сочетания этих методов при обосновании проектов. Для обоснования проектов на современном уровне подчеркивается необходимость использования при проектировании АЭС не только результатов вероятностного анализа безопасности (ВАБ-1), но и результатов ВАБ-2.

Рассмотрено современное состояние расчетных компьютерных программ (кодов), и определены направления их улучшения и развития. Основной акцент делается на теплогидравлический анализ процессов в условиях проектных и тяжелых аварий. Рассмотренные коды могут быть разделены по их назначению: реакторные теплогидравлические коды, контейнментные коды и тяжелоаварийные коды. Сформулированы основные задачи, стоящие перед разработчиками кодов. Необходимо обеспечить улучшение точности моделирования оборудования в нештатных ситуациях, например, в пульсационных режимах работы реактора и/или при принятии мер по смягчению последствий аварий. Необходимо достоверно моделировать такие физические явления, как естественная конвекция, термическая стратификация, транспорт бора, гидродинамика потока при срабатывании систем безопасности, перенос неконденсирующихся газов и теплообмен в присутствии неконденсирующихся газов. Новые разработки должны быть верифицированы на результатах, полученных в ходе проведения исследований по международным программам и учитывать весь накопленный опыт решения данных проблем. Для кодов улучшенной оценки требуется проведение анализа влияния неопределенностей на результаты расчета. Создаваемые или модифицируемые коды должны быть ориентированы на задачи по обоснованию безопасности новых проектов АЭС.

В настоящее время для обоснования безопасности реакторной установки предпочтительным является использование кодов улучшенной оценки. В России для реализации такого подхода для расчета тяжелых аварий реакторных установок (РУ) с реакторами ВВЭР создается комплексный расчетный комплекс ASTRA, в рамках которого предполагается интеграция тяжелоаварийного кода РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ с контейментным кодом КУПОЛ и радионуклидными пакетами.

Рассмотрены основные принципы создания и обоснования пассивных систем безопасности для АЭС нового поколения. Основным назначением таких систем является: снижение давления в реакторе в случае аварий с малыми течами из первого контура или с сохранением его целостности, отвод остаточного тепловыделения от активной зоны (АЗ), отвод тепла от защитной оболочки (ЗО).Работа пассивных систем безопасности основана только на использовании «природных сил», таких как гравитация, обеспечивающая ЕЦТ, энергия сжатых газов и т.п.

Рассмотрены способы обеспечения безопасности в зарубежных проектах АЭС нового поколения. Для отвода тепла от АЗ при сохранении целостности первого контура в данных проектах используются либо специальные теплообменники, соединенные с первым контуром и расположенные в объемах воды внутри ЗО, либо отвод тепла через парогенераторы (ПГ) со стороны второго контура. Данные системы работают на естественной циркуляции теплоносителя и используются также для первоначального снижения давления в первом контуре.

Для снижения давления в корпусе реактора также предусмотрены системы автоматического сброса давления со специальными клапанами. Для отвода тепла от A3 при авариях с большими течами используется залив A3 водой из различных источников внутри 3О: баков подпитки, гидроемкостей, топливного бассейна и.т.п. Залив A3 водой из указанных источников осуществляется под действием силы тяжести без использования активных элементов.

На поздней стадии аварии с потерей теплоносителя, после опорожнения баков запаса воды, подающих воду в реактор, в ряде проектов предусмотрено затопление околореакторного пространства в нижней части контейнмента. При этом уровень во-

ды находится выше горячих патрубков реактора, что обеспечивает дальнейший залив АЗ. Генерируемый в реакторе пар поступает в контейнмент и конденсируется на его внутренних стенках в результате работы пассивной системы отвода тепла от ЗО.

Охлаждение ЗО с внешней стороны в зарубежных проектах осуществляется, как правило, естественной циркуляцией воздуха в зазоре между внутренней и внешней ЗО.

Учитывая, что при работе компонентов пассивных систем безопасности имеют место низкие скорости теплоносителя, малые перепады давления и низкое давление, для обоснования систем необходимо проведение экспериментальной оценки адекватности расчетных кодов, использованных при выполнении анализа безопасности. Все эксперименты можно разделить на три основных типа: локальные эксперименты по обоснованию отдельных компонентов систем, интегральные эксперименты по обоснованию систем в целом и эксперименты по обосснованию вновь созданных конструкций.

Результаты локальных экспериментов используются для доработки соответствующих моделей и замыкающих соотношений в расчетных кодах, а цель интегральных экспериментов - продемонстрировать, что расчетные коды могут объединять в достаточной мере различные модели компонентов систем. Важно отметить, что ни один из интегральных экспериментов при обосновании проектов, как правило, не рассматривается как прямая демонстрация действия пассивной системы безопасности, поскольку на каждой экспериментальной установке существуют определенные искажения в масштабировании. Поэтому эксперименты проводятся, в основном, для верификации и валидации расчетных кодов, используемых при анализе безопасности.

Рассмотрено влияние масштабного фактора в проблеме обоснования пассивных систем безопасности. С этой целью использована методика, позволяющая разделить аварию на фазы, основываясь на компонентах, которые вступают в действие по мере развития аварии с указанием исходного и завершающего события. Данная методика позволяет определить процессы и параметры, важные при работе той или иной системы безопасности, и оценить, насколько данные, полученные на экспериментальных установках с тем или иным коэффициентом масштабирования, применимы для верификации расчетных кодов и анализа работы натурной системы.

Представлен обзор явлений, которые могут представлять угрозу целостности защитной оболочке при тяжелых авариях. Отмечается, что ЗО является последним барьером на пути распространения радиоактивных продуктов деления. Поэтому в проектах практически должен быть исключен отказ контейнмента. Для этого должны быть предусмотрены меры по усилению конструкции и/или должны быть исключены наиболее опасные явления. К таким явлениям относятся: сценарий плавления активной зоны при высоком давлении, и, как следствие, прямой нагрев контейнмента; паровые взрывы при взаимодействии расплава активной зоны с теплоносителем; детонация водорода. Подчеркивается, что применительно к эволюционным проектам полностью исключить угрозы раннего и позднего разрушения контейнмента практически невозможно. В связи с этим требуется определенный набор средств для обеспечения целостности контейнмента. Наиболее реальными угрозами являются: проплавление расплавом активной зоны бетонного основания контейнмента, горение водорода в больших объемах и превышение допустимого давления при длительном нагружении за счет выбросов массы и энергии пара и газов. <u>В третьей главе</u> приведено обоснование применения пассивных систем для повышения безопасности АЭС средней мощности.

Концепция обеспечения безопасности АЭС с ВВЭР-640.

В соответствии с принципом глубокоэшелонированной защиты АЭС на пути распространения радиоактивных материалы установлены физические барьеры. Система барьеров АЭС с ВВЭР-640 включает в себя:

- топливную матрицу;
- оболочки тепловыделяющих элементов (твэл);
- границу контура теплоносителя, охлаждающего активную зону;
- систему герметичных ограждений.

Для обеспечения эффективной защиты барьеров АЭС с ВВЭР-640 предусматривается четыре уровня защиты АЭС.

• *Первый уровень* — нормальная эксплуатация (выработка электроэнергии, перегрузка топлива, проведение ремонтов и т.п.)

- Второй уровень нарушения нормальной эксплуатации (аварийные ситуации)
- Третий уровень проектные аварии
- Четвертый уровень запроектные аварии

Предотвращение повреждения защитных барьеров и удержание установки на проектных (1-3) уровнях безопасности выполняют защитные и локализующие системы безопасности.

Минимальная вероятность перехода на четвертый уровень достигается путем применения пассивных защитных систем безопасности в сочетании с активными системами. Защитные системы безопасности построены с учетом принципов единичного отказа, независимости, разнообразия и резервирования.



Рис. 1. Барьеры, предотвращающие выход продуктов деления в окружающую среду

Принципиальная схема систем важных для безопасности АЭС с реактором ВВЭР-640, представлена на Рис. 2.



Рис. 2. Принципиальная схема важных для безопасности систем АЭС с реактором ВВЭР-640

Для аварийного охлаждения активной зоны используется следующий комплекс систем:

- система гидроемкостей системы аварийного охлаждения зоны (САОЗ);
- система баков САОЗ;
- система аварийного разуплотнения первого контура;
- система пассивного отвода тепла через парогенераторы (СПОТ ПГ);
- система аварийной подпитки первого контура.

Локализующие системы безопасности, предназначенные для предотвращения или ограничения распространения выделяющихся при авариях радиоактивных веществ в окружающую среду, состоят из:

- стальной оболочки;
- системы пассивного отвода тепла от стальной защитной оболочки (СОТ 3О);
- системы изолирующих устройств, герметичных проходок и шлюзов;
- системы пассивных каталитических рекомбинаторов водорода.

Принципы обеспечения безопасности при запроектных авариях Предусмотренные меры по управлению запроектными авариями практически исключают наиболее опасные явления:

- плавление активной зоны при высоком давлении;
- прямой нагрев контейнмента;
- паровые взрывы при взаимодействии расплава с теплоносителем.
 Для исключения повреждения ЗО предусмотрены следующие меры:

• Обеспечена возможность удержания расплава в корпусе реактора путем охлаждения теплоносителем с внешней стороны.

• Предусмотрена система пассивных каталитических дожигателей водорода.

Все элементы ЗО рассчитаны на условия тяжелых аварий, протекающих по сценарию низкого давления.

Представлены результаты исследований, выполненных в обоснование концепции АЭС с ВВЭР-640.

На основе результатов ВАБ показано, что применение данной концепции, опирающейся на расширенное использование пассивных систем безопасности (в сочетании с активными), позволяет достигнуть требуемых показателей по вероятности плавления активной зоны. Повышение уровня безопасности достигнуто в основном за счет повышения надежности выполнения функций безопасности и снижения влияния человеческого фактора.

Расчетно-экспериментальные исследования процессов в системе пассивного отвода тепла от защитной оболочки

Для верификации расчетной программы "SPAS_AEP", экспериментальной проверки технических решений и исследования теплогидравлических процессов в системе система отвода тепла от защитной оболочки (СОТ ЗО) создан крупномасштабный стенд.

При создании стенда СОТ ЗО использовался метод объемно-мощностного моделирования. Принят коэффициент объемно-мощностного моделирования 110, пропорционально которому уменьшены объемные, расходные и мощностные параметры системы. Основные геометрические параметры, непосредственно влияющие на работу контуров ЕЦТ, и процессы теплообмена в каналах охлаждения ЗО (перепады высот контура СОТ ЗО, уровень воды в баке аварийного отвода тепла (БАОТ), высота каналов охлаждения ЗО) максимально близки к натурным. Подвод тепла к защитной оболочке имитировался электрическим нагревом.





Рис. 4 Схема КИП стенда СОТ ЗО

Рис. 3 Схема крупномасштабного стенда СОТ 30: 1-БАОТ; 2- короб-охладитель; 3- подводящий трубопровод; 4- отводящий трубопровод СОТ 30; 5- дроссельная шайба

Принципиальная схема стенда СОТ ЗО и схема измерений представлены на Рис. 3, Рис. 4.

Были исследованы отдельные локальные явления и процессы, такие как истинное объемное паросодержание в каналах охлаждения ЗО, перепад давления по длине горизонтального (отводящего) трубопровода СОТ ЗО при движении по нему пароводяной смеси, устойчивость работы контура ЕЦТ СОТ ЗО.

Результаты верификационного эксперимента на стенде СОТ ЗО представлены на Рис. 5, Рис. 6 в виде графиков изменения основных параметров контура в ходе эксперимента.





Рис. 5 Эксперимент с Nэл=60 кВт. Температура по высоте нижнего канала охлаждения ЗО

Рис. 6 Эксперимент с Nэл=60 кВт. Температура по высоте БАОТ

На основе результатов экспериментов можно сделать следующие выводы:

• принятая конструкция СОТ ЗО обеспечивает эффективный отвод тепла от гермообъема в аварийных ситуациях;

• при принятой геометрии контура имеет место устойчивая работа контура ЕЦТ без существенных низко- и высокочастотных колебаний;

• для рассматриваемой конструкции СОТ ЗО характерны низкие скорости циркуляции теплоносителя через каналы охлаждения ЗО;

• среднее по объему БАОТ значение истинного объемного паросодержания (φ) при отводе тепла от СОТ ЗО не превышает 10 %; вследствие этого физический уровень в БАОТ не увеличивается выше предельно допустимого значения;

Для исследования влияния геометрии контура СОТ ЗО на устойчивость работы системы проведены эксперименты для различных вариантов подключения к БАОТ отводящего трубопровода. Эксперименты показали возможность существования в контуре ЕЦТ низкочастотных колебаний теплогидравлических параметров. При наличии большого по высотным отметкам (2м) тягового участка (Вариант1) получены низкочастотные пульсации теплогидравлических параметров: температуры по высоте каналов; расхода теплоносителя (Рис. 7).



Рис. 7 Эксперимент СОТ ЗО (1-й вариант геометрии). Электрическая мощность, расход через контур и паросодержание в верхнем канале.



Рис. 8 Эксперимент СОТ ЗО (2-й вариант геометрии). Мощность, подведенная к каналам, расход через контур и паросодержание в верхнем канале.

Уменьшение высоты тягового участка (Вариант 2) привело к существенной стабилизации процессов (Рис. 8).

Одним из наиболее важных параметров, определяющих поведение двухфазной смеси, является истинное объемное паросодержание φ . От данного параметра в каналах охлаждения ЗО существенно зависит реализуемый движущий напор контура ЕЦТ.

Сложность расчета ϕ в рассматриваемых условиях состоит в том, что в каналах охлаждения ЗО имеют место низкое давление (P=0.1-0.2 МПа) и низкие скорости циркуляции (ρ W<100 кг/м²с).



Рис. 9 Истинное объемное паросодержание в верхней части верхнего канала охлаждения ЗО

Полученные значения ϕ как функции от приведенной скорости пара представлены на Рис. 9. Там же представлены расчетные зависимости, полученные с использованием методик различных авторов

Расчетное моделирование процессов в СОТ ЗО проводилось с использованием программы "SPAS-AEP".

Программа "SPAS-AEP" описывает нестационарную теплогидравлику контура естественной циркуляции в одноканальном приближении.

Математическое описание нестационарных теплогидравлических

процессов в каналах СОТ ЗО основывается на системе дифференциальных уравнений законов сохранения массы, импульса и энтальпии для двухфазной среды, которая была упрощена в предположении равенства давления в фазах, при следующих основных допущениях:

• скоростная неравномерность двухфазного потока учитывается в рамках модели потока дрейфа;

• характеристики паровой фазы соответствуют характеристикам на линии насыщения.

Результаты сопоставления расчетных и экспериментальных данных представлены на графиках Рис. 10, Рис. 11.



Рис. 10 Сопоставление расчетных и экспериментальных значений температуры теплоносителя на входе Т_{вх} (1) и выходе Т_{вых} (2) из короба-охладителя ЗО



Рис. 11 Сопоставление расчетных и экспериментальных значений истинного объемного паросодержания в верхней секции короба-охладителя ЗО

вверху (1) - $\phi_{\text{верх}}$ и среднее (2) - $\phi_{\text{вк}}$.

Сопоставление показывает удовлетворительное согласование расчетных и экспериментальных данных по температуре теплоносителя в каналах контура ЕЦТ и баке отвода тепла. Удовлетворительное совпадение значений объемного паросодержания подтверждает возможность применения модели потока дрейфа.

При моделировании теплогидравлических процессов на интегральных установках относительно малого масштаба невозможно воспроизвести процессы без искажения. В частности режимы течения и теплообмена в горизонтальном трубопроводе, характерные для натуры, на стенде СОТ ЗО не моделировались. Для моделирования указанных процессов выполнялось специальное исследование.

Различие температур в потоке жидкости, возникающее за счет подвода тепла, смешения потоков с различной температурой и других причин может приводить к так называемым стратифицированным течениям. Основной их особенностью является совместное существование потоков жидкости с различной температурой при относительно слабом их перемешивании. Такой характер течения обусловлен зависимостью плотности теплоносителя от температуры при соответствующем влиянии массовых сил (гравитационных, центробежных и др.).

Применительно к исследованиям работоспособности СОТ ЗО вопросы стратификации и смешения теплоносителя являются актуальными по следующей причине. В определенных условиях в трубопроводах возможно одновременное существование недогретой воды, воды при температуре насыщения и насыщенного пара. Возможность контакта пара с недогретой водой может явиться причиной гидродинамических гидроударных явлений. Для возникновения гидроударных явлений, например, в сбросном трубопроводе недогретая вода должна проникать в трубу со стороны бака системы пассивного отвода тепла (СПОТ) на расстояние, обеспечивающее формирование волн, перекрывающих все сечение трубы (для захвата некоторого объема пара с последующей его конденсацией). Для сохранения на достаточном уровне температурного различия сред, по-видимому, требуется относительно слабое взаимодействие теплоносителей с различной температурой, т.е. их слабое перемешивание. Такие условия и возникают при определенных соотношениях динамических и гравитационных сил.

Основным критерием, определяющим характер стратифицированных течений, является модифицированное число Фруда:

$$Fr = \frac{W^2}{g\beta\Delta TL}$$
.

Здесь использованы следующие обозначения: g - ускорение силы тяжести, β - коэффициент объемного расширения среды, T - температура, w - скорость потока, L - характерный размер, ΔT - перепад температур.

Были проведены экспериментальные исследования структуры движения теплоносителя, полей и пульсаций температур при температурном расслоении.

Опыты показали, что формирование клина жидкости наблюдается при числах Fr ≤ 2.3 . Теплоноситель из бака распространяется на определенную длину *l*, зависящую от величин чисел Fr и Re, и, повернув на 180°, движется обратно в бак спутно потоку в трубе, не смешиваясь с последним. Длину стабилизированного клина горячей жидкости l в горизонтальном трубопроводе при Fr < 1,0 и Re = 10^2 - 10^4 можно определить из соотношения:

$$\frac{1}{d}$$
 = a Re^{0,5} Fr^{-1,5}

где *d* - диаметр трубопровода, *a* - коэффициент, относительно слабо зависящий от диаметра, Re = $\frac{W_c d}{v}$, w_c - скорость теплоносителя в трубе в зоне отсутствия клина, v - кинематическая вязкость теплоносителя.

Эти результаты подтверждаются полученными опытными данными в ходе исследований на крупномасштабной модели фрагмента СОТ ЗО, включающей модели верхней части теплообменника и отводящего горизонтального трубопровода, выполненные в натурном масштабе (Рис. 12).

Эксперименты показали, что гидродинамический процесс течения водяного теплоносителя по всем трактам экспериментального канала отличается большой неустойчивостью. Уже с начала процесса разогрева теплоносителя направление течения в сбросном трубопроводе регулярно менялось на противоположное с интервалом в 4 ÷ 5 секунд. Холодный теплоноситель проникал на достаточно большое расстояние. Об этом свидетельствует возникновение заметного изменения температур по высоте в поперечном сечении сбросного трубопровода, находящегося на расстоянии 2м от БАОТ (Рис. 13). В нижней части сечения трубопровода температура теплоносителя существенно отличается от температуры в верхней части.

В результате, когда в сбросном трубопроводе возникло течение двухфазного теплоносителя (~1400с), в баке появились конденсационные гидроудары. Датчики давления зафиксировали импульсы давления в БАОТ. Это явление особенно отразилось на перепаде давлений по длине сбросного трубопровода (Рис. 14), что неизбежно должно было отразиться и на характере изменения расхода поступающего в БАОТ теплоносителя.

Рассмотрены особенности истечения воды и двухфазной смеси в емкость с недогретой водой применительно к системе расхолаживания ЗО. Получено, что в достаточно широкой области режимных параметров (скоростей и паросодержаний) возможно поступление более холодной жидкости из БАОТ в трубопровод, навстречу потоку охлаждения ЗО.

Проведенные исследования показали, что проникновение недогретой жидкости из БАОТ в трубопровод в области рабочих режимов установки, работа в области перехода от стратифицированного к снарядному режиму течения являются факторами, способствующими негативным процессам – гидроударным явлениям.

Для улучшения устойчивости работы системы и исключения гидроударных явлений рекомендовано применение специального устройства, исключающего затекание холодного теплоносителя из БАОТ и ограничивающее уровень пульсаций давления в БАОТ при конденсации пара в недогретой воде.



Рис. 12 Теплогидравлическая схема установки







Рис. 14 Перепад давления на сбросном трубопроводе

Расчетно-экспериментальные исследования процессов в системе пассивного отвода тепла от парогенераторов

Основными целями экспериментального исследования являлось подтверждение работоспособности и проектных характеристик системы СПОТ ПГ, а также получение необходимых данных для верификации программ расчета теплогидравлических процессов в этой системе. Для выполнения исследований создан крупномасштабный стенд «СПОТ ПГ».

Задачами верификационных экспериментов на стенде «СПОТ» являлись:

- проверка динамических характеристик системы пассивного отвода тепла от ПГ;
- проверка замыкающих соотношений для расчета теплообмена и гидравлического сопротивления, используемых в расчетных программах;
- исследование локальных теплогидравлических процессов.



Рис. 15 Принципиальная схема стенда «СПОТ»





В программу специальных экспериментов были включены следующие исследования:

• исследование влияния неконденсирующихся газов, содержащихся в контуре СПОТ на процесс отвода тепла при естественной циркуляции теплоносителя;

• исследование устойчивости работы СПОТ ПГ при различном гидравлическом сопротивлении дроссельных устройств (шайб), определяющих мощность системы, и при изменении нагрузки по различным законам;

• исследование влияния уноса влаги в паропровод на работу СПОТ.

Проведенные эксперименты на стенде «СПОТ» при различных диаметрах дроссельных шайб, установленных на трубопроводе конденсата (ТК), подтвердили эффективную работу СПОТ по отводу тепла от ПГ во всех исследованных режимах.

Диаметр шайбы влияет как на процессы, протекающие в контуре ЕЦТ СПОТ, так и на процессы в ТОАР и БАОТ. В то же время влияние диаметра шайбы на процессы, протекающие под крышкой БАОТ, незначительно: избыточное давление под крышкой зависит, в основном, от величины отводимой мощности, а также от начального уровня воды в БАОТ.

Наличие неконденсирующихся газов в контуре СПОТ не оказывает существенного влияния на протекание процесса расхолаживания, работу контура ЕЦ СПОТ и конденсацию пара в ТОАР.

Принятая конструкция контура ЕЦТ СПОТ устойчива к внешним возмущениям и обладает свойством саморегулирования: при изменении внешнего воздействия (N_{эл}) система стремится приобрести новое устойчивое состояние при изменении давления, расхода конденсата и уровня теплоносителя в трубках.

При относительно невысоких значениях мощности, подводимой к СПОТ ПГ, большом диаметре дроссельной шайбы, установленной на ТК, а также при частичном оголении ТОАР в опускной ветке контура ЕЦТ СПОТ ПГ возможны низкочастотные-

пульсации (~0.01 Гц) расхода теплоносителя и температуры конденсата. При этом существенные пульсации давления и температур в паровой части контура и в ТОАР отсутствуют. Существование данного вида неустойчивости в течение некоторого времени в ходе процесса расхолаживания РУ ВВЭР-640 не представляет опасности для работы СПОТ ПГ и эффективности отвода тепла от РУ через ПГ.





Рис. 17 Зависимость давления, устанавливающегося в контуре СПОТ, от подведенной мощности при различных диаметрах дроссельной шайбы

Рис. 18 Зависимость расхода, устанавливающегося в контуре СПОТ, от подведенной мощности при различных диаметрах дроссельной шайбы

Для расчетного моделирования теплогидравлических процессов в контурах системы СПОТ ПГ под руководством автора создана программа SPOT_AEP.

В программе используется одномерная неравновесная двухжидкостная модель течения паро-водяной смеси. Поведение смеси описывается следующими функциями времени и одной пространственной координаты: давлением, объемным паросодержанием, плотностями, внутренними энергиями и скоростями фаз. Для определения этих переменных используются дифференциальные уравнения, полученные на основе законов сохранения массы, энергии и импульса, а также уравнения состояния воды и пара. Поскольку модель одномерная, трение и теплообмен моделируются с использованием эмпирических соотношений, полученных на основе обобщения экспериментальных данных.

Решение системы уравнений при заданных начальных и граничных условиях проводится численно. Непрерывная область определения искомых функций заменяется на дискретную сетку. Дифференциальные уравнения заменяются их конечно-разностными аналогами. При этом образуется система линейных уравнений относительно переменных, определенных в узлах сетки.

Для расчета теплообмена и гидродинамики при конденсации пара в трубках ТОАР были использованы замыкающие соотношения кода RELAP5/mod3. При этом были получены значительные расхождения в оценке мощности и локальных параметров в сравнении с экспериментальными данными.

Рассмотрение замыкающих соотношений кода REALP показало, что он предсказывает для опускного однонаправленного течения пара и пленки нереализуемые на практике режимы течения и некорректно описывает теплообмен при конденсации пара в области умеренных тепловых потоков.

Поэтому в рамках данной работы для опускного движения конденсирующегося пара для идентификации структуры двухфазного потока предложено использовать диаграммы, полученные Сорокиным Ю.Л.

Расчет локальной теплоотдачи при конденсации движущегося пара рекомендуется определять в соответствии с рекомендациями Кректунова О.П.:

2570.4

$$\frac{\alpha}{\alpha_{H}} = \left[1 + \left(\frac{\alpha_{E}}{\alpha_{H}} \right)^{2/3} \right], \text{ где } \frac{\alpha_{E}}{\alpha_{H}} = \frac{v_{\delta}^{*}}{(v_{f} g)^{1/3}} \frac{1}{(\delta^{+})^{1/3}}, \quad \delta^{+} = \frac{\delta \cdot v_{w}^{*}}{v_{f}},$$
$$v_{\delta}^{*} = \sqrt{\frac{\tau_{\delta}}{\rho_{g}}}, \quad v_{w}^{*} = \sqrt{\frac{\tau_{w}}{\rho_{f}}}, \quad \tau_{w} \text{ и } \tau_{\delta} \text{ - касательное напряжение на стенке и на границе}$$

раздела пар-пленка, соответственно, определяются из решения гидродинамической задачи; *α*_{*H*} - коэффициент теплоотдачи при конденсации неподвижного пара, определяется по формуле Гимбутиса Г; *α* - искомый коэффициент теплоотдачи.

Анализ процессов аварийного расхолаживания РУ на пассивных средствах безопасности

Основной особенностью функционирования систем безопасности РУ ВВЭР-640 в сравнении с АЭС предыдущих поколений является тот факт, что охлаждение активной зоны осуществляется, преимущественно, за счет ЕЦТ в элементах и системах РУ. При этом, гарантированный отвод тепла от АЗ и расхолаживание РУ с необходимой скоростью возможны только при осуществлении цепочки последовательных включений в работу контуров ЕЦТ.

Так, на первом этапе при высоком давлении в 1-ом контуре, после срабатывания аварийной защиты и останова главных циркуляционных насосов (ГЦН), в петлях главного циркуляционного контура (ГЦК) устанавливается естественная циркуляция теплоносителя. Отвод тепла от теплоносителя 1-го контура осуществляется средой второго контура в ПГ и далее в ТОАР системы СПОТ ПГ. Хронологические последовательности работы систем безопасности РУ в соответствии с изменением давления в 1-м и 2-м контурах при протекании аварийного режима с малой течью из холодной нитки ГЦК представлены на Рис. 19 и Рис. 20.

После разуплотнения 1-го контура через клапаны арматурного блока разгерметизации (АБР), опорожнения баков системы аварийного охлаждения зоны (САОЗ) и заполнения околореакторного пространства осуществляется второй этап бассейнового расхолаживания РУ через контур естественной циркуляции, охватывающий объем реактора, топливный и аварийный бассейны (АБ). Пар, генерируемый в АЗ, барботирует сквозь слой жидкости в бассейнах и поступает в атмосферу гермообъема. Отвод тепловой энергии из гермообъема осуществляется путем охлаждения наружной поверхности металлической защитной оболочки с помощью каналов-охладителей системы пассивного отвода тепла гермообъема (СПОТ ЗО), также работающей на естественной циркуляции теплоносителя (ЕЦТ).



Рис. 19 Последовательность работы систем безопасности относительно давления в 1-м контуре при малой течи.



Рис. 20 Последовательность работы систем безопасности относительно давления во 2-м контуре при малой течи.

Представлено расчетное обоснование устойчивости контуров естественной циркуляции в процессе расхолаживания РУ ВВЭР-640 при протекании аварийного режима с разгерметизацией 1-го контура. С этой целью была проведена серия расчетов аварийных ситуаций с образованием малых течей на холодной нитке ГЦК с наложением отказа всех источников электроснабжения. Расчеты выполнялись с помощью теплогидравлического кода RELAP5/MOD3.2.



Рис. 21 Весовой уровень в аварийном бассейне



Рис. 22 Расход теплоносителя в трубопроводе АБР

На Рис. 21 представлен график заполнения аварийного бассейна, а на Рис. 22 показан расход теплоносителя, установившийся в трубопроводах АБР на стадии «бассейнового» расхолаживания РУ в аварийном режиме с малой течью 1-го контура. При поступлении теплоносителя из ГЦК и баков САОЗ в контейнмент происходит заполнение АБ до номинального уровня ~ 16 м. При этом горячие нитки ГЦК (13.85 м.) оказываются гарантированно затопленными, что позволяет сформироваться устойчивому контуру естественной циркуляции между объемом АЗ и АБ. Конечное давление в ГО устанавливается на уровне ~ 0.25 МПа.

Таким образом, расхолаживание РУ через АБ обеспечивает надежный отвод остаточных тепловыделений АЗ в течение длительного периода времени без повышения температуры тепловыделяющих поверхностей. В то же время возможно возникновение различных нарушений устойчивости естественной циркуляции в контурах РУ, связанных с ухудшением теплоотвода в зоне охлаждения и ростом гидравлического сопротивления в опускной ветви. Эти явления могут быть, в частности, обусловлены появлением неконденсирующегося газа в трубчатке теплообменника и трубопроводах опускной системы.

Проведены исследования влияния газообразного азота и водорода в 1-м контуре на процесс расхолаживания РУ. С этой целью были выполнены дополнительные расчеты аварийной ситуации с малой течью на холодной нитке ГЦК с учетом наличия газообразного азота и водорода. При выполнении анализов учтено количество азота, растворенного в воде ГЕ САОЗ и поступающего в 1-й контур совместно с водой, а так же количество азота и водорода, выделяющихся вследствие радиолитического разложения гидразин гидрата. Расчеты проводились без учета растворимости газа в воде первого контура. Тем самым предполагалось получить максимальный эффект присутствия этих газов в теплоносителе 1-го контура.

Результаты расчетов не выявили существенного влияния неконденсирующихся газов на процесс расхолаживания РУ и циркуляцию теплоносителя первого контура до момента срабатывания клапанов АБР.

Обоснование удержания расплава в корпусе реактора при тяжелых авариях

Удержание расплава кориума в корпусе реактора является основной концепцией безопасности при тяжелой аварии ВВЭР-640. Для обоснования возможности удержания кориума в корпусе необходимо доказать, что корпус сохраняет свою целостность в условиях переместившегося на днище расплава активной зоны. При этом на первом этапе выполняются расчеты температурного состояния корпуса, которые должны подтвердить отсутствие его сквозного проплавления. На втором этапе расчетом напряженно-деформированного состояния выполняется проверка сохранения прочности корпуса. Предварительные исследования показали, что при отсутствии избыточного давления в корпусе его непроплавление является необходимым и достаточным условием сохранения целостности. Поэтому основное внимание в исследуемой проблеме привлекается к тем процессам, которые непосредственно определяют выполнение указанного условия. К ним относятся: свободная конвекция в расплаве, определяющая распределение подводимого теплового потока по внутренней поверхности корпуса реактора; кризис теплообмена на наружной, охлаждаемой водой поверхности корпуса, определяющий допустимую величину локальной плотности отводимого теплового потока.

Проблемой удержания расплава в корпусе реактора длительное время и успешно занимались коллективы научных работников институтов НИТИ и ИБРАЭ. В ранее выполненном расчетном обосновании, в связи с неопределенностью протекания аварии расчет начинался с уже сформированной ванной расплава в корпусе реактора, причем расплав изначально находился в прямом контакте со стенкой корпуса реактора. Кроме того, начальный состав ванны расплава был выбран из консервативных соображений. Особенностью данного расчетного анализа является то, что расчет удержания производился совместно с расчетом разрушения АЗ с реальной динамикой поступления материалов из АЗ в нижнюю камеру смешения (НКС) и обратной связью между модулями – элементами объединенного кода.

Целью данного расчетного анализа являлась оценка влияния вышеперечисленных факторов на конечное температурное состояние ванны расплава и напряженно-

деформированного состояния корпуса. Это стало возможным благодаря созданию российского объединенного тяжелоаварийного кода улучшенной оценки РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ.

Моделирование теплового разрушения подвесной корзины шахты и корпуса реактора осуществлялось кодом ГЕФЕСТ. Решение уравнения теплопроводности в этом модуле производится методом конечных элементов. Для моделирования конвекции в расплаве используется эффективная теплопроводность. Теплообмен излучением в полости, образованной активной зоной и границей материала, поступившего в НКС, моделируются средствами программы СВЕЧА на основе зонального метода.

В расчетном анализе принимались следующие допущения:

• задача решается в осесимметричной постановке;

• для замыкающих соотношений по теплообмену между расплавом и корпусом, а также между расплавом оксидов и поверхностным слоем жидкой стали, используются полуэмпирические зависимости. Для ванны оксидов используются зависимости на основе экспериментальных данных проекта "РАСПЛАВ" РНЦ "Курчатовский институт" для теплопередачи через боковую стенку и верхнюю границу

$$Nu_{up} = 0.345 \text{ Ra}^{(0.235)};$$

 $Nu_{sd} = 0.084 \text{ Ra}^{(0.256)};$

для расчета теплопередачи через протяженный слой жидкости, обогреваемый снизу и охлаждаемый сверху:

$$Nu = 0.076 \text{ Ra}^{1/3}$$
;

теплообмен жидкой стали с боковой поверхностью корпуса:

$$Nu_{sd} = 0.115 \text{ Ra}^{0.319}$$
;

• температура охлаждаемой водой наружной поверхности корпуса считается постоянной и равной начальной температуре в предположении отсутствия кризиса пузырькового кипения.

В результате расчетного анализа была получена следующая динамика развития аварии. На момент времени 3400 с. начинается выход материалов из разрушенной части активной зоны в НКС. Приблизительно к 4018 с. происходит заполнение опор ТВС и образование ванны расплава над опорной плитой. Через 1500 с. опорная плита разрушается, и все пространство подвесной корзины шахты реактора заполняется расплавленным кориумом. На момент времени около 12000 секунд корзина разрушается, и расплав заполняет пространство между подвесной корзиной шахты (ПКШ) и корпусом РУ.

Через 5-6 часов устанавливается квазистационарное состояние, и плавление корпуса прекращается. К этому времени ванна расплава состоит из примерно 70 тонн стали с примесью 3,9 тонн циркония в верхней части и 75,3 тонны UO₂, 11 тонн ZrO₂ и 9,2 тонн Zr находятся в нижней части.

На Рис. 23а приведено общее температурное состояние корпуса и расплава в момент достижения максимального теплового потока. Максимальный разогрев корпуса (и максимальное проплавление) происходит в зоне контакта со слоем расплавленной стали вследствие фокусировки теплового потока.

Для расчетного обоснования проводилось сравнение полученного распределения теплового потока с соответствующим распределением критического теплового потока. На Рис. 24 представлены результаты расчета q_{кр}, которые в сравнении с представленным на том же рисунке распределением максимального теплового потока показывают наличие достаточного запаса до кризиса. На Рис. 23b приведены распределения пластических деформаций по толщине корпуса реактора. Как видно из рисунка, максимальные пластические деформации не превышают 4% и достигаются на краях области максимального проплавления корпуса реактора.

Проведенный расчетный анализ показывает, что удержание расплава в корпусе реактора ВВЭР-640 обеспечивается. При этом запас до кризиса оказывается достаточно большим.

В ранее выполненном расчетном обосновании, в связи с неопределенностью протекания аварии расчет начинался с уже сформированной ванной расплава в корпусе реактора, причем расплав изначально находился в прямом контакте со стенкой корпуса реактора. Кроме того, начальный состав ванны расплава был выбран приближенно. В результате масса стали в этом расчете была принята максимально возможной на основе анализа спектра аварий, и в два раза превышала массу стали, полученную в расчете по РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ. Кроме того, в расчете по коду ГЕФЕСТ после проплавления опорной плиты ванна расплава сначала заполняет корзину шахты реактора, затем после проплавления стенки корзины расплав кориума выходит на стенки корпуса реактора.

Несмотря на различия в исходных данных и особенностях моделирования, результаты выполненного ранее расчетного обоснования и обоснования, проведенного автором, удовлетворительно совпадают.



Рис. 23 а – Поле температур на момент достижения максимальною теплового потока; b - распределения пластических деформаций по толщине корпуса реактора.



Рис. 24 Распределение тепловых потоков на наружной поверхности корпуса, t = 12000 с. Кривая 1 - отводимый тепловой поток, кривая 2 - критический тепловой поток

<u>В четвертой главе</u> представлена концепция и дано обоснование технических решений по повышению безопасности проектов АЭС с ВВЭР большой мощности.

Сравнительный анализ решения проблем безопасности в зависимости от уровня мощности

Выполнен анализ возможности реализации концепции безопасности АЭС с ВВЭР-640 основанной на использовании пассивных систем и концепции удержания расплава в корпусе реактора, применительно к АЭС с реакторной установкой большей мощности вплоть до 1000 МВт (эл.). В качестве ограничительного фактора принято условие сохранения размеров корпуса реактора в соответствии с основными геометрическими параметрами ВВЭР-1000.

Результаты анализа не выявили серьезных ограничений по применению пассивных систем безопасности для выполнения функций отвода тепла от АЗ и ЗО до уровня мощности 1000MBt (эл.). Учитывая возможные ограничения на увеличение патрубков реактора для организации контура с многократной естественной циркуляцией теплоносителя между активной зоной и аварийным бассейном, предложено и обосновано решение данной проблемы путем создания выпарного режима охлаждения АЗ на этапе заполнения АБ. При этом может быть обеспечен устойчивый режим охлаждения активной зоны.

Для определения влияния мощности реактора на возможность удержания расплава в корпусе реактора выполнено моделирование внутрикорпусных процессов при различной номинальной мощности реактора с использованием кода РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ. Задавался спектр изменений номинальной мощности реактора в пределах 640 – 1000 МВт. Поскольку для обоснования удержания расплава в корпусе реактора наиболее критичным является сценарий тяжелой аварии с большой течью теплоносителя, во всех случаях моделировались аварии с большой течью (разрыв дыхательного трубопровода компенсатора давления).

В качестве граничного условия на наружной поверхности корпуса реактора задавались граничные условия первого рода с температурой, превышающей температуру насыщения при давлении в теплообменнике на 10 градусов. Результаты полученных расчетов представлены в таблице (Таблица 1).

	Мощность РУ, МВт			
	640	820	900	1000
Первое поступление материалов в НКС, с.	4020	3190	2940	2680
Заполнение опор ТВС, с.	4050	3220	2970	2710
Проплавление опорной плиты, с.	6550	5320	4770	4210
Проплавление ПКШ, с.	9120	7390	6380	5730
Достижение квазистационарного состояния, с.	30260	28900	2770	25200
Состав кориума на момент квазистационарно-				
го состояния:				
UO2	79,7	9,7	79,7	79,7
ZrO2	11,7	9,8	10,0	10,6
Zr	13,5	14,9	14,8	14,2
Сталь	88,9	87,0	95,9	100,7
Толщина стенки корпуса РУ, мм.	55	37	45	18

Таблица 1 Этапы деградации элементов НКС для различных уровней мощности

Анализ напряженно-деформированного состояния корпусов реактора выполнялся по коду ANSYS ver.6.0. На геометрическую модель корпуса реактора, поврежденного плавлением, прикладывались нагрузки в виде массы кориума и температурного поля.

Результаты проведенных расчетов прочности корпусов реакторов показали, что для всех расчетных вариантов выполняются условия целостности конструкции. При этом для варианта мощностью 1000 МВт, который имеет минимальное значение толщины стенки в зоне наибольшего проплавления, были получены наибольшие значения интенсивности пластических деформаций (Рис. 25b).



Рис. 25 Результаты расчета прочности корпуса РУ 1000 МВт для аварии большая течь с полным обесточиванием на момент квазистационарного состояния: а - поле температур, b – напряженно-деформированное состояние

С целью выявления влияния диаметра течи на развитие тяжелых аварий выполнен сравнительный анализ внутрикорпусной стадии для различных сценариев тяжелых аварий для АЭС с BBЭP-1000.

Рассмотрен широкий спектр аварийных последовательностей, включивший в себя течи различного диаметра с наложением дополнительных отказов оборудования АЭС. Диаметр течи варьировался от 25 мм до 346 мм, в качестве дополнительного отказа рассматривалось полное обесточивание либо отказ активной части САОЗ

В результате расчетного анализа внутрикорпусной стадии тяжелой аварии для РУ с ВВЭР-1000 были выявлены следующие основные физические процессы и явления, влияющие на развитие аварии и определяющие время проплавления корпуса:

• динамика уровня теплоносителя в активной зоне (АЗ), определяемая масштабом разрыва, остаточной энергонапряженностью АЗ;

• динамика пароциркониевой реакции при окислении оболочек твэл;

• темпы поступления расплава в подвесную корзину шахты (ПКШ);

• теплообмен излучением дебриса с элементами АЗ и ВКУ, влияющий на количество металла ВКУ в составе дебриса, на темпы плавления твэл;

• стратификация и теплообмен в ванне расплава на днище реактора, определяющие величину тепловых потоков на стенку корпуса реактора.

В результате расчетного анализа показано, что степень окисления циркония уменьшается при увеличении диаметра течи. При увеличении диаметра течи наблюдается рост пиковых выбросов водорода и уменьшение его интегральной наработки (Рис. 26). Для аварий с течами Ду80, Ду179, Ду 300 и Ду 346 максимальные пиковые значения выброса водорода в контеймент связаны с началом поступления в НКС расплавленных материалов из активной зоны, а для аварий с течью Ду25 и полным обесточиванием - с фазой полного осушения АЗ. Это связано с более ранним наступлением фазы полного осушения и более быстрым темпом плавления и стекания оболочек твэл в АЗ для первой группы аварий.





b) Интегральная наработка водорода

Рис. 26 Влияние диаметра течи на степень окисления Zr и выработку водорода при тяжелых авариях

По результатам расчетного анализа подтвержден вывод о том, что для возможности удержания расплава в корпусе определяющими являются аварии с большими течами, характеризующиеся максимальным уровнем энерговыделения в расплаве. В

связи с тем, что в авариях с малыми течами и полным обесточиванием уровень остаточных тепловыделений на момент выхода кориума на корпус реактора достаточно низок, установлена возможность удержания расплава в корпусе для данных сценариев протекания аварии.

Учитывая, что в соответствии с современными требованиями по безопасности АЭС требуется рассмотрение тяжелых аварий с плавлением активной зоны, концепция обеспечения безопасности с использованием пассивных систем должна быть увязана с решением по локализации расплава. Если нельзя гарантировать удержание расплава в корпусе реактора, необходимы меры по исключению взрывного взаимодействия расплава активной зоны с теплоносителем за пределами корпуса при наличии аварийного бассейна.

Результаты расчетных анализов позволяют сделать вывод о возможности удержания расплава до уровня мощности 900 МВт.

Учитывая, что для АЭС с ВВЭР-1500 приняты аналогичные конструктивные решения, а энергонапряженность активной зоны выбрана на том же уровне, можно прогнозировать, что удержание расплава в корпусе реактора еще в большей степени проблематично.

На основании изложенного, для реакторов большой мощности рекомендуется применение устройства локализации расплава в контейнменте.

В случае применения устройства локализации расплава в контейнменте нецелесообразно применение системы отвода тепла через аварийный бассейн

Пассивные системы безопасности, разработанные для АЭС с ВВЭР-640, в том или ином виде могут использоваться в новых проектах АЭС с ВВЭР большой мощности для повышения надежности выполнения функций безопасности.

Концепция безопасности АЭС-91/99 при запроектных (тяжелых) авариях базируется на применении принципа глубокоэшелонированной защиты. В основе стратегии управления тяжелыми авариями лежит достижение следующих целей безопасности в зависимости от степени развития аварии:

- предотвращение повреждения активной зоны;
- предотвращение разрушения или повреждения границы первого контура;
- предотвращение разрушения защитной оболочки;
- ослабление выхода продуктов деления за пределы защитной оболочки.

Меры по предотвращению перехода аварии в тяжелую стадию с повреждением активной зоны осуществляются в случае неуспешного завершения аварийных процедур, направленных на восстановление функций безопасности, определенных для третьего уровня защиты.

Основной рекомендованной мерой по предотвращению плавления активной зоны для АЭС-91/99 с ВВЭР-1000 является расхолаживание установки посредством процедуры feed & bleed по первому или второму контуру.

Целью реализованных в проекте АЭС-91/99 с ВВЭР-1000 мер и решений является обеспечение выполнения защитной оболочкой своих локализующих функций при любой рассматриваемой тяжелой аварии.

Для сохранения защитной оболочки необходимо исключить опасность возникновения условий раннего и позднего разрушения. Основными причинами разрушения защитной оболочки для типовых проектов АЭС с ВВЭР-1000 могут быть: • прямой нагрев контейнмента в результате выхода расплава из корпуса реактора при высоком давлении;

• динамические нагрузки в результате горения водорода;

• повышение давления свыше расчетной величины вследствие генерации пара и образования неконденсирующихся газов при взаимодействии кориума с бетоном строительных конструкций;

• проплавление кориумом бетонного основания контейнмента.

Сценарий высокого давления для АЭС-91/99 исключается проектными мерами за счет использования специальной системы снижения давления в первом контуре. Вопросы водородной безопасности, удержания расплава и длительного нагружения рассматриваются в отдельных главах. Согласованный анализ выбранных сценариев тяжелых аварий выполняется в рамках реалистического подхода, что соответствует современным международным требованиям.

Причиной раннего разрушения защитной оболочки АЭС-91/99 с ВВЭР-1000 может стать образование взрывоопасной концентрации водорода в атмосфере контейнмента. Основными источниками водорода в первые сутки аварии являются высокотемпературные реакции окисления паром материалов оболочек топливных стержней и реакторных конструкций. Для управления водородной ситуацией применяется система на основе пассивных каталитических рекомбинаторов водорода. При тяжелых авариях с обесточиванием или отказом спринклерной системы водородная ситуация поддерживается на безопасном уровне за счет естественной инертизации газовой среды паром. В случае возникновения аварий с работой спринклерной системы предусматривается отключение спринклера оператором.

В проекте АЭС-91/99 предусмотрено специальное устройство локализации расплава. Основным барьером, ограничивающим перемещение кориума, является секционный водоохлаждаемый теплообменник, расположенный в бетонной шахте реактора. При поступлении кориума в устройство удержания расплава отвод тепла осуществляется через стенку теплообменника за счет испарения воды. Полость, ограниченная теплообменником, частично заполнена жертвенным материалом-наполнителем. В качестве основы жертвенного материала используется эквимолярная комбинация оксидов Al2O3 и Fe2O3, а также конструкционная сталь. Применение УЛР в проекте АЭС-91/99 позволило обеспечить непревышение до 24 часов расчетного давления в защитной оболочке 0.7 МПа и, соответственно, отказаться от использования системы аварийного сброса среды из ЗО через фильтрационную установку. Кроме того, применение УЛР позволило исключить взаимодействие расплава с бетоном, образование неконденсирующихся газов, включая горючие, а также ограничить выход продуктов деления и снизить количество тепловой энергии, поступающей в ЗО за счет аккумулирования энергии кориума.

Вода в теплообменник УЛР и на поверхность кориума подается самотеком из бассейна выдержки отработанного топлива и шахты ревизии внутрикорпусных устройств по специальным трубопроводам, на которых установлены запорные клапаны.

Существенным аспектом, выявленным при разработке проектов с PWR и BBЭР в части управления радиационными последствиями тяжелых аварий для окружающей среды, является «йодная» проблема, связанная со спецификой поведения различных форм йода в топливе, технологических контурах и атмосфере контейнмента при тяжелых авариях. Проведенные анализы показали, что радиоактивный йод, который практически полностью выходит из АЗ на внутрикорпусной фазе аварии, дает значительный вклад в дозовые нагрузки на население при тяжелых авариях; основное внимание должно быть уделено поведению летучих форм йода в контейнменте. В связи с этим в проекте АЭС-91/99 предусмотрены технические меры по снижению скорости образования летучих форм йода. Для этого в ЗО введена система поддержания pH водной фазы в контейнменте ≥ 7 в первые сутки аварии. При этих условиях образование летучих форм йода минимально.

В целом, меры, реализованные в проекте АЭС-91/99 в рамках концепции безопасности на основе принципа глубокоэшелонированной защиты, позволяют предотвратить плавление активной зоны реактора для большого числа аварийных последовательностей даже при возникновении дополнительных отказов. В случае перехода проектной аварии в тяжелую предлагаемые меры управления аварией смягчают ее возможные последствия и надежно обеспечивают достижение целей безопасности.

Расчетный анализ удержания активной зоны в устройстве локализации расплава. При создании устройства локализации расплава для АЭС-91/99 с ВВЭР-1000 была принята тигельная концепция, совмещающая в себе элементы удержания расплава в корпусе реактора (пассивное водяное охлаждение металлических поверхностей, ограничивающих зону локализации расплава) и элементы управления физикохимическими свойствами кориума (применение жертвенного материала).

На основе принятой концепции была разработана конструкция устройства локализации для АЭС с ВВЭР-1000, представленная на Рис. 27. Устройство включает в себя следующие основные элементы:

- секционный теплообменник;
- корзина с наполнителем (жертвенным материалом);
- нижняя плита.

Плита нижняя предназначена для приема кориума, вытекающего из корпуса реактора, его направленного стекания в корзину, а также для удержания днища корпуса реактора в момент его отрыва или пластического деформирования.

При тяжелой аварии после проплавления корпуса реактора расплавленный кориум поступает в ловушку через центральное отверстие в нижней плите и вступает во взаимодействие с жертвенным материалом, размещенным в корзине.

Теплоотвод от расплава осуществляется через стенку теплообменника (см. Рис. 27) к охлаждающей воде, циркулирующей внутри теплообменника. Секционный теплообменник образован из 12 теплообменных секций. Все теплообменные секции связаны между собой арочным коллектором. Секционный теплообменник полностью защищает основание и боковую поверхность подреакторного помещения бетонной шахты. Стенки теплообменника со стороны, обращенной к расплаву, покрыты тонким слоем специального бетона. Бетон защищает теплообменные стенки от термических повреждений и химического воздействия со стороны кориума на начальной стадии непосредственного контакта теплообменника с расплавом.

Вода в теплообменник поступает через подводящие каналы. Образующийся пар выходит через паросбросные каналы в атмосферу контейнмента, а излишки воды сливаются через дренажные каналы в приямок.

Для кратковременной защиты строительных конструкций и несущих элементов устройства локализации расплава от воздействия теплового излучения со стороны поверхности кориума используются теплоизолирующие панели. Для обеспечения длительной защиты используется пароводяное охлаждение, для чего через заданный промежуток времени после поступления расплава в ловушку на поверхность кориума подается вода. Вода в секционный теплообменник и на поверхность расплава подается из шахты ревизии внутрикорпусных устройств и топливного бассейна.



Рис. 27 Конструкция устройства локализации расплава АЭС-91/99 с ВВЭР-1000

В обоснование УЛР выполнен комплекс научно-исследовательских работ с участием научных коллективов специалистов РНЦ «Курчатовский институт», НИТИ им. Александрова, ПКФ «Росэнергоатомпроект», Института химии силикатов РАН (СПб), Санкт-Петербургского Технологического института, ФЭИ под научным руководством д.т.н. Асмолова В.Г. и д.т.н. Хабенского В.Б. Координация работ от СПб "Атомэнергопроект" осуществлялась автором.

Программа НИР включала следующие основные направления:

- выбор и обоснование жертвенного материала;
- экспериментальное исследование кризиса теплообмена на поверхности теплообменника;
- эксперименты по подаче воды на поверхность расплава оксидов и стали;

• исследование взаимодействия расплава неокисленного кориума с образцами жертвенного материала.

Выполненный комплекс научно-исследовательских работ позволил разработать методическую основу и расчетные программы для обоснования УЛР.

В обоснование характеристик УЛР автором разработана комплексная модель и выполнен анализ динамики взаимодействия кориума с жертвенным материалом и формирования ванны расплава, которая реализована в специальной версии кода ДИНКОР. Данная модель включает в себя модели гидродинамики и теплопереноса несжимаемой многокомпонентной среды с учетом процессов плавлениязатвердевания и модели кинетики взаимодействия кориума с жертвенным материалом лом, разработанной в НИТИ.

Процессы гидродинамики и тепломассопереноса в многокомпонентной среде, содержащей кориум и жертвенный материал, описываются математической моделью на основе численного решения системы двумерных уравнений сохранения массы, энергии и импульса в приближении сплошной несжимаемой среды с усредненными свойствами. Свойства среды определяются осреднением свойств компонентов по расчетной ячейке.

Для учета возможности расслоения компонентов среды, имеющих различную плотность используется модель дрейфа.

Теплообмен излучением с поверхности расплава кориума на конструкции, расположенные выше УЛР, рассчитывается с использованием закона Стефана-Больцмана для теплообмена в газовых зазорах.

Для конечно-разностной аппроксимации уравнений гидродинамики выбрана основная прямоугольная расчетная сетка с координатными линиями r_i, z_j, и вспомогательная сетка. Вспомогательная сетка отстоит от основной на полшага и имеет координаты линий, которые номеруются полуцелыми индексами r_{i+1/2}, z_{j+1/2}. Для решения системы конечно-разностных уравнений движения и неразрывности используются полунеявный численный метод типа метода Патанкара SIMPLER. Решение конечноразностной системы для уравнения энергии осуществляется методом переменных направлений.

При взаимодействии жертвенного материала и расплава кориума, содержащего неокисленный цирконий, происходит реакция окисления циркония с выделением тепла:

Fe₂O₃+1,5Zr=1,5ZrO₂+2Fe $\Delta H_{p\,2500}$ = -902,574 кДж/моль.

В результате расчетно-экспериментальных исследований, выполненных в НИТИ, установлено, что химическая реакция неокисленного кориума с ЖМ протекает в тонком реакционном слое вблизи поверхности ЖМ. Реакционный слой перемещается в процессе реакции кориума с ЖМ с определенной скоростью. На основе обработки экспериментальных данных были определены зависимости скорости разрушения ЖМ от температуры расплава оксидного кориума и температуры ЖМ. Эти зависимости были использованы в расчетной модели для анализа динамики взаимодействия кориума с жертвенным материалом.

В разработанной модели предполагается, что на границе двух ячеек, одна из которых содержит оксидный кориум, а другая ЖМ, существует фронт взаимодействия, который движется со некоторой скоростью вглубь ячейки с ЖМ. По мере продвижения фронта взаимодействия компонентный состав в ячейках изменяется в соответствии с уравнением реакции до полного изчезновения ЖМ. Для каждой ячейки может существовать до четырех фронтов взаимодействия.

Тепловой эффект химической реакции учитывается в качестве источникового члена в уравнении сохранения энергии.

Расчетная область для моделирования процессов в УЛР включает в себя секционный теплообменник и корзину с жертвенным материалом. Область представляет собой цилиндр с размерами 2.52 м по радиусу и 4.58 м по высоте. Расчетная область разбивалась пространственно равномерной расчетной прямоугольной сеткой, состоящей из 48980 расчетных ячеек (158 по радиусу и 310 по высоте), которые в исходном состоянии заполнены компонентами, моделирующими реальное распределение материалов (см. Рис. 28). Всего использовано двенадцать компонент для моделирования исходной компоновки расчетной области и поступающих из НКС расплавленных материалов: корпусная сталь; конструкционная сталь; бетон гематитовый; воздух; вода; водяной пар; цирконий; диоксид циркония; диоксид урана; оксид железа; оксид алюминия; пластины жертвенного материала из оксидов железа и алюминия (ПОЖА).

На водохлаждаемой поверхности теплобменника задавалось граничное условие третьего рода. Учитывался лучистый теплообмена между элементами УЛР и расположенными выше конструкциями.

Динамика плавления элементов конструкции УЛР представлена на Рис. 28.



Рис. 28 Распределение компонентов, иллюстрирующее динамику плавления элементов конструкции УЛР; а - начальный момент времени; b - на момент времени 100 секунд; с - на момент времени 800 секунд; d - на момент времени 2100 секунд.

Проведенный расчетный анализ показал, что принятое в проекте УЛР размещение жертвенного материала и его количество надежно обеспечивает инверсию расплавов оксидного и стального кориума, что позволило сформировать требуемую структуру ванны расплава и обеспечить низкий уровень остаточных энерговыделений в нижней части теплообменника и необходимый запас до кризиса на всей поверхности теплообменника. Установлено, что энергия, выделяющаяся в ходе реакции взаимодействия неокисленного оксидного кориума с жертвенным материалом, не приводит к значительному перегреву расплава, а в основном расходуется на поддержание самой реакции.

Результаты расчетного анализа по распределенной модели, учитывающей локальные процессы, показали удовлетворительное согласование с результатами, полученными по модели сосредоточенных параметров, разработанной в НИТИ.

Влияние динамики источников излучения при тяжелых авариях на параметры среды в контейнменте

При авариях с длительным обесточиванием необходимо исключить опасность позднего разрушения защитной оболочки в результате относительно медленного повышения давления, характерного для аварийных последовательностей с полным обесточиванием. При выполнении анализа динамики изменения давления в контейнменте на временных интервалах до 24 часов определяющую роль играют: точное определение источников энергии, их перераспределение между атмосферой, тепловыми структурами и приямком и процесс отвода тепла из атмосферы контейнмента к внутренним и внешним тепловым структурам (стенке защитной оболочки).

Внутренняя защитная оболочка реакторного здания в целом сохраняет упругое поведение при избыточных давлениях, не превышающих 0.6 МПа. При избыточных давлениях, превышающих 0.7 МПа, образуются сквозные трещины в бетоне оболочки. При рассматриваемых нагрузках гермооблицовка сохраняет целостность, и интегральная негерметичность оболочки не должна увеличиться свыше принятой для ЗПА.

В соответствии с концепцией управления, через 24 часа после начала тяжелой аварии должны быть восстановлены электроснабжение и возможность управлять аварией с помощью активных систем безопасности. При восстановлении электроснабжения, возможно подключение спринклерной системы для отвода тепла от защитной оболочки.

Для рассмотренного класса аварий выполнены оценки аварийных выбросов ПД и дозовых нагрузок на население. Намеченные цели по объему защитных мер для населения в районе размещения АЭС для данного класса тяжелых аварий (с вероятностью выброса 10⁻⁷ в год) достигаются при следующих условиях:

• контейнмент сохранит свои функции (герметичность) при нагружении внутренним давлением за время полной потери блоком энергопитания;

• возможные деформации уплотнений проходок и шлюзов защитной зоны не приведут к увеличению скорости утечки при нагружении давлением выше 2% от объема в сутки;

• внешняя защитная оболочка будет способна дополнительно ограничить аварийный выброс и эффективно снизить величину утечки аэрозолей и йода из защитной оболочки в окружающую среду при потере энергоснабжения на блоке (неплотность 100% от объема в сут.).

Массы ПД в АЗ, являющихся источниками остаточного тепловыделения, рассчитаны на основании данных для PWR (расчеты по коду ORIGEN для включения в базу данных кода MELCOR), а также отечественных кодов РАДИОНУКЛИД (на основе кодов WIMS и ORIGEN) и (для сравнения) БОНУС 1.2, исходя из начальной массы урана в АЗ и работы реактора после перегрузки в течение 300 эффективных суток.

Выход продуктов деления из топлива рассчитывался с помощью модели CORREL, реализованной в коде РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ. В коде реализована модель выхода продуктов деления, аналогичная семейству моделей CORSOR, включающая экспоненциальную зависимость скорости выхода вещества от температуры и энергии активации. По результатам оценок долей выхода ПД из топлива для различных моделей (CORSOR-M и CORSOR-Booth) все значимые с точки зрения энерговыделения элементы были разбиты на 2 группы – летучие (доля выхода из топлива превышает 50%) и нелетучие. Состав групп приведен в таблице (Таблица 2).

Таблица 2	Группы	летучих и	и нелетучих	элементов
-----------	--------	-----------	-------------	-----------

Группа	Составляющие элементы, значимые по энерговыделению
Летучие (выход >	Cs, I, Kr, Rb, Sb, Te, Xe
50%)	
Нелетучие	Ba, Ce, La, Mo, Nb, Nd, Np, Pm, Pr, Rh, Ru, Sr, Tc, Y, Zr

На Рис. 29 показана относительная доля остаточного энерговыделения, связанная с классами летучих ПД в топливе.



Рис. 29 Доля остаточного энерговыделения в летучих продуктах деления

По результатам выполненных оценок, доля остаточного тепла, связанного с ПД, поступающими в ЗО при тяжелой аварии с учетом их коэффициентов выхода из топлива при его плавлении и разогреве и возможном частичном осаждении на поверхностях конструкций первого контура, составляет около 25-30%.

Скорости осаждения продуктов деления на поверхности зависят от их физикохимических форм. Для ИРГ осаждение на поверхности не происходит. Скорости осаждения на поверхности аэрозолей зависят от их распределения по размерам. Для соединений йода скорость осаждения определяется его физико-химическими формами.

Кинетика формирования аэрозольных частиц в пределах технологических контуров и помещениях защитной оболочки при запроектных авариях определяется процессами конденсации и коагуляции, каждый из которых имеет свои специфические особенности, характерные для рассматриваемых условий. При взаимодействии сухих аэрозольных частиц с парами воды и других химических элементов происходит конденсация пара на сухом ядре. При взаимодействии частиц друг с другом в процессе броуновского движения, турбулентной диффузии и гравитационного осаждения происходит их коагуляция. Осаждение на поверхностях происходит в результате гравитационного осаждения, броуновской диффузии, термофореза и диффузиофореза.

При взаимодействии сухих аэрозольных частиц с парами воды и других химических элементов происходит конденсация пара на сухом ядре.

Кинетические уравнения конденсации для функции распределения числа частиц по размерам f(m₁,...,m_{N +1},t)записываются в следующем виде:

$$\frac{\partial f}{\partial t} + \sum_{i=1}^{N_c+1} \frac{\partial}{\partial m_i} (V_i f) = 0$$
$$V_i = \left(\frac{dm}{dt}\right)_i,$$

где Vi –скорость конденсации i–той компоненты.

,

При взаимодействии частиц друг с другом в процессе броуновского движения, турбулентной диффузии и гравитационного осаждения происходит их коагуляция. В предлагаемом подходе учитывается процесс коагуляции и перераспределения по спектру различных компонент конденсированной фазы при этом процессе.

Кинетическое уравнение коагуляции является уравнением для изменения концентраций аэрозолей заданного диапазоны размеров n(m,t) во времени:

$$\frac{\partial n(m,t)}{\partial t} = \frac{1}{2} \int_{0}^{m} K(m-k,k) n(k,t) n(m-k,t) dk - n(m,t) \int_{0}^{\infty} K(m,k) n(k,t) dk$$

где: K(m-k,k), K(m,k)- ядра коагуляции.

Формулы для расчета ядер коагуляции при различных механизмах взаимодействия частиц являются замыкающими соотношениями для модели.

Осаждение на поверхностях происходит в результате гравитационного осаждения, броуновской диффузии, термофореза и диффузиофореза.

Суммарная скорость осаждения v на одну из поверхностей расчетного объема зависит от типа этой поверхности:

Тип = 1. Пол	v = v	vg + vbd + vtp + vdp
Тип = 2. Стена	$\mathbf{v} =$	vbd + vtp + vdp
Тип = 3. Потолок	$\mathbf{v} = -$	vg + vbd + vtp + vdp
Тип = 4. Бассейн (поверхность воды)	$\mathbf{v} = \mathbf{v}$	vg + vbd
Тип = 5. Граница с нижележащим боксом	v = v	vg,

где vg, vbd, vtp, vdp есть скорости осаждения гравитационная, броуновской диффузией, термофорезом, диффузиофорезом соответственно. Скорости vg и vbd всегда неотрицательные, однако vtp и vdp могут иметь любой знак. Поэтому если v, вычисленная по формуле, получилась отрицательной (для Тип ≤ 3), то полагается v = 0, т.е. ресуспензия не учитывается. Таким образом, всегда v ≥ 0 .

Поверхности первых четырех типов являются "физическими" поверхностями, поверхность типа 5 есть "фиктивная" поверхность, через которую аэрозоль из данного бокса оседает в соседний снизу. Если данный бокс имеет "соседей" сверху, то из них в данный бокс поступают аэрозоли за счет гравитационного осаждения, но в программе соответствующие потоки вычисляются при обработке этих соседних боксов.

Для реалистической оценки распространения и накопления продуктов деления (соответствующих групп соединений) в защитной оболочке выполнена разработка модели и программы аэрозольной кинетики, в настоящее время интегрированной в программу КУПОЛ-М в рамках комплекса ASTRA в части контейнментных расчетов. Примеры результатов расчетов двух сценариев тяжелых аварий приведены на рисунках Рис. 30, Рис. 31.





Рис. 30 Концентрация радиоактивных аэрозолей в подкупольном пространстве (авария с течью Ду346+SBO)

Рис. 31 Концентрация радиоактивных аэрозолей в подкупольном пространстве (SBO)

Достаточно длительный период незначительно меняющихся концентраций аэрозолей в атмосфере контейнмента соответствует условиям затрудненной конденсации водяного пара на нерастворимых частицах в условиях перегрева атмосферы над температурой насыщения. При этом значительная часть остаточного энерговыделения, связанного с летучими продуктами деления, будет выделяться в атмосфере помещений контейнмента, что оказывает влияние на динамику давления.

Поведение и транспорт радиоактивного йода в помещениях контейнмента при запроектной аварии определяются рядом процессов и механизмов, которые влияют на концентрацию и соотношение различных форм йода в газовой и водной фазах. Поэтому для определения изменения концентрации и соотношения форм йода во времени и распределения его между фазами по помещениям контейнмента необходимо моделировать все основные протекающие процессы в функции от времени.

Анализ динамики роста давления в контейнменте при аварии с длительным обесточиванием выполнен с использованием компьютерного кода КУПОЛ-М. Расчеты по интегральному коду РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ предоставляют необходимые данные по скоростям и интегральному количеству воды, пара и неконденсирующихся газов, поступающих в защитную оболочку из реакторной установки на внутрикор-

пусной стадии аварии. Расчеты по коду ДИНКОР и описанным в главе методикам предоставляют данные по скоростям и интегральному количеству воды, пара и неконденсирующихся газов, поступающих в защитную оболочку из УЛР на внекорпусной стадии аварии.

Были учтены остаточные тепловыделения в контейнменте и их перераспределение между атмосферой ЗО, приямком ЗО и тепловыми структурами с учетом возможной задержки ПД на поверхностях оборудования и строительных конструкциях. В свою очередь, тепловая мощность, поглощаемая поверхностью тепловых структур, распределялась на тепловой поток на поверхности и на тепловыделение внутри конструкций, что отличает постановку данной задачи от моделей MELCOR, в которых не учитывается поглощение проникающего излучения по толщине тепловых структур.

Для возможности учета энерговыделения на поверхности и внутри конструкции, исходная модель КУПОЛ-М 1.0 в версии 1.1 была адаптирована для расчетов с возможностью учета изменяющегося энерговыделения ПД в расчетных объемах и, в отличие от кода MELCOR, с возможностью распределения энерговыделения по толщине конструкции.

Существенное влияние на динамику давления внутри ЗО при тяжелых авариях оказывает учет распределения остаточных энерговыделений между первым контуром, атмосферой, тепловыми структурами и приямком. В качестве сценариев для выполнения расчетов с учетом менее консервативного распределения остаточных энерговыделений выбраны авария Ду 346 с полным обесточиванием и авария с полным обесточиванием без течи.



Рис. 32 Давление в контейнменте при SBO

Рис. 33 Давление в контейнменте при Ду 346 + SBO

Результаты расчетов выбранных сценариев представлены на Рис. 32 и Рис. 33. Влияние данных по распределению остаточных энерговыделений в контейнменте хорошо видно при сравнении графиков давления. Как видно из сравнения графиков, интенсивность роста давления на внекорпусной стадии аварий уменьшилась. При аварии Ду 346 с наложением полного обесточивания давление через 24 часа достигает величины 0.63 МПа. При аварии без течи давление достигает величины 0.62 МПа. Сильное влияние на параметры среды под защитной оболочкой при аварии с большой течью объясняется большей суммарной энергией остаточных тепловыделений, попадающих в атмосферу контейнмента и оседающих в приямке ЗО.

Выполнен анализ процессов позднего нагружения контейнмента при тяжелых авариях с длительным обесточиванием энергоблока. Подтверждено, что при использовании устройства локализации расплава существует возможность преодоления аварий с длительным обесточиванием (до 24 часов) без применения специальных мер по защите ЗО от превышения давления. Подтверждено, что герметичность защитной оболочки обеспечивается, в основном гермооблицовкой, которая гарантированно сохраняет целостность при избыточных давлениях до 0.7 МПа и имеет при этом запас прочности.

Уточнение полученных ранее консервативных результатов стало возможным после разработки методик для реалистичной оценки поведения источников излучения в контейнменте при ЗПА. Подтверждено выполнение приемочных критериев радиационной безопасности для аварий данного класса и ограничение защитных мер в зоне планирования защитных мероприятий при тяжелой аварии.

Обеспечение водородной взрывобезопасности. Концепция обеспечения водородной безопасности основана на рассмотрении следующих аспектов, характеризующих водородную ситуацию:

- выработка критериев обеспечения водородной безопасности;
- определение сценариев аварий;
- анализ источников водорода;
- исследование распространения водорода;
- разработка методов управления водородной ситуацией в контейнменте.

Из литературных данных известно, что эффективный способ защиты целостности ЗО в случае тяжелых аварий может состоять в том, чтобы полностью исключить возможность детонации водорода и максимально снизить возможность развития быстрых режимов горения в водородосодержащей смеси внутри ЗО. Так как в этом случае возникают высокие локальные и динамические глобальные нагрузки, которые могут представлять угрозу для оборудования и ЗО в целом.

Для определения возможного режима горения в РНЦ «Курчатовский институт» разработаны следующие критерии:

• пределы воспламенения смеси, построенные на эмпирических данных;

• критерий возможности ускорения пламени, основанный на расчете коэффициента объемного расширения смеси σ и сравнении его с критическим значением σ*, которое определяют значения числа Льюиса и Зельдовича;

• необходимый критерий возможности развития детонации $L > 7 \cdot \lambda$, где L - xарактерный геометрический размер помещения, заполненного горючей смесью, а λ размер детонационной ячейки для горючей смеси.

В процессе анализа по этим критериям определялся наиболее вероятный режим горения при условиях аварии. Данная методика реализована в программе Limits. Далее проводился консервативный расчет нагрузок с использованием моделей, адекватных данному режиму горения. Расчеты проводились с использованием 3-D кодов Crebcom (РНЦ «Курчатовский институт») и Firecon (ВНИИЭФ).

На основе проведенного анализа горения водорода, анализа нагружения и поведения строительных конструкций и элементов оборудования в условиях тяжелых аварий, были выработаны критерии и рекомендации по обеспечению водородной безопасности: • допущение превышения концентрации водорода сверх детонационных пределов только в ограниченном пространстве с характерным размером L, удовлетворяющим критерию L < $7\cdot\lambda$ (λ - размер детонационной ячейки смеси);

• исключение режима быстрого горения в достаточно больших объемах (соизмеримых с размерами основных отсеков контейнмента) и, как следствие, возникновения не допустимых нагрузок.

С целью уточнения допустимых объемов газовых смесей с возможностью развития быстрого горения, выполнен параметрический анализ нагрузок на оборудование и строительные конструкции. Для условий строительных конструкций контеймента АЭС 91/99 на основе подобного анализа установлены допустимые объемы газовых смесей с быстрым горением (~ 3000 м³).

Выбор сценариев тяжелых аварий для обоснования водородной безопасности выполняется на основе детерминистического и вероятностного подходов. Как правило, перечень запроектных аварий, которые должны быть учтены в проекте, задается на основе опыта проектирования АЭС с ВВЭР.

Основными источниками водорода на внутрикорпусной стадии аварии являются пароциркониевая и паростальная реакции, возникающие вследствие взаимодействия элементов (фрагментов) активной зоны и внутрикорпусных устройств с теплоносителем. При этом различные сценарии аварий отличаются скоростями и интегралом выхода водорода. Аварии с малой течью теплоносителя характеризуются максимальными интегральными выбросами водорода из реакторной установки на внутрикорпусной стадии аварии (до 855 кг). При этом процесс поступления водорода под 3О растянут во времени, а выброс его основных масс происходит в течении 2-5 часов с момента начала аварии. Аварии с большой течью теплоносителя, характеризуются большой величиной расхода водорода через течь (3.1 - 5.8 кг/с). При этом продолжительность столь интенсивных выбросов не превышает 30 секунд. При этом величина интегрального выхода водорода не превышает 400 кг.

На основе расчетного анализа, выполненного с использованием кода Купол-М и 3-D кода SRP показано, что в отсутствии мер по подавлению водорода и управлению авариями невозможно выполнение вышеуказанных критериев обеспечения водородной безопасности.

Рассмотрена эффективность мер по подавлению водорода на основе применения системы пассивных каталитических рекомбинаторов водорода и мер по инертизации среды паром путем управления спринклером.

Для аварий с большой течью теплоносителя в качестве меры по управлению водородной ситуацией предложена инертизация среды паром за счет заблаговременного отключения спринклерной системы оператором. Проведенные расчеты показали, что такое управление аварией позволит снизить пиковые значения локальных концентраций водорода до 12 % об. (средних по объему до 4%) и полностью предотвратить образование смесей с возможностью быстрого горения и детонации.

Таким образом, концепция обеспечения водородной безопасности предусматривает выполнение следующих мер:

• При тяжелых авариях с большой течью теплоносителя необходимо управление спринклерной системой оператором. Пассивные каталитические рекомбинаторы при данном классе аварий используются для снижения уровня водорода в послеаварийный период;

• Для сценариев типа малая течь требуется сочетание мер: применение системы пассивных каталитических рекомбинаторов водорода и отключение спринклера оператором.

Даны рекомендации по выбору производительности и мест размещения пассивных каталитических рекомбинаторов водорода. Данные рекомендации основываются на тех выявленных закономерностях процессов, которые были получены в результате расчетного анализа. Прежде всего, это наличие в момент выхода водорода интенсивного перемешивания среды (даже при относительно небольших сечениях зазоров между помещениями контейнмента), основной причиной которого является наличие конвективных потоков. В связи с этим при выборе мест размещения рекомендуется равномерное по объему контейнмента распределение мощностей рекомбинаторов. Симметричность нагрузки групп дожигателей, за исключением тупиковых объемов, демонстрирует Рис. 34.



Рис. 34 Отношение массы водорода, сжигаемой каждой группой рекомбинаторов к их мощности.



Рис. 35 Средняя по объему концентрация водорода в 30 при аварии с течью Ду 80 мм с отказом САОЗ: 1 - без рекомбинаторов; 2 - с рекомбинаторами.

Эффективность работы системы демонстрирует Рис. 35. К моменту образования максимальных концентраций система пассивных каталитических рекомбинаторов выжигает порядка 230 кг водорода, что обеспечивает выполнение критериев водородной безопасности в конкретных условиях тяжелых аварий на АЭС 91/99.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Выполнен сравнительный анализ международных и отечественных требований по безопасности АЭС с ВВЭР и рассмотрено состояние вопроса их выполнения на современном этапе развития атомной энергетики. 2. Разработаны проблемно-ориентированные подходы обеспечения безопасности реакторных установок, определяемые необходимостью максимально-возможного сохранения работоспособности первых трех барьеров безопасности при развитии аварийной ситуации с безусловным сохранением работоспособности последнего барьера – защитной оболочки для исключениея выхода радиоактивных продуктов в окружающую среду при запроектных авариях.

3. В основу предложенных технических решений по обеспечению безопасности положено проявление естественной циркуляции теплообменивающихся сред (теплоносителя первого контура и др.) в качестве надежного резервного средства, не требующего использования специальных средств циркуляции и внешних источников энергии.

4. Обоснованная в работе концепция безопасности реакторных установок с ВВЭР средней мощности базируется на сочетании активных и пассивных средств отвода тепла в аварийных ситуациях. Показано, что фактор использования пассивных систем важен не только в плане повышения надежности выполнения функции безопасности, но и с позиции положительного влияния на психологическое состояние эксплуатационного персонала в аварийной ситуации.

5. Показано, что концептуальные решения при обеспечении безопасности РУ с ВВЭР находятся в зависимости от единичной мощности блока. Улучшение экономических показателей (снижение стоимости установленного киловатта) при увеличении мощности блока приводит к поиску специальных неординарных решений по техническим средствам безопасности. В частности, если для РУ с ВВЭР-640, при организации контура внешнего охлаждения корпуса, запроектная авария не приводит к проплавлению днища реактора, то в ВВЭР-1000 в данной ситуации необходимо решать задачу сохранения работоспособности последнего барьера в условиях выхода кориума за пределы реактора.

6. Разработаны и внедрены специальные компьютерные программы (с проведением широкого круга их верификации), необходимые для решения сложных теплогидродинамических и массообменных задач по пассивным системам безопасности (SPAS_AEP, SPOT_AEP).

7. Выполненные экспериментальные работы по обоснованию схемных и конструктивных решений систем безопасности выявили ряд особенностей (низкочастотные колебания расходов, конденсационные гидроудары) и существенные расхождения опытных данных в оценке теплогидродинамических характеристик с полученными по известным программам, потребовавших специальных обоснований расчетно-экспериментального характера для практической реализации.

8. Для подтверждения работоспособности ЗО в случае тяжелой аварии на АЭС с ВВЭР-1000 в работе обосновано техническое решение по УЛР с анализом динамического процесса взаимодействия кориума с жертвенным материалом, образования ванны расплава и гарантированного отвода тепла. Проведено исследование и анализ тепло-массообменных процессов в ЗО для подтверждения сохранения работоспособности этого последнего защитного барьера.

9. Для случая с проплавлением корпуса реактора проведено исследование (анализ) теплообменных процессов в ЗО (распространение, каталитическое сжигание и горение водорода, распространение продуктов деления, поглощение энергии деления в элементах контейнмента и средах), подтверждающее сохранение работоспособности ЗО как последнего барьера. 10. На основе выполненных исследований научно обоснован комплекс систем безопасности и технических средств обеспечения безопасности для РУ средней и большой мощности, удовлетворяющий современным отечественным и зарубежным требованиям.

11. Проектные решения, базирующиеся на представленных в диссертации научных результатах, нашли практическую реализацию как в проектах отечественных АЭС с ВВЭР, так и в проектах, выполненных в интересах зарубежного заказчика (АЭС в Китае). Эти технические решения заявлены в проекте, участвующем в тендере на строительство АЭС в Финляндии.

Основные положения и результаты диссертационной работы отражены в следующих публикациях:

1. Безлепкин В.В., Кухтевич И.В., Молчанов А.В. и др. Защитная оболочка как барьер безопасности АЭС // Расчетные и экспериментальные исследования тепломассопереноса в защитной оболочке при тяжелой аварии на АЭС с ВВЭР. Ч. 1. Обнинск, 1995.

2. Безлепкин В.В., Ефанов А.Д., Шаньгин Н.Н. и др. Некоторые результаты расчетноэкспериментального обоснования защитной оболочки // Расчетные и экспериментальные исследования тепломассопереноса в защитной оболочке при тяжелой аварии на АЭС с ВВЭР. Ч. 2. Обнинск, 1995.

3. Безлепкин В.В., Афров А.М., Рогов М.Ф. и др. Методические особенности обоснования пассивных систем безопасности АЭС с ВВЭР-640 // Процессы тепломассообмена и гидродинамики в системах безопасности АЭС с ВВЭР-640. СПб., 1997.

4. Безлепкин В.В., Кухтевич И.В., Солодовников А.С. и др. Верификационные исследования в обоснование системы пассивного отвода тепла от гермо-оболочки // Процессы тепломассообмена и гидродинамики в системах безопасности АЭС с ВВЭР-640. СПб., 1997.

5. Безлепкин В.В., Кухтевич И.В., Солодовников А.С. и др. Обоснование констуктивных и технологических решений, применяемых в пассивной системе отвода тепла от гермооболочки // Процессы тепломассообмена и гидродинамики в системах безопасности АЭС с ВВЭР-640. СПб., 1997.

6. Безлепкин В.В., Рогов М.Ф., Логвинов С.А. и др. Анализ возможности удержания кориума в корпусе ВВЭР-640 при тяжелых авариях с разрушением активной зоны // Теплоэнергетика. 1996. №11.

7. Безлепкин В.В., Афров А.М., Рогов М.Ф. и др. Методические особенности обоснования пассивных систем безопасности АЭС с ВВЭР-640 // Теплоэнергетика. 1996. №11.

8. Безлепкин В.В., Молчанов А.В., Горбаев В.А. и др. Общая концепция безопасности АЭС с ВВЭР-640 // Теплоэнергетика. 1995. №12.

9. Безлепкин В.В., Горбаев В.А., Молчанов А.В. и др. Концепция безопасности при запроектных авариях АЭС с ВВЭР-640 // Теплоэнергетика. 1995. №12.

10. Безлепкин В.В., Шаньгин Н.Н., Ефанов А.Д. и др. Расчетно-экспериментальное обоснование системы подавления водорода а защитной оболочке АЭС с ВВЭР-640 // Теплоэнергетика. 1995. №12.

11. Безлепкин В.В., Ефанов А.Д., Лукьянов А.А., Шаньгин Н.Н. Задачи обеспечения водородной безопасности контейнмента ВВЭР-640 при тяжелой аварии // Тр. междунар. конф. "Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР". Т. 2. Обнинск, 1998.

12. Безлепкин В.В., Бирюков Г.И., Рогов М.Ф. и др. Проблема удержания расплава активной зоны в корпусе реактора при тяжелой аварии АЭС с НП-500 // IV науч.-техн. конф. ядерного общества. NE-93. Ч.1., Нижний Новгород, 1993. (Реф. конф.).

13. Патент № 2050025 России. Система аварийного охлаждения реакторной установки / Безлепкин В.В., Гершевич Б.А., Ермолаев В.Ф. и др. №5042902/25; Опубл. 1995, Бюл. № 34.

14. Безлепкин В.В., Кухтевич И.В., Грановский В.С. и др. Концепция локализации расплава кориума Тяньваньской АЭС на внекорпусной стадии запроектной аварии АЭС с ВВЭР-1000 // Тр. науч.-практ. семинара "Вопросы Безопасности АЭС с ВВЭР" (Санкт-Петербург, 12-14 сентября 2000).

15. Безлепкин В.В., Сидоров А.С., Недорезов А.Б. и др. Устройство локализации расплава Тяньваньской АЭС. Конструкция и функционирование // Тр. науч.-практ. семинара "Вопросы Безопасности АЭС с ВВЭР" (Санкт-Петербург, 12-14 сентября 2000).

16. Безлепкин В.В., Ефанов А.Д., Кириллов П.Л. и др. Моделирование теплообменных процессов в защитной оболочке АЭС с ВВЭР-640 // Теплоэнергетика. 1995. №3.

17. Безлепкин В.В., Кухтевич И.В., Голиков Ю.А. и др. Анализ водородной ситуации в контейнменте АЭС с ВВЭР-1000 при запроектных авариях // Тр. науч.-практ. семинара "Вопросы Безопасности АЭС с ВВЭР" (Санкт-Петербург, 12-14 сентября 2000).

18. Безлепкин В.В., Ефанов А.Д., Лукьянов А.А. и др. Верификация контейнментного кода КУПОЛ-М. Обнинск, 1997.

19. Патент 2165652 России. Система защиты защитной оболочки реакторной установки водо-водяного типа / Безлепкин В.В., Сидоров А.С., Носенко Г.Е. и др

20. Патент 2165106 России. Система защиты защитной оболочки реакторной установки водо-водяного типа / Безлепкин В.В., Сидоров А.С., Носенко Г.Е. и др

21. Патент 2165107 России. Система защиты защитной оболочки реакторной установки водо-водяного типа / Безлепкин В.В., Сидоров А.С., Носенко Г.Е. и др

22. Патент 2165108 России. Система защиты защитной оболочки реакторной установки водо-водяного типа / Безлепкин В.В., Сидоров А.С., Носенко Г.Е. и др

23. Безлепкин В.В., Кухтевич И.В., Грановский В.С. и др. Концепция локализации расплава кориума на внекорпусной стадии запроектной аварии АЭС с ВВЭР-1000 // Теплоэнергетика. 2001. №9.

24. Безлепкин В.В., Сидоров А.С., Недорезов А.Б. и др. Устройство локализации расплава Тяньваньской АЭС с ВВЭР-1000 // Теплоэнергетика. 2001. №9.

25. Безлепкин В.В., Сидоров В.Г., Светлов С.В. и др. Исследование работы модели конденсатора системы пассивного расхолаживания реактора ВВЭР-640 // Вторая Всероссийская науч.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (г.Подольск, 19-23 ноя. 2001 г.). (Сб. тр. конф. Т. 3.)

26. Безлепкин В.В., Семашко С.Е., Карасева М.А. и др. Анализ процессов позднего нагружения контейнмента при тяжелых авариях // Вторая Всероссийская науч.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (г.Подольск, 19-23 ноя. 2001). (Сб. тр. конф. Т. 3.)

27. Безлепкин В.В., Кухтевич В.О., Сидоров В.Г. и др. Состояние разработки кода РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ для описания процессов деградации активной зоны при запроектных авариях // Вторая Всероссийская науч.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (г.Подольск, 19-23 ноя. 2001 г.). (Сб. тр. конф. Т. 3.)

28. Безлепкин В.В., Карасева М.А., Леонтьев Ю.Г., Федоров А.А. Разработка математических моделей источников ионизирующего излучения в условиях запроектных аварий на АЭС с ВВЭР // Вторая Всероссийская науч.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (г.Подольск, 19-23 ноя. 2001 г.). (Сб. тр. конф. Т. 3.)

29. Kukhtevich I.V., Bezlepkin V.V., Leontiev Yu.G., Strizhov V., Proklov V.B., Khabensky V.B. Severe Accident Management Measures for Tianwan NPP with VVER-1000. Workshop on the implementation of severe accident management measures, Paul Scherrer Institut, Villigen-PSI, Switzerland, 10-13 September 2001.

30. Безлепкин В.В., Волкова С.Н., Ефимов В.К. и др. Моделирование теплофизических процессов при пассивном отводе остаточного тепла ВВЭР-640 в проектных авариях с разгерметизацией первого контура // Теплоэнергетика. 2002. №12.

31. Безлепкин В.В., Голиков Ю.А., Кухтевич И.В., Лукьянов А.А, Смирнов В.В., Соловьев В.П. Обеспечение водородной безопасности АЭС с ВВЭР-1000 // Теплоэнергетика. 2002. №5.

32. Безлепкин В.В., Онуфриенко В.С., Кухтевич И.В. и др. Анализ процессов в активной зоне реактора ВВЭР-1000 при тяжелых авариях с применением отечественного интегрально-го кода РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ // Труды ЦКТИ.

33. *Bezlepkin V.V., Semashko S.E., Ivkov I.M., Krylov Yu.V.* Hydrogen Safety Concept of NPP with VVER-1000 Reactor // Proc. of Conference ICAPP '03 Córdoba, Spain, May 4-7, 2003. Paper 3077.

34. *Bezlepkin V.V., Svetlov S.V., Leontiev Yu.G.* Addressing Design Extension Conditions in VVER-91/99 // Proc. of Conference ICAPP '03 Córdoba, Spain, May 4-7, 2003. Paper 3078.

35. *Bezlepkin V.V., Semashko S.E., Ivkov I.M., Kuzmin E.Yu.* Analysis of Long-term Loading of Containment During Severe Accidents // Proc. of Conference ICAPP '03 Córdoba, Spain, May 4-7, 2003. Paper 3079.

36. Bezlepkin V.V., Svetlov S.V., Alexeev S.B., Kuhtevich V.Ol., Semashko S.Ev., Sidorov V.G. Passive Heat Removal System for Reactor Plant of New Generation VVER-640. Design and Experimental Justification // Proc. of Conference ICAPP '03 Córdoba, Spain, May 4-7, 2003. Paper 3154.

37. Bezlepkin V.V., Svetlov S.V., Leontiev Yu.G. Severe Accident Management Measures in VVER-91/99 // 11th International Conference on Nuclear Engineering. Tokyo, JAPAN, April 20-23, 2003. Paper ICONE11-36108.

38. *Kukhtevich I.V., Bezlepkin V.V., Svetlov S.V. et al.* Core Catcher for Tianwan NPP with VVER-1000 reactor. Concept, Design and Justification // 11th International Conference on Nuclear Engineering. Tokyo, JAPAN, April 20-23, 2003. Paper ICONE11-36102.

Лицензия ЛР № 020593 от 7.08.97

Подписано в печать 24.04.2003	Объем в п.л. 3,0
Тираж 130 экз.	Заказ №

Отпечатано с готового оригинал-макета, предоставленного автором, в типографии Издательства СПбГПУ 195251, Санкт-Петербург, Политехническая ул., 29.

Отпечатано на ризографе RN–2000 FP Поставщик оборудования — фирма "Р-ПРИНТ" Телефон: (812) 110-65-09 Факс: (812) 315-23-04