

На правах рукописи

МОЛЧАНОВ
Анатолий Викторович

**РАЗРАБОТКА СИСТЕМ БЕЗОПАСНОСТИ В ПРОЕКТЕ АЭС
НОВОГО ПОКОЛЕНИЯ С РЕАКТОРОМ ВВЭР
СРЕДНЕЙ МОЩНОСТИ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ПАССИВНОГО
ПРИНЦИПА**

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

Автореферат
диссертации на соискание ученой степени
кандидата технических наук

САНКТ-ПЕТЕРБУРГ – 2004

Работа выполнена в ФГУП "Санкт-Петербургский научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт "Атомэнергопроект".

Научный руководитель
— доктор техн. наук, профессор *Благовещенский Анатолий Яковлевич*

Официальные оппоненты:
— доктор техн. наук, профессор,
засл. деятель науки РФ *Гусев Леонид Борисович;*
— кандидат техн. наук, доцент *Митюков Валерий Николаевич*

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

Защита диссертации состоится 25 мая 2004 г. в 16-00 на заседании диссертационного совета Д 212.229.04 в ГОУ ВПО "Санкт-Петербургский государственный политехнический университет" по адресу:
195251, Санкт-Петербург, ул. Политехническая, 29
в аудитории 411 ПГК

С диссертацией можно ознакомиться в фундаментальной библиотеке ГОУ ВПО "Санкт-Петербургский государственный политехнический университет".

Автореферат разослан 23 апреля 2004 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

Актуальность работы. Безопасность АЭС с реакторами ВВЭР обеспечивается, главным образом, увеличением числа каналов систем безопасности и ужесточением требований к оборудованию и персоналу. В результате, проектируемые АЭС становятся все более сложными а, следовательно, - и более дорогими.

Современные международные нормы проектирования АЭС рекомендуют при разработке систем безопасности использовать различные физические принципы и технические средства (активные и пассивные) для реализации функций безопасности. Применение разнопринципности обеспечивает глубокую защиту от отказов по общей причине и позволяет значительно повысить показатели надежности систем безопасности. Однако в этой проблеме на сегодняшний день отсутствует единый подход к обоснованию характеристик систем безопасности, обеспечивающих рациональное сочетание активных и пассивных принципов. Таким образом, актуальной является задача рассмотрения комплекса вопросов, связанных с разработкой и обоснованием рациональных технических решений в направлении повышения безопасности и минимизации затрат АЭС с ВВЭР.

Целью работы является анализ существующих и перспективных технических решений для обоснования концептуальных подходов обеспечения безопасности АЭС, а также разработка систем безопасности в проектах АЭС нового поколения с ВВЭР средней мощности.

Научная новизна. Обоснование принципиально нового комплексного подхода к преодолению широкого спектра аварий с потерей теплоносителя (в том числе за-проектных), включая требования, предъявляемые непосредственно к реактору.

Обоснование сочетания активных и пассивных технических систем для решения задач обеспечения безопасности энергоблока

Предмет защиты

Автор защищает:

- результаты комплексного анализа систем безопасности на базе рассмотрения проектов действующих АЭС и опыта их эксплуатации;
- принципы рационального формирования характеристик собственно реакторной установки и построения систем безопасности, результаты разработки отдельных подсистем в обеспечении современных требований безопасности;
- обоснование концепции применения пассивных систем в проектах АЭС нового поколения средней мощности, обеспечивающих повышенную безопасность в аварийных ситуациях.

Практическая ценность работы.

Предложенные обоснованные рекомендации по комплексному формированию характеристик реактора и систем безопасности, реализованы в конкретном проекте АЭС с ВВЭР средней мощности. Эти же рекомендации могут быть использованы в проектах вновь проектируемых АЭС.

Достоверность основных научных положений и выводов базируется на использовании апробированных расчетных методик, подтвержденных экспериментально и опытом эксплуатации.

Личный вклад автора

Автор в течение длительного периода принимал непосредственное участие во всех разработках по повышению безопасности АЭС с ВВЭР, включая расчетные обоснования, анализ опытных и эксплуатационных данных, формирование научно-концептуальных положений в проекте АЭС с ВВЭР-640.

Как исполнитель, а затем как руководитель участвовал на всех этапах в работах, положенных в основу представленной диссертации.

Апробация работы. Основные результаты работы докладывались автором на научно-технических конференциях и семинарах, в том числе:

Международная конференция «Теплофизика-90» (Обнинск, 1990);

Международная конференция ПАЭК (Исламабад, Пакистан, 1993);

Международная конференция «Аспекты безопасности усовершенствованных Российских реакторов» (Питтсбург, США, 1994);

Экспертный совет GRS (Мюнхен, Германия, Москва, 1992-1994);

Международная конференция «Теплофизика-95» (Обнинск, 1995);

Международная конференция «Базисный проект АЭС с ВВЭР-640» (Эрланген, Германия, 1999);

Международный форум “Nuclear power in Eastern Europe: Options, Challenges and Future” (Болгария, 2002).

Структура и объем диссертации. Диссертация состоит из введения, четырех глав, заключения, списка литературы из 69 наименований; содержит 138 страниц текста, в том числе 71 рисунок, 23 таблицы.

ОСНОВНОЕ СОДЕРЖАНИЕ РАБОТЫ

Во введении кратко обоснована актуальность темы диссертационной работы и сформулированы ее основные цели.

Показано, что дальнейшее наращивание систем безопасности без комплексного анализа их структуры и функционирования ведёт к неминуемой потере конкурентоспособности атомной энергетики. При проектировании АЭС нового поколения требуются новые технические и концептуальные решения.

В частности, новые концепции в проектировании систем безопасности и принципов их работы должны отойти от стереотипа “чем дороже, тем безопаснее” к норме

“чем безопаснее, тем дешевле” провозглашенные в «Стратегии Развития Атомной энергетики РФ».

Первая глава посвящена анализу современных требований к системам безопасности, обзору существующих технических решений и применению методов вероятностного анализа безопасности при разработке систем безопасности.

Обзор литературных источников показал, что в настоящий период наметилась тенденция в нормативной документации к повышению требований по обеспечению безопасности АЭС.

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

Показана возрастающая роль второго и третьего уровней защиты и функционирования систем нормальной эксплуатации и систем безопасности при проектных и запроектных авариях. Определены направления проектирования систем безопасности станции, которые должны сводить к минимуму последствия от потенциальных исходных событий. Наиболее эффективными путями решения проблемы повышения безопасности эволюционных проектов являются:

- повышение надежности выполнения функций безопасности;
- упрощение систем безопасности;
- устранение отказов по общей причине с помощью физического разделения и разнотипного резервирования для функций безопасности;
- повышение эксплуатационной надежности реактора и парогенераторов по отношению к крупным разрывам;
- использование систем нормальной эксплуатации для повышения безопасности АЭС в аварийных ситуациях;
- принятие системных мер по управлению тяжелыми авариями с целью защиты контейнента.
- уменьшение чувствительности к человеческим ошибкам путем проектирования компонентов с большими запасами воды.

Для выполнения функций безопасности рассмотрено применение мер по обеспечению резервирования, разнопринципности и независимости на примерах отечественных и зарубежных проектов АЭС.

Вероятностный анализ безопасности является одним из наиболее действенных и эффективных инструментов, помогающих в принятии решений по безопасности и при управлении риском на атомных станциях.

Общепризнано, что целесообразно начинать процесс ВАБ на возможно ранней стадии жизненного цикла станции (на начальном этапе проектирования). Заблаговременно

выявленные недостатки в проекте или процедурах можно исправить с меньшими затратами, чем в том случае, если их обнаружат в период эксплуатации.

Результаты применения вероятностного анализа безопасности позволяют:

- Показать, что сочетание активных и пассивных систем безопасности позволяет достичь высокой надежности и устойчивости в работе, выполнения основных требований, предъявляемых в настоящее время к АЭС нового поколения по критериям и уровню безопасности;
- Сравнить различные варианты предлагаемых проектных решений и выбрать оптимальные;
- Обосновать схемные и компоновочные решения АЭС и показать их соответствие действующим нормативным документам по безопасности и принятым в проекте принципам и количественным критериям, характеризующим достижение и поддержание требуемого уровня надежности важных для безопасности систем;
- Определить регламент технического обслуживания и ремонта элементов систем важных для безопасности;
- Выполнить распределение функций между управлением автоматическим и управлением с участием оперативного персонала;
- Выявить зависимые отказы и, в частности, отказы по общей причине и определить пути снижения их влияния на безопасность.

Для оценки значимости различных вкладчиков используются показатели, вычисляемые с помощью логико-вероятностной модели. Логико-вероятностная модель представлена в виде функционально-системных деревьев событий и системных деревьев отказов, которые разработаны для определения полных множеств возможных состояний с повреждением активной зоны реактора.

В части проектного алгоритма функционирования систем безопасности модели аварийных процессов (функциональные деревья событий) обоснованы теплогидравлическими расчетами состояния активной зоны.

Значимость функциональных событий, реализующих определенные функции безопасности, необходимо рассматривать для конкретных групп исходных событий и соответствующих им деревьев событий. Отказ наиболее значимой функции безопасности вносит основной вклад в нарушение процесса расхолаживания реакторной установки, вызывая зависимые отказы других функций безопасности. Так, например, в случае малой течи первого контура отказ функции отвода тепла от второго контура не позволяет снизить давление в первом контуре до уровня срабатывания пассивной системы ГЕ САОЗ и активной системы аварийного впрыска бора без вмешательства оператора.

Для исходных событий без разгерметизации первого контура или малых течей наиболее значимой функцией безопасности является обеспечение отвода тепла от

второго контура с помощью СПОТ или активной системы отвода тепла через технологические конденсаторы (ТК).

Количественные оценки значимости события «X» определялись на основе логико-вероятностной модели по формуле:

$$I_{fv}(X) = \frac{\sum FMS(X)}{CDF} \quad (1.1)$$

где $\sum FMS(X)$ - сумма частот реализации минимальных сечений, содержащих событие "X";

CDF - частота повреждения активной зоны.

В таблице 1.1 представлены результаты вычисления значимости функции отвода тепла через II контур для двух групп исходных событий с учетом и без учета действия активных систем безопасности.

Таблица 1.1

Функция	Значимость	
	Только пассивные системы	Пассивные и активные системы
Отвода тепла через II контур (малая течь)	0,45	0,061
Отвода тепла через II контур (плотный I контур)	0,11	0,014

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 безопасности частота тяжелого повреждения активной зоны значительно понижается. Выполнен сравнительный анализ различных вариантов пассивных систем безопасности, которые учитываются при обосновании схемных и компоновочных решений АЭС с ВВЭР-640.

Анализ показал, что предложенная общая стратегия функционирования систем безопасности позволяет выполнить четкое распределение функций между системами безопасности и системами нормальной эксплуатации, между управлением автоматическим и управлением с участием оперативного персонала в аварийных процессах.

Одновременно данная стратегия отвечает современному подходу, который складывается в международной практике.

Функциональный анализ значимости активных и пассивных систем безопасности в рамках логико-вероятностной модели позволил выявить наиболее важные функции и активным образом повлиять на их схемные и компоновочные решения.

Результаты первой главы показали, что АЭС с реакторной установкой средней мощности (ВВЭР-640), ориентированная на использование технических решений с учетом сочетания активных и пассивных систем безопасности позволяет достичь вы-

сокой надежности и устойчивости в работе. Выполнение основных требований, предъявляемых в настоящее время к АЭС нового поколения по критериям и уровню безопасности, обеспечивает снижение уровня экологического воздействия на окружающую среду.

Во второй главе проведен комплексный анализ систем безопасности и разработаны принципы рационального формирования характеристик реакторной установки и построения систем безопасности АЭС нового поколения. Снижение энергонапряженности активной зоны реактора рассматривается как главный фактор, обеспечивающий решение задачи безопасности энергоблока на более высоком уровне.

Как было показано в первой главе, наиболее значимой системой безопасности обеспечивающей отвод тепла от РУ является пассивная система отвода тепла от ПГ (СПОТ). Система пассивного отвода тепла от парогенераторов для АЭС средней мощности спроектирована по схеме близкой к представленной в авторском свидетельстве №1596993 (рис. 2.1). СПОТ является пассивной системой, что определяется следующими принципами организации:

- использование естественной циркуляции теплоносителя (ЕЦТ) по первому контуру;
- включение системы в режим теплоотвода устройствами с приводом пассивного типа;
- ЕЦТ по второму контуру по тракту СПОТ и охлаждающей воды в баке с отводом пара через гидрозатвор в атмосферу;
- использование пассивного способа регулирования отводимой мощности.

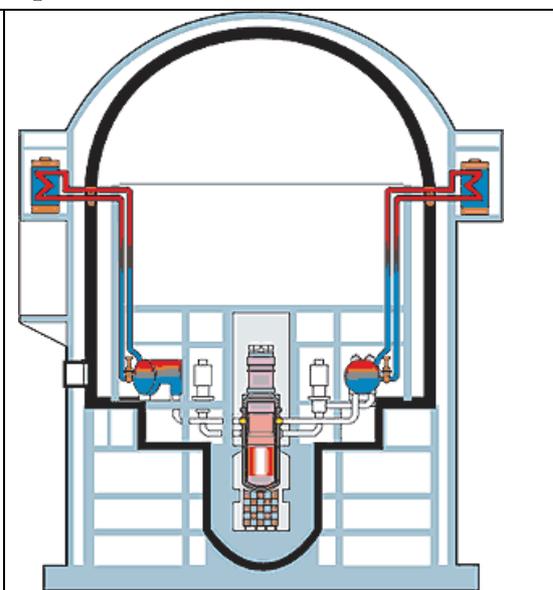
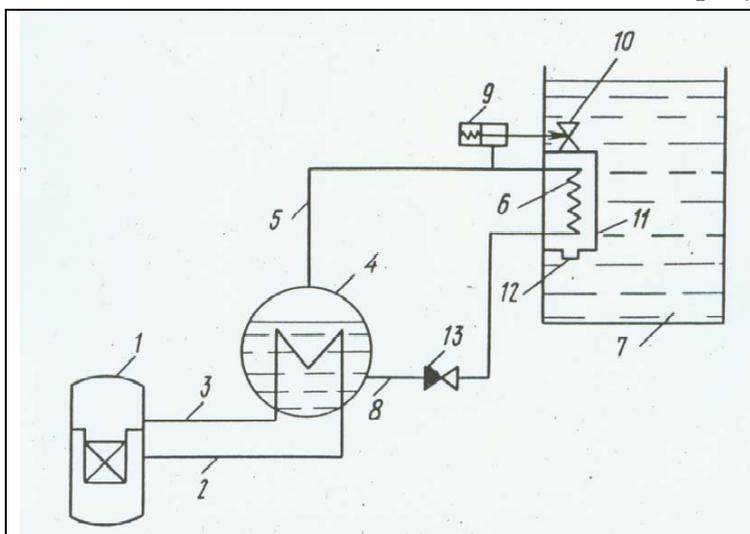


Рис. 2.1 Вариант системы пассивного отвода тепла от ПГ

Рис. 2.2 Компоновочное размещение элементов системы СПОТ

Система пассивного отвода тепла через парогенераторы предназначена для выполнения следующих функций:

- Расхолаживания реакторной установки в режимах, связанных с течами первого контура;
- Отвода теплоты от реакторной установки в аварийных режимах при плотном первом контуре.

Срабатывание системы по каждой функции производится на основе разных принципов по соответствующим аварийным параметрам и сигналам:

- при течах из первого контура под ЗО «большие клапаны» открываются непосредственно от рабочей среды при перепаде давления между первым и вторым контуром менее 3 МПа;
- при обесточивании или по сигналу о понижении уровня в ПГ на 400 мм открываются «малые клапаны».

Механизм подключения СПОТ для расхолаживания РУ и гидроемкостей для компенсации потерь теплоносителя первого контура в случае малых течей проработан особо. С целью сближения давлений в первом и втором контурах давление полного открытия клапана БРУ-А увеличено до 9,5 МПа. Таким образом, при отказе системы нормального расхолаживания, при медленном снижении давления первого контура и резком подъеме давления во втором контуре (рис. 2.3) наступает момент подключения СПОТ.

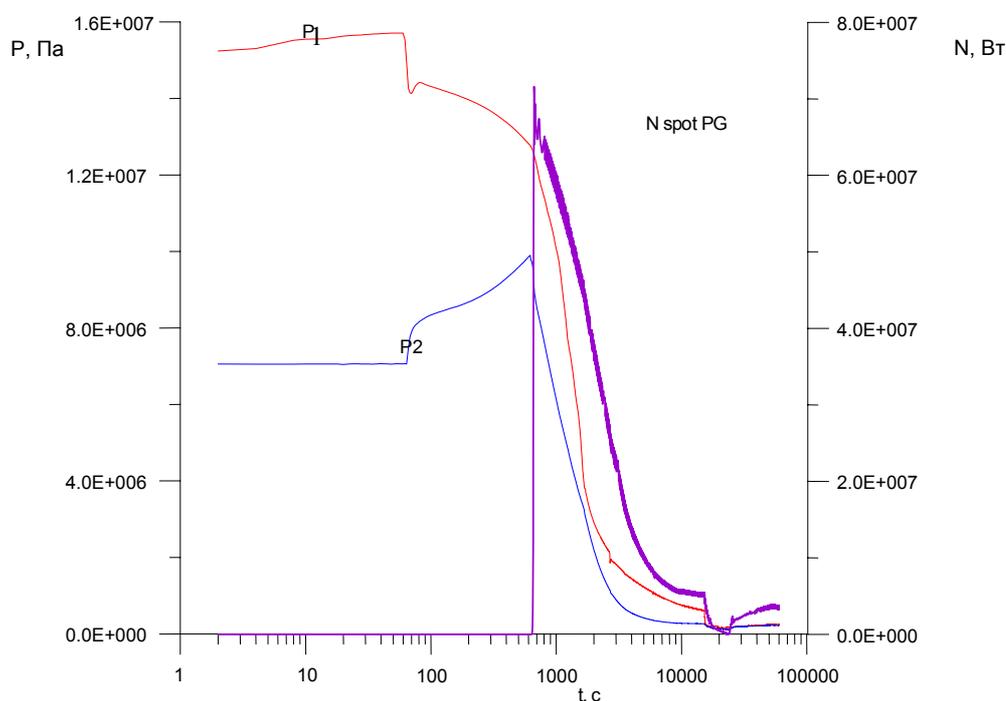


Рис. 2.3 Механизм подключения СПОТ

Пассивные элементы системы аварийного охлаждения активной зоны

Структура схемы и принцип действия системы гидроемкостей аналогичны применяемой на действующих АЭС с ВВЭР и подтверждены многолетним опытом

эксплуатации (рис.2.4). Аналога системы баков САОЗ на действующих АЭС нет, но по своей структуре и пассивному принципу действия она аналогична системе гидроемкостей САОЗ, за исключением того, что подача борного раствора в реактор осуществляется гидростатическим напором, а не давлением азота.

Рис. 2.4 Компоновка гидроемкостей и баков САОЗ	Рис. 2.5 Компоновка активной части системы аварийной подпитки I контура

Активная система аварийной подпитки I контура (рис.2.5) является средством повышения безопасности за счет применения систем разнопринципного действия. Широкий диапазон напорной характеристики и возможность работы от аварийного бассейна по замкнутому контуру определяют разноплановое использование системы, включая функционирование системы на этапе отвода тепла от активной зоны через аварийный бассейн совместно с системой отвода тепла от защитной оболочки. Таким образом, активная система аварийной подпитки I контура резервирует не только системы САОЗ высокого и низкого давления, но и систему аварийной разгерметизации первого контура.

Технологические решения системы аварийного разуплотнения первого контура

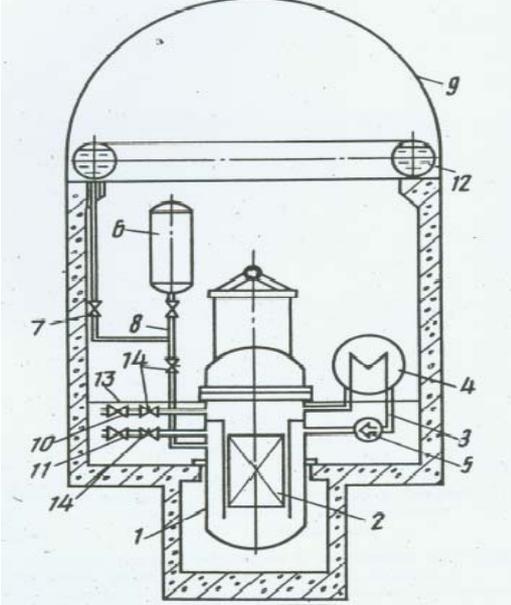
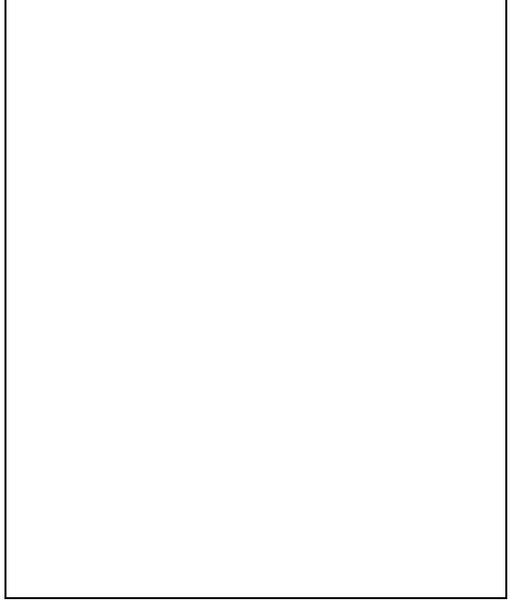
Система разгерметизации первого контура основывается на «парадоксальном» принципе увеличения размеров течи и плановой жертвой барьером безопасности с целью перевода реакторной установки в режим расхолаживания с низким давлением в корпусе реактора.

Работа системы обеспечивает:

- подключение баков САОЗ к реактору при проектных авариях и последующий перевод активной зоны на стадию длительного охлаждения естественной циркуляцией через бассейн выдержки топлива;
- отвод тепла от активной зоны при перегрузке топлива;
- соединение бассейна выдержки топлива с аварийным бассейном с целью подпитки бассейна выдержки топлива при проектных авариях.

Система обеспечивает организацию контура естественной циркуляции: бассейн выдержки - активная зона - бассейн выдержки при разности давлений первого контура и защитной оболочки менее 0,76 МПа.

Компоновка системы представлена на рис. 2.7. Основным прототипом системы аварийного разуплотнения первого контура (рис. 2.6) является авторское свидетельство №1547572. Мировых аналогов данная система в проектах АЭС не имеет.

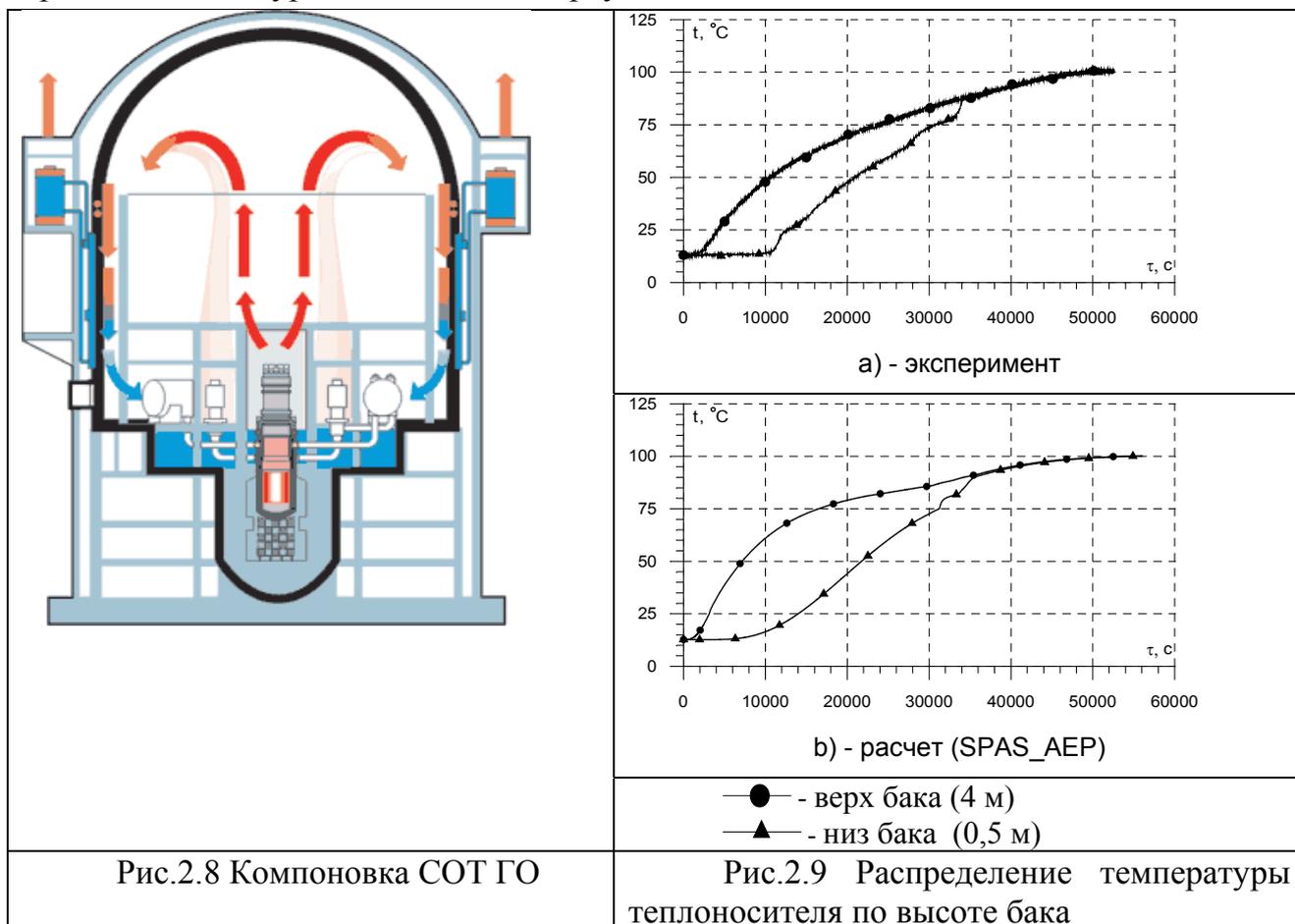
	
<p>Рис. 2.6 Вариант системы разуплотнения</p>	<p>Рис. 2.7 Компоновка системы</p>

Конструкционные особенности системы пассивного отвода тепла из герметичной оболочки

Принцип работы системы основан на отводе тепла от стальной герметичной оболочки к конечному поглотителю за счет естественной циркуляции воды. Циркуляция воды в каналах системы отвода тепла от гермооболочки (СОТ ГО) возникает при наличии температурного градиента между температурой среды под защитной оболочкой и температурой воды в коробах системы при аварии (рис.2.8). Аналогов на работающих станциях данная система не имеет.

Основной особенностью системы отвода тепла от защитной оболочки является наличие в контуре естественной циркуляции элементов, обладающих значительной тепловой инерцией. К их числу относятся баки и короба охлаждения, медленный темп разогрева теплоносителя в которых определяет динамику изменения других параметров циркуляционного контура. Экспериментальное обоснование программы расчета динамики СОТ ГО (SPAS-АЕР) проводилось в НПО ЦКТИ. Стенд СОТ ГО рассчитан на работу при естественной циркуляции теплоносителя и позволил воспроизвести поэлементную структуру системы отвода тепла от защитной оболочки максимально возможным образом с вертикальным масштабом 1:1 и объемно-

мощностным масштабом 1:110. Для численного моделирования процессов на стенде СОР ГО помимо программы SPAS-AEP использовался известный зарубежный код RELAP. На рис. 2.9 показано распределение температуры теплоносителя по высоте бака в течение 24 часов на основе расчетного и экспериментального моделирования процессов в контуре естественной циркуляции.



Расчетно-экспериментальное обоснование конструкции и функционирования системы пассивного отвода тепла от защитной оболочки позволяет гарантировать долговременный отвод тепла от РУ.

Пассивная система удержания расплава в корпусе реактора

Пассивная система удержания расплава в корпусе реактора состоит из взаимосвязанных каналов, обеспечивающих режим теплоотдачи от корпуса реактора путем естественной циркуляции теплоносителя между шахтой и аварийным бассейном. Система обеспечивает удержание в пределах корпуса 100 % расплава активной зоны с внутрикорпусными устройствами при наличии теплоносителя в шахте и минимальном уровне в аварийном бассейне.

Предварительные исследования показали, что отсутствие избыточного давления в корпусе является необходимым и достаточным условием сохранения его целостности. Поэтому основное внимание привлекается к тем процессам, которые непосредственно определяют выполнение указанного условия:

- Снижение давления в корпусе реактора, обеспечивающее образование аварийного бассейна путем пролива баков САОЗ
- Профилирование дна аварийного бассейна для минимально допустимого уровня залива ГЦТ при проливе баков САОЗ с учетом принципа единичного отказа
- Отсутствие кризиса теплообмена на наружной поверхности корпуса, охлаждение которого водой определяет допустимую величину локальной плотности отводимого теплового потока.

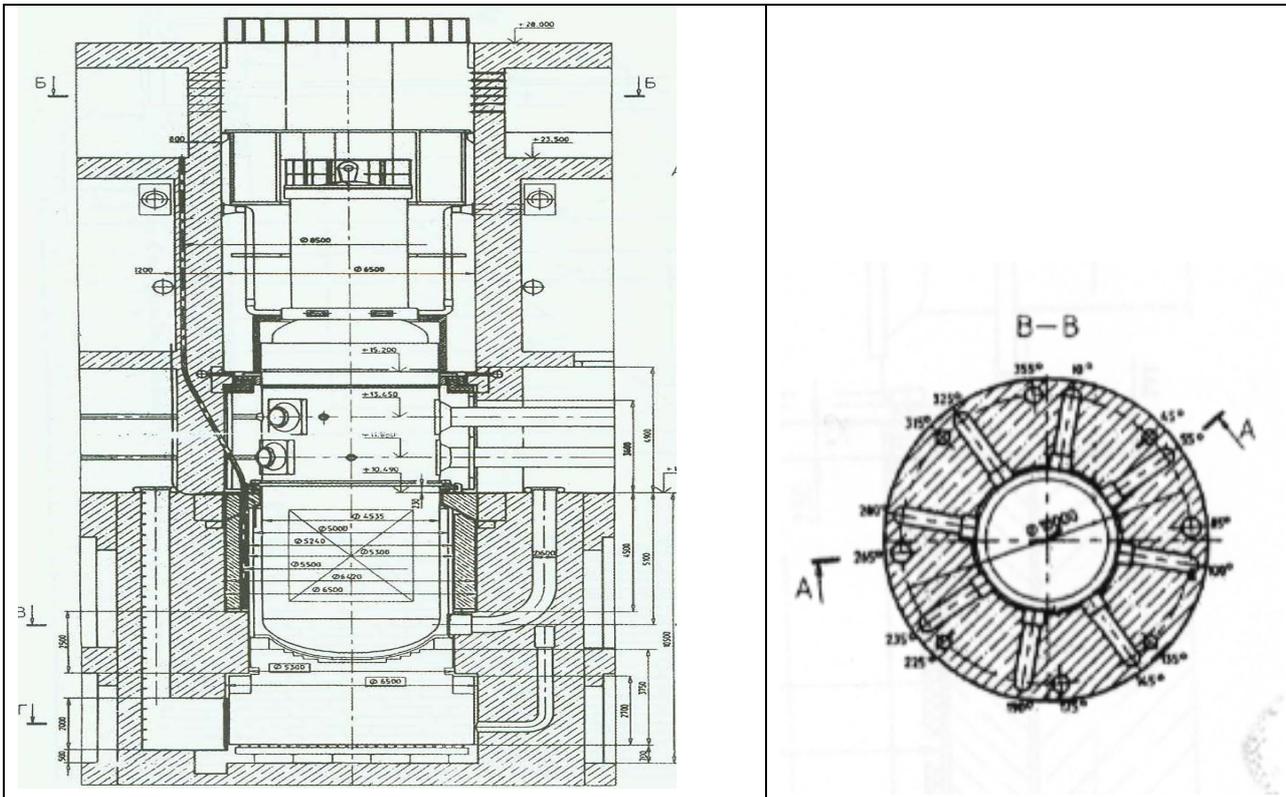


Рис. 2.10 Конструкция бетонной шахты реактора АЭС с ВВЭР-640 с элементами циркуляционного контура

Более полное обоснование работы данной системы дано в 3 главе.

С целью повышения безопасности новых проектов АЭС разработаны пассивные системы безопасности отвода тепла от активной зоны и контейнмента.

Учитывая зарубежный опыт проектирования АЭС в области внедрения пассивных систем безопасности, можно констатировать, что предлагаемый спектр пассивных систем в отечественном проекте АЭС средней мощности является существенным развитием общемировой тенденции в создании нового поколения станций повышенной безопасности.

Технологические решения в принятые для АЭС средней мощности во многом стали возможны благодаря снижению удельной теплонапряженности и увеличению объемов теплоносителя.

Выполненный анализ теплогидравлики пассивных систем, включая удержание расплава активной зоны в корпусе реактора при тяжелой аварии, основан на результатах реализации широкой программы исследований.

Третья глава диссертации посвящена вопросам обоснования теплогидравлических характеристик систем безопасности в проекте АЭС нового поколения средней мощности.

Обоснование теплогидравлических характеристик систем безопасности основывается на следующих основополагающих факторах, заложенных в проект АЭС средней мощности:

- Главным фактором, позволившим успешно решить проблемы безопасности в проектных и запроектных авариях, является снижение средней удельной энергонапряженности активной зоны со 110 МВт/м^3 до 70 МВт/м^3 (т.е. в 1,5 раза);
- Высокий уровень ЕЦТ в первом контуре, благодаря рациональным компоновочным решениям, которые в свою очередь позволили применить эффективную схему СПОТ;
- Применение нетрадиционных («парадоксальных») решений по организации контура ЕЦТ при принудительной разгерметизации первого контура и улучшении отвода тепла от активной зоны с использованием аккумулирующей способности топливного и аварийного бассейнов.

Проектное функционирование и работоспособность пассивных систем безопасности в значительной степени зависят от правильной организации естественной циркуляции в элементах реакторной установки. Гарантированный отвод тепла от активной зоны и расхолаживание РУ с необходимой скоростью возможны только при осуществлении цепочки последовательных включений в работу контуров ЕЦТ.

При аварии первым включается в работу контур ЕЦТ системы пассивного отвода тепла (СПОТ) от парогенераторов, обеспечивающий отвод тепла от РУ к охлаждающей воде БАОТ. Выбор параметров системы и ее обоснование были проведены как расчетным, так и экспериментальным путем.

Анализ теплогидравлических процессов СПОТ осуществлялся на основе разработанного при участии автора компьютерного кода SPOT_AEP. В расчетном коде SPOT_AEP используется одномерная двухжидкостная модель двухфазного течения. Поведение двухфазной среды полностью описывается параметрами фаз: плотностью, давлением, энтальпией и скоростью как функциями пространственной и временной координат.

Эти функции удовлетворяют системе дифференциальных уравнений, включающей законы изменения массы, энергии, импульса и уравнения состояния фаз. В диссертационной работе приводятся также замыкающие соотношения для межфазного трения и теплообмена.

Карта режимов течения в коде SPOT_AEP учитывает:

- Дисперсные режимы (пузырьковый и капельный режимы рассматриваются как дисперсные);
- Снарядный режим;
- Кольцевой капельный режим;
- Горизонтальный стратифицированный режим.

Для описания межфазного трения в пузырьковом и снарядном режимах в вертикальной трубе используется модель потока дрейфа, а в горизонтальной трубе - метод коэффициента сопротивления (Drag coefficient method).

При численном решении используется «смещенная» сетка разбиения пространственной оси. Все переменные, за исключением скоростей, определяются в серединах конечных объемов; скорости определяются на границах объемов.

Экспериментальное обоснование системы пассивного отвода тепла проводилось на стенде «СПОТ», созданного в НПО ЦКТИ. Стенд включал в себя следующие основные элементы:

- Модель парогенератора;
- Модель бака аварийного отвода тепла (БАОТ) с размещенной в нем моделью теплообменника аварийного расхолаживания (ТОАР);
- Паропровод;
- Трубопровод конденсата с установленной на нем дроссельной шайбой, имитирующей клапаны СПОТ.

Стенд был создан с соблюдением объемно-мощностного коэффициента моделирования, равного 110, т.е. основные объемные, расходные и мощностные параметры стенда были в ~ 110 раз меньше соответствующих параметров одного канала расхолаживания натурной СПОТ. Высотные отметки стенда были близки к натурным, что было особенно важно при исследовании процессов естественной циркуляции теплоносителя.

В работе приводится сопоставление результатов экспериментов и расчетов по коду SPOT_AEP.

В качестве примера сопоставления результатов расчета и эксперимента на рис. 3.1÷3.2 показаны расход через контур ЕЦТ и температура в трубопроводе конденсата для эксперимента с постоянным значением мощности, подведенной к модели парогенератора, равным 520 кВт, и диаметром дроссельной шайбы, установленной на трубопроводе конденсата, равным 8 мм (моделирование «большого» клапана СПОТ). За момент времени $\tau=0$ принят момент открытия клапана, т.е. начало циркуляции через контур.

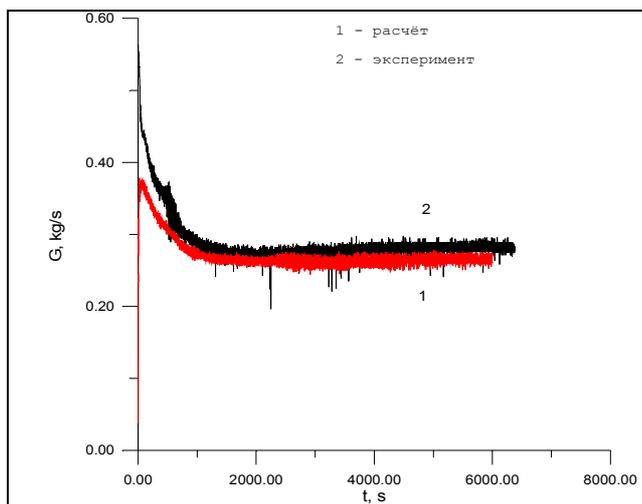


Рис. 3.1

Расход через контур СПОТ
Эксперимент N=520 кВт, D=8мм

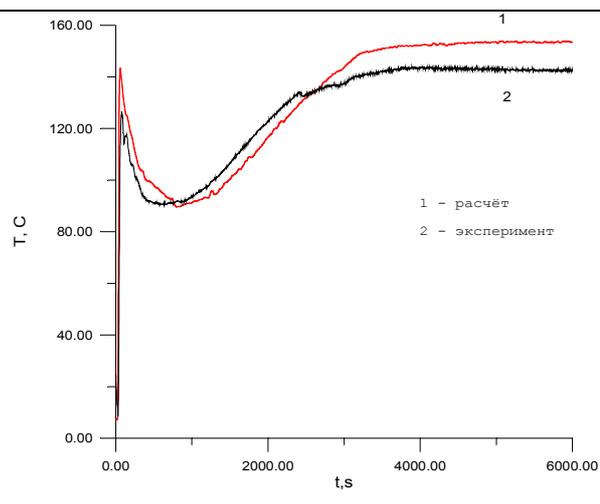


Рис. 3.2

Температура в трубопроводе конденсата
Эксперимент N=520 кВт, D=8мм

Как видно из представленных графиков, результаты расчета согласуются с экспериментальным данным, что говорит о соответствии созданной модели реальной физической ситуации, по крайней мере, для исследованных на стенде СПОТ режимов.

Другой важной системой, отвечающей за пассивное расхолаживание реакторной установки в аварийных режимах, является система аварийного разуплотнения первого контура. Данная система - составная часть контура естественной циркуляции, организованного на стадии расхолаживания РУ путем объединения первого контура с топливным и аварийным бассейнами. Устойчивость контура циркуляции, отводящего остаточное тепло активной зоны, используя аккумулирующую способность топливного и аварийного бассейнов, во многом определяет температурный режим ТВЭЛ. Наиболее значим режим бассейнового расхолаживания для больших течей, когда отвод тепла к ПГ незначителен.

Комплексный расчет процессов отвода остаточного тепла реактора к конечному поглотителю на стадии расхолаживания реактора через бассейн с учетом совместной работы пассивных систем безопасности основывался на модернизированном программном комплексе PARNAS с подключенной к нему программой расчета системы пассивного отвода тепла от защитной оболочки. В коде PARNAS наиболее детально было осуществлено описание процессов теплопереноса в контуре естественной циркуляции и аварийном бассейне. В частности, для описания процессов в верхней смешительной камере на основе модели парового компенсатора объема была разработана методика расчета, учитывающая сепарацию фаз теплоносителя и сжимаемость парового пространства под крышкой реактора.

В связи со значительным влиянием теплогидравлики выходных горизонтальных трубопроводов на интегральные характеристики контура расхолаживания, для

описания адиабатического двухфазного потока в этих трубопроводах применена двухжидкостная модель течения, аналогичная принятой в расчетном коде RELAP5.

Нестационарная теплогидравлика активной зоны представлена в одноканальном приближении с учетом механической и термической неравновесностей двухфазного потока. Для расчета скольжения фаз использована обобщенная модель потока дрейфа. Расчет входного участка контура естественной циркуляции осуществляется с использованием известной методики Мейера-Роуза. Для расчета нестационарного теплопереноса в бассейнах разработана методика стратифицированного течения.

Модернизированный программный комплекс PARNAS включал в себя следующие расчетные блоки:

- блок расчета нестационарной циркуляции и теплопереноса в контуре арматурного блока разгерметизации (АБР), гидравлически связывающего реактор по горячей и холодной ниткам с топливным бассейном;
- блок расчета теплопереноса в топливном бассейне в многоточечном приближении;
- блок расчета теплопереноса в аварийном бассейне в одномерном по высоте приближении с учетом различного местоположения источников и стоков теплоносителя;
- блок расчета нестационарной циркуляции и теплопереноса в аварийной и неаварийных петлях ГЦК с учетом стока тепла во II контур парогенераторов;
- блок расчета системы пассивного отвода тепла через парогенераторы;
- блок расчета интегральных параметров среды паро-газового объема контейнента с учетом теплообмена с конструкциями, расположенными в ПГО, и внешнего охлаждения защитной оболочки с помощью СОТ ГО.

Верификация кода PARNAS проводилась на основе экспериментов на стенде ИСТ (ЕЦ), созданном в НПО ЦКТИ и моделирующем реактор с активной зоной, верхней и нижней камерами смешения, топливные и аварийный бассейны со связывающими их и РУ трубопроводами, а также (а в ряде экспериментов) парогенераторы.

Расчет аварий с разрывом трубопровода ГЦК полным сечением проводился для следующих режимов:

- Разрыв трубопровода холодной нитки с отказом всех СПОТ ПГ;
- Разрыв трубопровода холодной или горячей нитки с отказом двух СПОТ ПГ.

При проведении расчетов были приняты следующие консервативные предположения:

- Отказ двух каналов САОЗ ВД и двух каналов САОЗ НД, при этом третий бак САОЗ НД проливается мимо реактора в аварийный бассейн;
- Отказ одного из четырех каналов СПОТ ГО;
- Отсутствие стока тепла через ПГ при работающих СПОТ ПГ на стадии бассейнового расхолаживания.

Изменения основных параметров среды контейнента для аварийных режимов были рассмотрены в течение первых двух суток.

С точки зрения изменения давления в гермообъеме в аварийном режиме с разгерметизацией первого контура и отказом всех СПОТ ПГ можно выделить несколько стадий (см. рис.3.3 и 3.4).

Первая стадия быстрого подъема давления обусловлена максимальным выбросом теплоносителя из РУ в первые секунды аварии и почти не зависит от работы пассивных систем. Максимальное давление, достигаемое приблизительно на 30 секунде составляет 0,44 МПа. Перегрев пара под герметичной оболочкой в то же время достигает температуры 190 °С. Интенсивное поглощение тепла строительными конструкциями приводит к снижению давления под оболочкой. Резко уменьшается давление в первом контуре.

Вторая стадия характеризуется проливом емкостей САОЗ ВД и особенно баков САОЗ НД. На этой стадии происходит открытие клапанов АБР. Отказ всех СПОТ ПГ затягивает время пролива баков САОЗ. Интенсивный выброс пара под оболочку снова приводит к росту давления под оболочкой, пик которого 0,475 МПа наблюдается в конечной фазе опорожнения баков САОЗ.

После опорожнения баков САОЗ и образования аварийного бассейна наступает стадия бассейнового расхолаживания.

Отвод остаточного тепловыделения осуществляется за счет естественной циркуляции теплоносителя в контуре аварийного расхолаживания. Генерируемый в активной зоне пар через топливный бассейн поступает в гермообъем. Уровень остаточного энерговыделения составляет $\cong 1,3\%$ от номинальной мощности. При этом в контуре аварийного расхолаживания устанавливается расход естественной циркуляции на уровне 0,25% от номинального расхода. На вход в активную зону через сечение разгерметизации поступает относительно холодный теплоноситель из аварийного бассейна, что уменьшает генерацию пара и приводит к некоторому снижению давления в гермообъеме.

Постепенно прогреваются бетонные конструкции, расположенные под оболочкой. При этом к концу первых суток аккумулирующая способность теплоносителя и оборудования внутри герметичного объема полностью исчерпываются (см. рис. 3.5, 3.6). По мере прогрева БАОТ стабилизируется мощность, отводимая от оболочки СОТ ГО на уровне 2 МВт на один канал. Повторный рост давления к концу первых суток достигает величины 0,475 МПа.

Наступает заключительная стадия, когда вся выделяющаяся внутри контейнента энергия должна отводиться через стенку гермооболочки системой СОТ ГО в окружающую среду. Снижение уровня остаточных тепловыделений приводит к медленному снижению давления под гермооболочкой со вторых суток расхолаживания.

Авария с разрывом ГЦК и отказом двух СПОТ ПГ протекает аналогично режиму, описанному выше. К концу первых суток бассейнового расхолаживания давление под ЗО достигает значения 0,44 МПа. В дальнейшем, в основном из-за снижения остаточного энерговыделения, рост давления замедляется и в начале вторых суток начинает плавно снижаться.

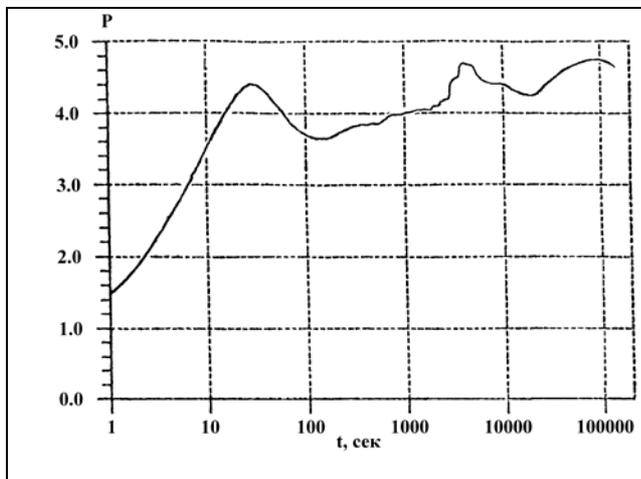


Рис. 3.3. Давление в гермообъеме. (Авария с разрывом холодной нитки полным сечением и отказом всех СПОТ ПГ)

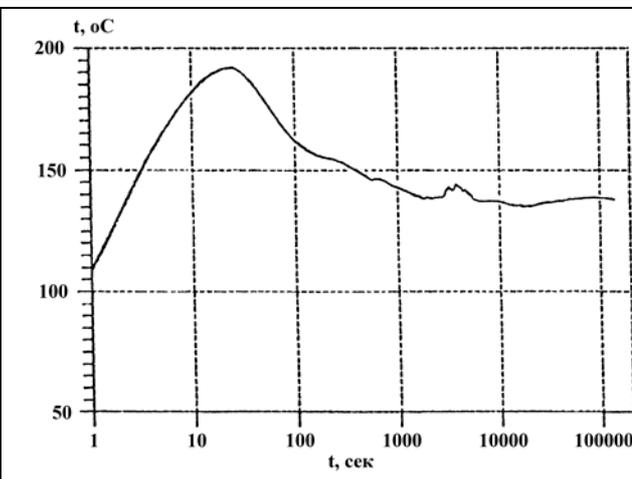


Рис. 3.4. Температура среды в гермообъеме. (Авария с разрывом холодной нитки полным сечением и отказом всех СПОТ ПГ)

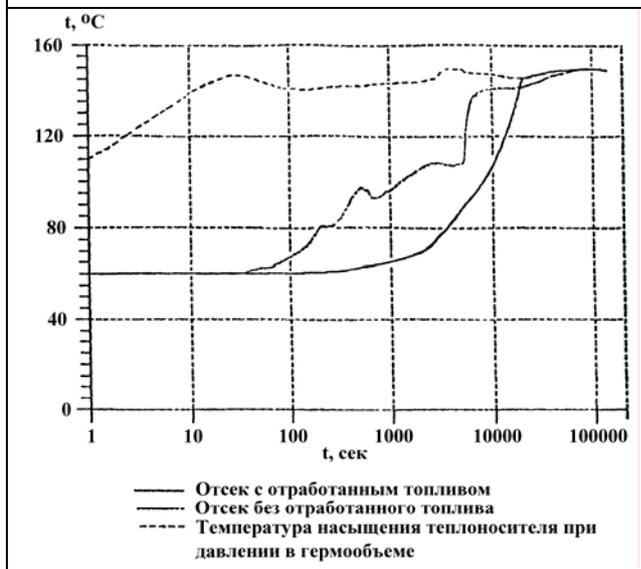


Рис. 3.5. Температура теплоносителя в отсеках топливного бассейна. (Авария с разрывом холодной нитки полным сечением и отказом всех СПОТ ПГ)

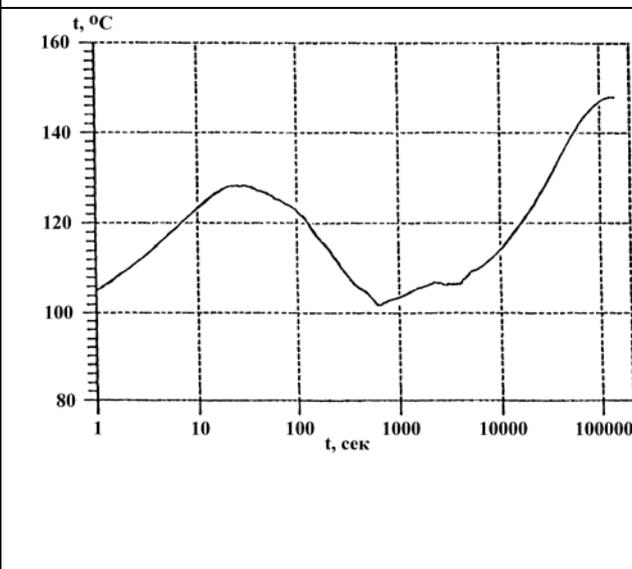


Рис. 3.6. Температура теплоносителя в аварийном бассейне. (Авария с разрывом холодной нитки полным сечением и отказом всех СПОТ ПГ)

Далее в диссертационной работе рассмотрено влияние различных факторов на режим расхолаживания РУ через бассейн в авариях с разгерметизацией I контура.

Анализ влияния места разрыва (холодной или горячей нитки ГЦК) показал:

- на первой стадии аварии, когда охлаждение активной зоны осуществляется за счет пролива ГЕ и баков САОЗ, изменение давления в объеме ЗО практически одинаково и определяется выбросом массы и энергии через сечение разгерметизации;
- к концу первых суток в обоих режимах достигается практически одинаковое максимальное давление под ЗО: 0,44-0,46 МПа.
- в обоих режимах к концу первых суток исчерпывается аккумулирующая способность теплоносителя в топливном и аварийном бассейнах, и отвод тепла из ЗО полностью осуществляется за счет СОТ ГО.

Также было исследовано влияние условного диаметра течи на динамику теплогидравлических процессов в первом контуре. Были проведены расчеты с помощью для аварий с течами Ду 25 и Ду 80 и Ду 610 (двухсторонний разрыв) при реализации стадии бассейнового расхолаживания.

Наиболее значимым параметром, характеризующим состояние активной зоны, является температура поверхности ТВЭЛ. На рис. 3.7 представлено изменение максимальной температуры поверхности ТВЭЛ при указанных авариях.

Как видно из рис. 3.7, уровень максимальных температур поверхности ТВЭЛ гарантирует от повреждения или потери целостности циркониевых трубок. Однако, при отказе системы отвода тепла от активной зоны при авариях с потерей теплоносителя возможно плавление топлива. В связи с этим, была рассмотрена возможность удержания кориума в пределах корпуса реактора при тяжелых авариях (функционирование системы пассивного удержания расплава в корпусе реактора описана в Главе 2 диссертационной работы).

Комплексный анализ теплогидравлических процессов в корпусе реактора и учет напряженно-деформируемого состояния его стенки в местах наибольшего утоньшения показал, что при образовании аварийного бассейна и циркуляции воды под днищем корпуса реактора проплавление корпуса не наступает. Анализ был выполнен с использованием российского тяжелоаварийного кода РА-ТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ. Анализ распределения тепловых потоков на наружной поверхности корпуса, представленный на рис. 3.8, показывает, что существует существенный запас до критического теплового потока, при котором произойдет проплавление днища корпуса.

Выполненный анализ удержания расплава активной зоны в корпусе реактора АЭС с ВВЭР-640 при тяжелой аварии основан на результатах реализации широкой программы исследований и учитывал дополнительные условия для уточнения полученных ранее результатов на современном уровне знаний. Несмотря на некоторые различия в исходных данных и подходах к моделированию, результаты выполненного

в диссертационной работе обоснования и обоснования, выполненного ранее в НИТИ, удовлетворительно согласуются между собой.

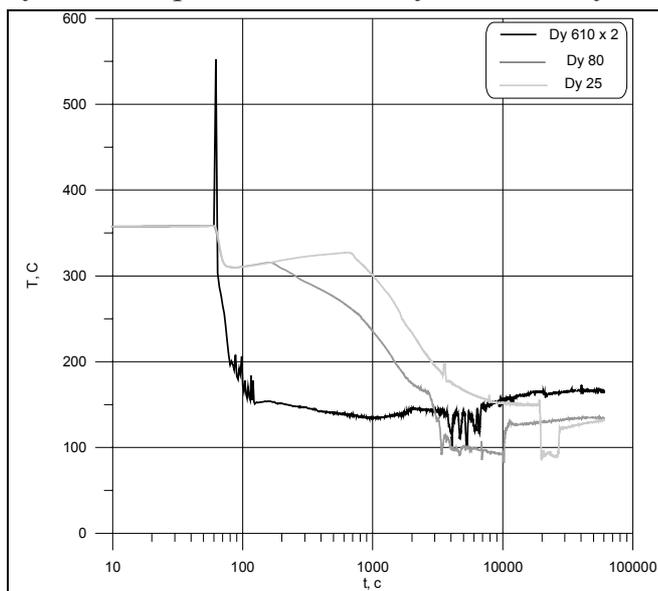


Рис.3.7. Максимальная температура поверхности твэл при авариях с течами при реализации стадии бассейнового расхолаживания.

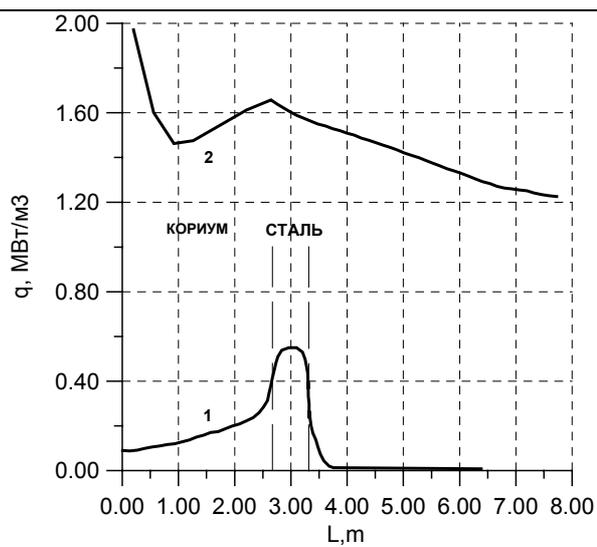


Рис. 3.8. Распределение тепловых потоков на наружной поверхности корпуса ($t = 20575$ с).
1 - отводимый тепловой поток
2 - критический тепловой поток

Таким образом, проведенные расчеты позволили обосновать возможность удержания расплава в корпусе реактора для реактора средней мощности. В работе также был выполнен анализ возможности удержания расплава при увеличении удельной энергонапряженности АЗ (q_v) с сохранением размеров корпуса реактора. С этой целью были проведены расчеты, в которых была определена максимальная плотность теплового потока на стенке корпуса в зависимости от средней удельной энергонапряженности (при сохранении размеров корпуса). Результаты расчета представлены на рис.3.9. Дополнительно на графике также показана номинальная (электрическая) мощность РУ, соответствующая q_v . Необходимо подчеркнуть, что показанные на графике данные получены в результате расчетов по коду РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ, что не всегда является удобным в инженерной практике. Для инженерной оценки можно использовать формулу, полученную в результате аппроксимации данных, представленных на рис.3.9:

$$q_{\max} = 2.76 \cdot 10^{-4} \cdot q_v^{1.8} \quad (3.1)$$

где q_{\max} – максимальный тепловой поток на стенке реактора при удержании расплава в корпусе, $\text{МВт}/\text{м}^2$;

q_v – средняя удельная энергонапряженность АЗ, $\text{МВт}/\text{м}^3$.

С точки зрения обоснования возможности удержания расплава в корпусе реактора важно знать не абсолютное значение максимального теплового потока, а его от-

ношение к величине критического теплового потока ($q_{кр}$) или коэффициент запаса до кризиса теплообмена:

$$k_3 = q_{кр} / q_{max} \quad (3.2)$$

Исследование кризиса теплообмена на обращенных вниз и вертикальных поверхностях, моделирующих стенку корпуса реактора, в течение нескольких лет проводилось в НИТИ. В результате указанных работ была рекомендована следующая безразмерная зависимость для расчета критических тепловых потоков (КТП), учитывающая влияние давления, массовой скорости охлаждающего потока и его недогрева до температуры насыщения:

$$\bar{q}_{кр} = \bar{q}_{кр,0} + C_4 Fr_* + C_5 \sqrt{\frac{\rho_1}{\rho_2}} K_{ж} \quad (3.3)$$

где $\bar{q}_{кр} = q_{кр} / (0.16 \cdot r \sqrt{\rho_2} \cdot \sqrt[4]{\Delta \rho g \sigma})$ - безразмерный тепловой поток; (3.3а)

$$\bar{q}_{кр,0} = \max\{0.2; 0.5 \sqrt{1 - \cos\theta + 2\sin\theta}\} \quad (3.3б)$$

КТП, учитывающее угол наклона поверхности (здесь угол θ отсчитывается от направления вниз),

$$Fr_* = \frac{(\rho w)}{\sqrt{\rho_1} \sqrt[4]{\Delta \rho g \sigma}} \quad (3.3в)$$

мерная массовая скорость);

$$K_{ж} = C_p \cdot (t_s - t_{ж}) / r \quad (3.3г)$$

$C_4 = 0.061$, $C_5 = 0.09$ – эмпирические коэффициенты

Для наиболее консервативных условий (температура жидкости равна температуре насыщения, массовая скорость охлаждающего потока пренебрежимо мала) и для вертикальной части корпуса реактора формула (3.3) существенно упрощается, и в размерном виде ее можно записать следующим образом:

$$q_{кр} = 0.139 \cdot r \cdot \sqrt{\rho_2} \cdot \sqrt[4]{g \Delta \rho \sigma} \quad (3.4)$$

Из формул (3.1), (3.2) и (3.4) следует выражение, которое можно рекомендовать для инженерной оценки коэффициента запаса до кризиса теплообмена на стенке корпуса реактора при удержании в нем расплава:

$$k_3 = 0.5 \cdot \frac{r \cdot \sqrt{\rho_2} \sqrt[4]{g \Delta \rho \sigma}}{q_v^{1.8}} \quad (3.5)$$

где q_v – средняя удельная энергонапряженность АЗ, МВт/м³

Зависимость коэффициента запаса от номинальной мощности РУ при давлениях снаружи корпуса $P = 0.1 - 0.4$ МПа показана на рис.3.10. Как видно из представленного графика, только для реакторов средней мощности с принятой пониженной энергонапряженностью АЗ имеет место гарантированный запас до кризиса теплообмена. При $q_v = 100$ МВт/м³ и выше и сохранении размеров корпуса реактора обосо-

вать удержание расплава внутри корпуса на современном уровне знаний не представляется возможным.

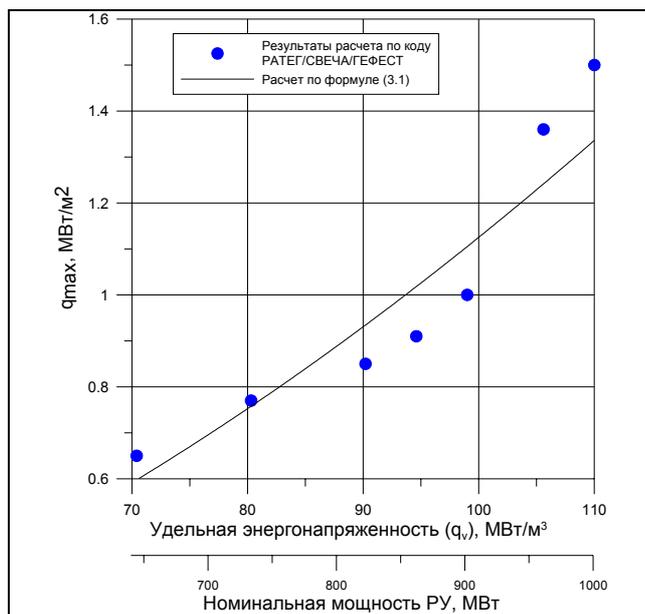


Рис.3.9 Максимальный тепловой поток на стенке корпуса реактора

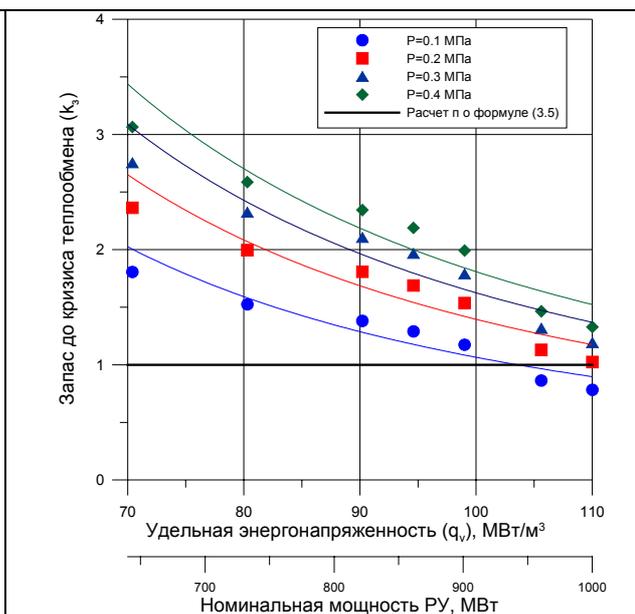


Рис.3.10 Запас до кризиса теплообмена на стенке корпуса реактора

Таким образом, результаты исследований, представленные в Главе 3 диссертационной работы, обосновывают рекомендации для проектного использования при обеспечении безопасности АЭС с ВВЭР.

На основе выполненных исследований обоснован комплекс пассивных систем безопасности для АЭС средней мощности, позволяющий превысить нормативные международные показатели безопасности.

Экспериментальные исследования на интегральных моделях пассивных систем отвода тепла от парогенераторов и бассейнового расхолаживания РУ подтвердили возможность реализации заложенных в проект АЭС с ВВЭР-640 соответствующих технических решений. В результате указанных исследований получены необходимые данные для верификации расчетных кодов.

Предложенные технические решения по обеспечению безопасности АЭС средней мощности основаны на процессах естественной циркуляции теплоносителя. Отвод тепла от активной зоны к конечному поглотителю осуществляется при устойчивой естественной циркуляции теплоносителя в первом контуре, а также в контурах пассивных систем безопасности. В результате выполненного расчетно-экспериментального исследования обоснована устойчивость контуров естественной циркуляции теплоносителя в процессе расхолаживания реакторной установки с ВВЭР-640.

Снижение средней удельной энергонапряженности активной зоны со 110 МВт/м³ до 70 МВт/м³ в реакторе ВВЭР-640 по сравнению с ВВЭР-1000 позволило

обосновать возможность внутрикорпусного удержания расплава при тяжелых авариях.

Четвертая глава посвящена анализу экономических характеристик АЭС нового поколения. Экономические преимущества АЭС нового поколения определяются в основном двумя факторами:

- Сокращением, за счет использования в аварийных режимах оборудования систем нормальной эксплуатации, общего числа элементов энергоблока (насосов, теплообменников, арматуры, трубопроводов, силовых и контрольных кабелей) и, как следствие, снижение удельных строительных объемов;
- Увеличением срока службы энергоблока, в первую очередь реакторной установки, из-за снижения энергонапряженности корпуса реактора и использования более высококачественных материалов при изготовлении энергетического оборудования.

Преимущества варианта АЭС ВВЭР-640 по сравнению с последним вариантом АЭС средней мощности с ВВЭР 440/500, который реализовывался на Кубинской АЭС, показаны в таблицах 4.1 и 4.2 (За 100% приняты показатели для проекта АЭС ВВЭР 440/500).

Таблица 4.1 Сопоставления объемов оборудования АЭС с ВВЭР-640 и АЭС с ВВЭР-440/500 для реакторного отделения

Тип оборудования, ед. изм.	АЭС ВВЭР-640	АЭС ВВЭР 440/500	Процентное отношение
1. Насосы, шт.	31	132	23,5%
2. Теплообменники, шт.	25	61	41,0%
3. Деаэраторы, шт.	1	2	50,0%
4. Баки и сосуды, шт.	22	68	32,4%
5. Арматура (всего), шт.	837	3034	27,6%
6. Арматура с электроприводом, шт.	448	925	48,4%
7. Регуляторы с электроприводом, шт.	43	71	60,6%
8. Врезки трубопроводов в 1 контур, шт.	16	35	45,7%
9. Гермопроходки, шт.	28	73	38,4%
10. Фильтры, шт.	2	15	13,3%

Тенденция сокращения материальных затрат при строительстве АЭС нового поколения с пассивными системами безопасности за счет уменьшения энергетического оборудования и строительных объемов характерна для отечественных и зарубежных проектов. Так, энергоблок AP-600, разработанный в США имеет сокращение количества арматуры на 50% , трубопроводов систем

безопасности на 80% , контрольных кабелей на 70%, насосов на 35%.

Таблица 4.2 Сравнение технико-экономических показателей АЭС с ВВЭР-640 и АЭС с ВВЭР-440/500 представленных в процентах

№	Наименование зданий и сооружений	Площадь м ² /МВт	Строительный объем м ³ /МВт
1	Реакторное отделение	31.7%	49.2%
2	Турбинное отделение (включая сооружение холодильной установки и конденсатор)	79.1%	87.1%
3	Вспомогательное отделение	35.6%	38.8%
4	Сооружение Электрооборудования	59.1%	65.2%
5	Гидротехнические сооружения	97.2%	88.3%
6	Итого для основных строений моноблока (для одного блока)	53.3%	82.1%
7	Вспомогательные строения АЭС (для двух энергоблоков)	79.0%	79.0%
8	Итого для АЭС в целом	61.8%	81.8%

Примечание: удельные показатели для АЭС с ВВЭР-440/500 приняты за 100 %.

Срок службы энергоблока определяется сроком службы РУ, а точнее – корпуса реактора, срок службы которого зависит от энергонапряженности активной зоны. Снижение энергонапряженности активной зоны связано с использованием в РУ ВВЭР-640 готового корпуса РУ ВВЭР-1000. Продление срока службы реактора позволило поставить перед заводами изготовителями основного оборудования и крупного вспомогательного оборудования требования об изготовлении основных элементов этого оборудования со сроком службы не менее 50 лет.

Удовлетворение таких требований повлекло за собой решение об использовании высококачественных материалов при изготовлении оборудования с продленным сроком службы. Продление срока службы блока связано с некоторым увеличением стоимости оборудования и блока в целом, если сравнивать с оборудованием блоков ВВЭР-1000, находящимся в эксплуатации в настоящее время. Срок службы этого оборудования установлен 30 лет.

Для того, чтобы определить эффект от продления срока службы блока были выполнены экономические расчеты. Эффект от продления срока службы блока был определен при условии сопоставимой энергетической мощности (три блока ВВЭР-640 – вариант 1 и два блока ВВЭР-1000 – вариант 2). При этом АЭС сооружаются на площадке с одинаковыми природными условиями и одинаковыми транспортными коммуникациями. Так как сроки службы блоков разные для сравнения было принято условно, что рассматриваемый период составляет 111 лет, который включает 11 лет

периода строительства АЭС из 3 блоков ВВЭР-640 и двух периодов эксплуатации АЭС по 50 лет. То есть за 100 лет строится 2 одинаковые АЭС, при этом вывод из работы одного блока предполагает ввод замещающего. Для 2 варианта за этот же период сооружается три АЭС с двумя блоками ВВЭР-1000, при этом ввод и замещение производятся аналогично 1 варианту. Таким образом, нет перерыва в отпуске продукции потребителю.

В расчетах каждый вариант выполнен по двум сценариям. По одному сценарию предполагается только строительство блоков, по другому сценарию учитываются затраты на вывод блоков из эксплуатации (вариант с индексом «а»). Затраты на вывод блоков минимизированы, то есть не предполагается «чистая лужайка», а принято частичное использование зданий и сооружений не загрязненных активностью, топливо выгружается, а оборудование первого контура выдерживается и постепенно ликвидируется. По зарубежным данным для блоков типа ВВЭР при таком сценарии вывода из эксплуатации капитальные затраты составляют порядка 10% от капитальных вложений на строительство. Для блоков ВВЭР-1000 затраты на вывод из эксплуатации будут выше, так как их чаще должны выводить из эксплуатации.

Сопоставление производилось по чистому доходу.

Полученные результаты расчетов сведены в таблицу 4.3

Наименование показателя	Величина показателя			
	Вариант 1 ВВЭР-640	Вариант 2 ВВЭР-1000	Вариант 1а ВВЭР-640	Вариант 2а ВВЭР-1000
Простой срок окупаемости	16,9	16,3	16,9	16,3
Чистый доход	29262,9	24071,7	29046,4	23655,7
Индекс доходности инвестиций	6,72	4,99	6,39	4,61
Внутренняя норма доходности	9,6	9,5	9,6	9,5

Как видно из таблицы, преимущество блоков с продленным сроком службы очевидно.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

1. Рассмотрено состояние вопроса выполнения международных и отечественных требований по безопасности АЭС с ВВЭР на современном этапе развития атомной энергетики.
2. Показано, что в проекте АЭС с ВВЭР средней мощности одним из главных факторов успешного решения проблемных вопросов безопасности является существенно сниженная по сравнению с ВВЭР большой мощности средняя удельная энергонапряженность активной зоны (~ в 1,5 раза).

3. С учетом положения, отраженного в п. 2 заключения, доказано, что технические решения по системам безопасности энергоблоков с ВВЭР большой и средней мощности отличаются не только масштабным фактором, но и специфическими особенностями систем безопасности, обеспечивающими разный качественный уровень функционирования. В частности, в проекте с ВВЭР средней мощности:

а) доказана работоспособность уникальной системы аварийного расхолаживания для тяжелых аварий, базирующаяся на «парадоксальном принципе принудительной разгерметизации I контура (вместо подпитки) для организации естественной циркуляции теплоносителя через реактор и бассейн при атмосферном давлении.

б) запроектная авария, вызывающая расплавление активной зоны, не приводит к проплавлению днища реактора и выходу кориума за пределы корпуса реактора, благодаря достаточно интенсивному теплоотводу, обеспечиваемому специальной пассивной системой безопасности. Известно, что в ВВЭР большой мощности проплавление днища реактора не исключается.

4. На базе анализа, использующего логико-вероятностный метод, определено рациональное сочетание активных и пассивных систем обеспечивающих безопасность, реализованных в проекте АЭС нового поколения с ВВЭР средней мощности.

5. На основе выполненных исследований научно обоснован комплекс систем безопасности и технических средств обеспечения безопасности АЭС нового поколения с ВВЭР средней мощности реализованный в проекте АЭС с реактором ВВЭР-640.

6. Выполненный экономический анализ предложенных и внедренных в проект систем безопасности показал существенный выигрыш по сравнению с известными техническими решениями, благодаря улучшению массогабаритных показателей, снижению металлоемкости и соответственно финансовых затрат.

7. Показано, что сравнение экономических показателей энергоблоков с ВВЭР большой и средней мощности только по стоимости установленных кВт является неправомерным. В энергоблоках с ВВЭР средней мощности условия работы корпуса реактора из-за меньшей интенсивности нейтронного облучения существенно облегчаются, что приводит к увеличению срока его службы по сравнению с ВВЭР большой мощности ~ в 1,7÷2 раза, соответственно сдвигая начало этапа снятия АЭС с эксплуатации. Учет срока службы энергоблока не позволяет однозначно говорить об экономических преимуществах блоков большой мощности. С учетом этого обстоятельства, целесообразно предусмотреть строительство АЭС нового поколения с ВВЭР средней мощности. Потребность в таких АЭС имеется как в России, так и за рубежом.

С учетом более качественного решения в них проблем безопасности будет на практике реализован переход, провозглашенный «Стратегией Развития Атомной энергетики РФ» от лозунга «чем дороже, тем безопаснее», к лозунгу «чем безопаснее, тем дешевле».

Основные положения и результаты диссертационной работы отражены в следующих публикациях:

1. Молчанов А.В., Солодовников А.С. «Использование методов вероятностного анализа безопасности для обоснования комплексного применения пассивных и активных систем безопасности» Теплоэнергетика, №2, 2004
2. Молчанов А.В., Безлепкин В.В., Горбаев В.А. и др. «Общая концепция безопасности АЭС с ВВЭР-640», Теплоэнергетика, №12, 1995.
3. Кухтевич И.В., Безлепкин В.В., Солодовников А.С., Молчанов А.В., Семашко С.Е. «Обоснование конструкционных и технологических решений, применяемых в пассивной системе отвода тепла через парогенераторы»// Процессы тепломассообмена и гидродинамики в системах безопасности АЭС с ВВЭР-640. СПб, 1997г., 60-64с.
4. Молчанов А.В., Безлепкин В.В., Горбаев В.А. и др. «Концепция безопасности при запроектных авариях АЭС с ВВЭР-640», Теплоэнергетика, №12, 1995.
5. А.с. №1596993 «Система аварийного охлаждения ядерного реактора» Авторы: Молчанов А.В., Ермолаев В.Ф., Фролов П.В. 1989г.
6. А.с. №1547572 «Система аварийного охлаждения активной зоны ядерного реактора» Авторы: Молчанов А.В., Ермолаев В.Ф., Фролов П.В. и др., 1988г.
7. А.с. №1618175 «Система аварийного охлаждения активной зоны водо-водяного реактора» Авторы: Молчанов А.В., Ермолаев В.Ф., Фролов П.В. и др., 1989г.
8. Молчанов А.В., Кухтевич И.В., Безлепкин В.В., Семашко С.Е., Ефанов А.Д. «Защитная оболочка как барьер безопасности АЭС» Сб. «Расчетные и экспериментальные исследования тепломассопереноса в защитной оболочке при тяжелой аварии на АЭС с ВВЭР», Обнинск, 1995г.

Лицензия ЛР № 020593 от 7.08.97

Подписано в печать 6.04.2004

Объем в п.л. ____

Тираж 100 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