

*Теларинский А. Ю.*

ISSN 0205—4671

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР  
“КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ”

# ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ:

Физика ядерных реакторов

ВЫПУСК

2

2004

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР “КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ”

# ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

СЕРИЯ:

**ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ**

ИЗДАЕТСЯ С 1989 г.

ВЫПУСК 2

**ДИНАМИКА И БЕЗОПАСНОСТЬ  
ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК**

ИЗДАЕТСЯ С 1971 г.

МОСКВА — 2004

Выпуски “Динамика и безопасность ядерных энергетических установок”  
подготавливаются НИИ механики Нижегородского государственного университета  
603950, Нижний Новгород, ГСП-1000, проспект Гагарина, 23, к. 6

**Редакционная коллегия серии:**

А.Ю. Гагаринский (главный редактор),  
С.М. Зарицкий (зам. главного редактора), В.Ф. Колесов,  
С.Д. Малкин, А.Е. Крошилин, Е.А. Старостина (отв. секретарь)

**Редакционная коллегия выпуска:**

В.В. Безлепкин, С.Н. Богдан, В.Н. Васекин, А.Д. Ефанов, О.Б. Клочков, А.И. Колесников,  
А.С. Коршунов, А.Е. Крошилин, Э.С. Куропатенко, С.Д. Малкин (гл. редактор), В.М. Ма-  
хин, О.И. Мелихов, В.В. Пчелин (отв. секретарь выпуска), Е.Ф. Сабаев, Л.В. Смирнов (зам.  
гл. редактора), В.П. Соловьев, В.П. Спассков, В.Ф. Стрижов, Н.В. Щукин, К.И. Яковлев

В выпусках “Динамика и безопасность ядерных энергетических установок” публикуются материалы по следующим вопросам:

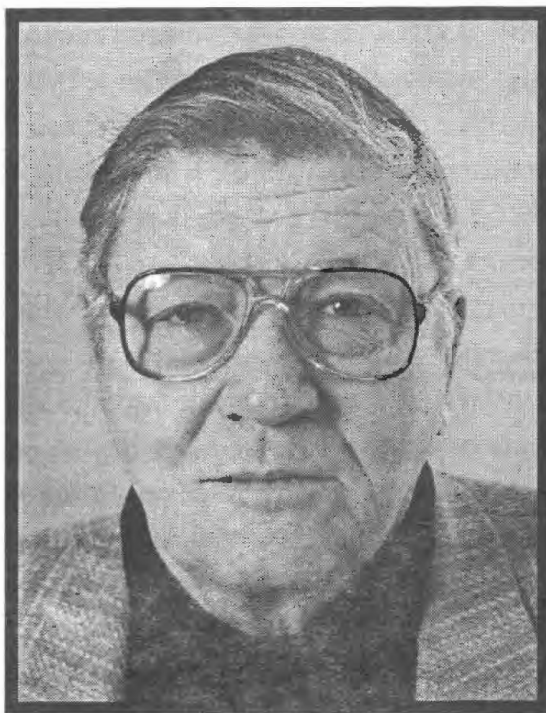
- математическое моделирование динамических процессов в ЯЭУ и их элементах;
- результаты экспериментов по устойчивости стационарных процессов и обоснованию математических моделей ЯЭУ;
- расчетные исследования управления, переходных и аварийных процессов;
- расчетные исследования устойчивости стационарных режимов ЯЭУ;
- диагностика систем и оборудования ЯЭУ;
- описания и аннотации программ расчетов динамики и экспериментальных исследований;
- расчетно-теоретическое обоснование работоспособности и ресурса оборудования ЯЭУ.

The issues of “Dynamics and Safety of Nuclear Power Plants” contain information on the following subjects:

- mathematical simulation of dynamic processes in NPP and their components;
- experimental results on the stability of stationary processes and substantiation of mathematical models of the NPP dynamics;
- computational analysis of controlling the transient and emergency processes;
- computational analysis of stability of NPP's stationary modes;
- diagnostics of NPP's equipment and systems;
- description and summaries of programs for dynamic analysis and experimental studies;
- computational and theoretical substantiation of serviceability and resource of the NPP equipment.

**Настоящий выпуск сборника посвящается светлой памяти**

## **Валентина Павловича Спасскова**



12 июля 2004 года скончался кадровый сотрудник ФГУП ОКБ “Гидропресс”, кандидат технических наук, лауреат Государственной премии СССР, заслуженный конструктор России Валентин Павлович Спассков.

Валентин Павлович Спассков родился 7 декабря 1930 года. Трудовой путь В.П. Спасскова начался во время Великой Отечественной войны на Урале, где он учился в средней школе и одновременно работал на оборонном заводе.

После окончания в 1954 г. Московского института инженеров транспорта В.П. Спассков продолжил свою трудовую деятельность уже в качестве инженера по наладке оборудования тепловых электростанций.

В 1960 г. В.П. Спассков начал работать в ОКБ “Гидропресс” руководителем группы расчетно-наладочного сектора. Вел работы по расчетным обоснованиям. Активно занимался оснащением предприятия вычислительной техникой и созданием в ОКБ “Гидропресс” нового расчетно-теоретического подразделения по исследованиям нестационарных режимов ядерных энергетических установок (ЯЭУ). В 1964 г. В.П. Спассков становится первым руководителем этого подразделения, а затем заместителем главного конструктора предприятия по расчетно-теоретическим обоснованиям ЯЭУ.

При непосредственном участии В.П. Спасскова спроектированы и введены в эксплуатацию реакторные установки 1-го и 2-го блоков Нововоронежской АЭС, АЭС в г. Райнсберге (ГДР), построены исследовательские стенды в ОКБ “Гидропресс”, а также на других предприятиях в России и за рубежом. Под его руково-

дством выполнены все расчетные работы и решены многие экспериментальные задачи в обоснование проектов ЯЭУ ряда поколений для отечественных и зарубежных АЭС с реакторами ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, проектов теплообменного оборудования установок с натриевым теплоносителем БОР-60, БН-350, БН-600. За разработку специальных ЯЭУ В.П. Спассков награжден знаком "Изобретатель СССР".

По инициативе и при непосредственном участии В.П. Спасскова на предприятии были созданы вычислительный центр, методическая и программная база расчетных обоснований проектов, разработаны и внедрены в проекты обоснования ядерной и радиационной безопасности реакторных установок. Благодаря развитым им методам, проекты реакторных установок типа ВВЭР вышли на мировой уровень, и эти установки успешно эксплуатируются в России и за рубежом.

В 1968 г. В.П. Спассков защитил кандидатскую диссертацию по динамике ЯЭУ. Являясь автором десятков публикаций и изобретений по ядерной технике, В.П. Спассков много сил и энергии отдал делу научно-технической подготовки кадров, преподавательской деятельности, общественной работе.

В последние годы В.П. Спассков плодотворно работал над проблемами создания перспективных видов ядерного топлива, над новыми проектами ЯЭУ с кипящим водяным и жидкометаллическим теплоносителями, активно занимался научной деятельностью, возглавлял работу постоянного семинара и секции по динамике, теплогидравлике и безопасности реакторов и АЭС Научно-технического совета № 1 Минатома.

В своей многогранной деятельности В.П. Спассков с присущими ему талантом, эрудицией и энергией проявлял высокую инициативу и настойчивость в постановке и решении научно-технических задач. Его личный авторитет пользовался признанием в нашей стране и за рубежом. Достижения В.П. Спасскова в ядерной науке и технике широко известны и высоко оценены Отечеством, о чем свидетельствуют многие правительственные награды и почетные звания.

Дела В.П. Спасскова являются неотъемлемой частью истории как ФГУП ОКБ "Гидропресс", так и атомной энергетики в целом. Память о Валентине Павловиче Спасскове будет надолго сохранена в сердцах его коллег и соратников.

## Памяти Валентина Павловича Спасскова

Валентин Павлович Спассков родился 7 декабря 1930 года в г. Подольске в семье преподавателя Подольского индустриального техникума Павла Александровича Спасскова.

Несколько поколений подольчан-студентов техникума помнят этого разносторонне эрудированного и энергичного человека, который вел преподавательскую деятельность по нескольким техническим предметам (основной – конструирование металлорежущих станков), занимался консультативной работой на подольских машиностроительных заводах, силами студенческих коллективов выполнял заводские заказы на разработку отдельных конструкций, технологических процессов, на изготовление деталей в учебных мастерских.

Такое же техническое образование, в совокупности со знаниями по истории техники и логике ее развития, П.А. Спассков прививал и своим детям (у В.П. Спасскова было четыре брата и две сестры). В этой семье Валентин со школьных лет выделялся способностью не только легко усваивать теоретические дисциплины, но и самостоятельно теоретически мыслить, находить правильные в научном смысле объяснения различным явлениям и событиям.

Во время Великой Отечественной войны семья была эвакуирована в г. Златоуст, где Валентин, не прерывая учебы, двенадцатилетним мальчишкой работал фрезеровщиком на оборонном заводе. Он получал рабочую карточку, что сыграло большую роль в том, что вся семья выжила во время войны (кроме старшего брата Серафима, который погиб на фронте летчиком).

После окончания войны, снова в Подольске, Валентин оканчивает среднюю школу и, несмотря на четкую научно-техническую направленность всех членов семьи, поступает учиться в МГИМО. Однако авторитет отца, который считал, что все его дети должны заниматься производительным трудом, оказался сильнее. Валентин пересдает экзамены в Московский электромеханический институт инженеров железнодорожного транспорта, который оканчивает с отличием в 1954 г. по специальности “энергетик на железнодорожном транспорте”. Трудно сказать, что потерял от этого дипломатический корпус СССР, но, как показала дальнейшая яркая творческая биография В.П. Спасскова, энергетическая техника и наука безусловно выиграли.

С 1954 по 1960 гг. В.П. Спассков по распределению работает в электромотажном поезде № 8 треста “Трансэнергомонтаж” наладчиком тепловых электростанций. В этот период В.П. Спассков приобретает глубокие знания и понимание происходящих в энергетических установках процессов, в частности динамических, получает практические навыки по наладке систем контроля, автоматического регулирования и управления энергетических объектов. Эти знания и навыки оказались уникальными и исключительно востребованными в дальнейшем, когда В.П. Спассков уже работал в ОКБ “Гидропресс” (с 1960 г.) и занимался, в частности, разработкой и обоснованием транспортной ЯЭУ.

Работая на различных должностях в ОКБ “Гидропресс” от инженера до заместителя главного конструктора, В.П. Спассков непосредственно участвовал в расчетных обоснованиях проектов ЯЭУ и многие годы возглавлял их по всем направ-

лениям реакторных установок: ВВЭР, ВК, БН, транспортных ЯЭУ и других. Ему были присущи творческий, логически выверенный подход, сочетающий эволюционность и новизну в решении проектных задач, чуткое улавливание прогрессивных мировых и отечественных тенденций и стремление ко всему прогрессивному в создании ЯЭУ. Он поднимал и решал самые актуальные проблемы и вопросы, стремился сам и побуждал других к достижению полноты и высокого научно-технического уровня расчетных и экспериментальных обоснований проектов ЯЭУ. Его эрудиция, широта и глубина охвата проблем, личное участие и руководство в разработке и внедрении методов и средств расчетного анализа ЯЭУ стали основой и школой в работе многих инженеров-расчетчиков, проектировщиков и конструкторов. Он генерировал идеи и способы их воплощения в проекты, поддерживал все прогрессивные предложения и разработки сотрудников ОКБ "Гидропресс", был мощной интеллектуальной и организующей силой, благодаря которой преодолевались бюрократические препятствия, недоверие к новому, прогрессивному.

В.П. Спассков был пионером во многих направлениях развития проектных работ на предприятии и оказывал значительное влияние на работу других предприятий отрасли. Диапазон его научно-технических интересов очень велик. Характеризуя его роль первопроходца в решении актуальных проблем, приведем ряд примеров его разносторонней деятельности.

В 60-е годы жизнь выдвинула необходимость внедрения принципиально других, более эффективных методов и средств расчетов по проектам ЯЭУ с целью получения необходимых полноты и качества обоснования проектов. Для этого требовалось проводить обработку информации в небывалом до того объеме. Решение такой задачи стало возможным на базе внедрения в проектирование ЯЭУ вычислительной техники, которая тогда использовалась лишь в отдельных научных организациях отрасли. И первым на этом пути стал В.П. Спассков, взявший на себя как инициативу, так и практическую работу по ее внедрению в ОКБ "Гидропресс". В это время он организует группу специалистов по расчетам нестационарных процессов в ЯЭУ, необходимым для глубокого понимания переходных и аварийных режимов оборудования ЯЭУ и разработки на этой базе современных требований к системам управления и защиты. Решение этих задач на логарифмических линейках и арифмометрах невозможно, и В.П. Спассков убеждает руководство в необходимости приобретения специальной вычислительной техники – моделирующих аналоговых вычислительных машин (АВМ). В короткое время были приобретены и освоены АВМ МН-7, ИПТ-5, ЭМУ-10, которые затем были агрегатированы в единый комплекс, позволивший решать сложные по тому времени пространственно-временные задачи динамики ЯЭУ. Использовалась также АВМ большой мощности "Байкал" в ФЭИ (г. Обнинск). Под руководством В.П. Спасскова на этих ЭВМ выполнено множество расчетов динамики для проектов ядерных установок с кипящим реактором ВК-50 и на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БОР-60 (до сих пор работающих в НИИАР, г. Димитровград), ВВЭР 1-го блока Нововоронежской АЭС, транспортной ЯЭУ и других. По результатам этих расчетов разрабатывались алгоритмы управления ЯЭУ, инструкции по эксплуатации, вносились корректировки в конструкции.

В эти же годы в подразделении В.П. Спасскова было внедрено также моделирование температурных полей в узлах оборудования ЯЭУ на основе применения

метода электроанalogии с помощью электропроводной бумаги, из которой создавались модели исследуемых узлов. Это позволило определять распределения температур в узлах оборудования с большой производительностью и этим существенно увеличить эффективность расчетных анализов температурных напряжений в элементах ЯЭУ.

Следующим этапом развития расчетных работ под руководством В.П. Спасскова были организация вычислительного центра на базе цифровой вычислительной машины Минск-22 и соответствующая большая работа по созданию расчетных программ по всем основным направлениям проектных анализов: физике активных зон и радиационной защиты, теплогидравлике, нестационарным режимам, температурным полям и прочности. В последующий период, в 70 – 80-х годах, мощность ЭВМ систематически и значительно увеличивалась, и на базе ее развивалось методическое и программное обеспечение проектов ЯЭУ. Теперь в ОКБ “Гидропресс” действует огромный парк современных компьютеров (в основном персональных ЭВМ) и обширный арсенал программ по всем видам расчетов и обработки информации. Дело, начатое В.П. Спассковым, в которое он на протяжении десятилетий вложил огромный труд, свой яркий интеллект и талант, продолжается его учениками и последующими поколениями расчетчиков.

В конце 70-х и в 80-х годах В.П. Спассков принимал также активное участие в международном научно-техническом сотрудничестве. Как и во всем, где он участвовал, эта работа отмечена его творческими, новаторскими результатами. Так, они проявились в сотрудничестве с финскими специалистами по проблеме безопасности, решавшейся при проектировании и строительстве АЭС “Ловииза”, когда, по сути впервые, системно были сформулированы основные концептуальные положения и выполнены специфические для этой проблематики расчетные и экспериментальные исследования. В.П. Спассковым был дан энергичный импульс и в сотрудничестве с чехословацкими научными организациями по вопросам, также связанным с безопасностью реакторных установок с ВВЭР, – развитие расчетных программ по нестационарным режимам ВВЭР, первые весьма успешные исследования гидродинамических воздействий на оборудование при разрывах трубопроводов и другие задачи.

Много энергии и инициативы вложил В.П. Спассков в работы по проектированию и созданию уникальной исследовательской установки на базе реактора “Мария” в Польше. Это была первая в странах социалистического содружества установка с ядерным нагревом тепловыделяющих стержней и теплоносителя для исследования переходных и аварийных режимов и поведения в них ядерного топлива применительно к реакторам ВВЭР. Все подобные установки до этого проекта и большинство после него строились на основе электрообогреваемых имитаторов твэлов, что значительно ограничивало адекватность экспериментов по отношению к натурным реакторным установкам. В результате его огромных усилий установка была построена, и уже готовились первые эксперименты, что предвещало получение принципиально новой и необходимой информации. Но, к сожалению, перестройка в нашей стране в 90-е годы остановила все работы на этой установке. Потом при инициативе и руководстве В.П. Спасскова были начаты подобные работы применительно к исследовательскому реактору МИР в НИИАР.

В последние годы В.П. Спассков много работал над проблемами применения на АЭС перспективного керметного (керамико-металлического) ядерного топлива, проводя исследования его свойств с участием научных организаций.

Он также разрабатывал проектные основы компактных реакторных установок с кипящим водяным реактором малой мощности, ориентированных на сборку блока преимущественно на заводе. Такой блок предусматривалось доставлять на площадку в малодоступные и удаленные районы морским или авиатранспортом (грузовым вертолетом), в минимальные сроки монтировать на площадке и запускать в работу. Блок должен оснащаться системами дистанционного управления, что давало бы возможность мобильным бригадам эксплуатационного персонала обслуживать несколько подобных установок, проводя регламентные и при необходимости ремонтные работы.

Его последние разработки, признанные в отрасли, ждут своего дальнейшего продолжения и реализации в соответствующих объектах.

В.П. Спассков, широко известный в нашей стране и за рубежом, много сил отдал также развитию, консолидации и координации научных работ отраслевых НИИ и КБ. Он много лет руководил секцией динамики ЯЭУ Научно-технического совета Минатома, возглавлял издание отраслевого журнала "Вопросы атомной науки и техники" и сам написал и опубликовал множество научных статей и докладов. По просьбе коллег по предприятию, Министерства и по поручениям руководства В.П. Спассков занимался разработкой рецензий, научно-технических отзывов, редакторской работой. Он являлся автором около 30 изобретений, направленных главным образом на совершенствование схемных решений и повышение безопасности АЭС с ВВЭР.

В 1967 г. В.П. Спассков защитил диссертацию на тему "Некоторые вопросы динамики при проектировании ядерных энергетических установок", и ему присуждена ученая степень кандидата технических наук. За большой вклад в дело развития атомной науки и техники В.П. Спассков удостоен многих правительственных и отраслевых наград, среди которых орден Трудового Красного Знамени, Государственная премия, медали "За доблестный труд в Великой Отечественной войне 1941-1945 гг.", "За доблестный труд в ознаменование 100-летия со дня рождения В.И. Ленина", "Ветеран труда", медали и дипломы ВДНХ. В.П. Спассков имел почетное звание "Заслуженный конструктор Российской Федерации".

К сожалению, жизни Валентина Павловича не хватило для воплощения имевшихся у него творческих планов и начинаний.

Последним его значительным трудом являлось написание (в соавторстве с группой ведущих специалистов ФГУП ОКБ "Гидропресс") книги "Расчетное обоснование теплогидравлических характеристик реактора и РУ ВВЭР". – М.: ИКЦ "Академкнига", 2004. Книга состоит из предисловия, четырех глав и заключения, в которых рассмотрены:

– методическое и программное обеспечение расчетных обоснований РУ с ВВЭР;

– стационарные режимы работы РУ, в том числе вопросы расчетного и экспериментального обоснования, контроля и управления в нормальных режимах, особенности проведения пусконаладочных работ на различных блоках РУ с ВВЭР-440 и ВВЭР-1000;

– теплогидравлический анализ нестационарных режимов работы РУ с ВВЭР, включая категории режимов, приемочные критерии, анализы в целях подтверждения приемочных критериев по активной зоне и обоснования прочности оборудования и др.;

– расчеты гидродинамических воздействий на оборудование и конструкции в авариях с разрывами трубопроводов, в том числе общая постановка задач и их классификация, основные методические положения, вопросы расчета нагрузок от струй теплоносителя, летящих предметов, от волновых явлений.

Этот последний вклад Валентина Павловича Спасскова в атомную науку и технику, несомненно, будет полезен специалистам, занимающимся проектированием и расчетным обоснованием РУ с ВВЭР, а также студентам высших учебных заведений соответствующих специальностей, и поможет им продолжить и развивать дела, начатые В.П. Спассковым\*.

*Светлая память о Валентине Павловиче и благодарность ему навсегда останутся в сердцах его коллег, учеников и последователей.*

*От коллектива сотрудников ФГУП ОКБ "Гидропресс" директор-генеральный конструктор Ю.Г. Драгунов, главный специалист Г.А. Волков, начальник отдела Е.И. Левин, первый заместитель главного конструктора – начальник отделения РУ ВВЭР А.К. Подшибякин, начальник отдела Н.С. Филь*

*Редколлегия научно-технического сборника "ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. Выпуск: Динамика и безопасность ЯЭУ"*

*Секция № 3 "Динамика, теплогидравлика и безопасность реакторов и АЭС"  
НТС № 1 Федерального агентства по атомной энергии*

---

\*Примечание редакции сборника.

С целью ознакомления широкой научно-технической общественности с книгой, которая издана небольшим тиражом в 1000 экз., далее в этом выпуске сборника публикуются предисловие и глава 1 книги (с незначительными сокращениями).

## **Расчетное обоснование теплогидравлических характеристик реактора и РУ ВВЭР (выдержка из книги)**

### **Предисловие**

Расчетно-теоретические работы, выполняемые при конструировании реакторных установок (РУ) ВВЭР, включают большой объем работ. Среди них такие, как:

- выбор и обоснование энергетического процесса;
- конструктивные расчеты в обоснование выбора конструкции, оптимизация конструкции и компоновки;
- выбор и обоснование конструкции специфических узлов;
- расчетное обоснование технологических процессов изготовления оборудования;
- разработка технических заданий на эксперименты, на создание базовой и экспериментальной частей стендов, схем. Обоснование экспериментальных режимов, переноса результатов экспериментов на натурные установки;
- разработка процессов управления РУ, оптимизация режимов;
- расчетно-теоретическое обеспечение пуско-наладочных и ремонтных работ;
- обоснование работоспособности РУ;
- проведение поверочных расчетов;
- выбор и анализ режимов и факторов, определяющих безопасность АЭС, составление отчета по безопасности.

Настоящая книга включает расчетные работы по обоснованию теплогидравлических характеристик, входящие в обоснование проекта и в отчеты по безопасности РУ ВВЭР. Другие работы, которые выполняются при конструировании, не рассматриваются. Это поможет читателю четко представить объем, номенклатуру, требования к расчетно-теоретическим работам для составления отчета по безопасности.

Вычислительная работа по разработанным методикам и аттестованным программам является детерминистским процессом, требующим технической дисциплины и исполнительской добросовестности. Может возникнуть ошибочное представление о несложном механическом процессе разработки отчета с использованием готовых расчетных методик и вычислительных программ.

Однако имеется другая сторона разработки отчета по безопасности: анализ конструкции, режимов работы, процессов в узлах и в целом в установке, анализ областей применимости методик и программ к данным конкретным установкам и условиям, выбор номенклатуры расчетных случаев, определяющих безопасность.

Разработка перечня расчетных случаев, учет реализовавшихся аварийных ситуаций и вероятных теоретически являются важнейшей и первоочередной задачей при разработке отчета по безопасности и инструкций по управлению авариями.

Проблема безопасности постоянно развивается, и совершенствуются методы и средства ее решения.

Специалисты, которые будут использовать настоящую книгу, должны творчески применять представленный материал с обязательным анализом конструкций и условий работы установки, с тщательным обоснованием достаточности выбранных расчетных случаев для доказательства безопасности.

## Глава 1

### Методическое и программное обеспечение расчетных обоснований проектов реакторных установок ВВЭР

Начало 60-х годов прошлого века, когда главными инструментами конструктора-расчетчика были логарифмическая линейка и арифмометр, а в средствах массовой информации обсуждался вопрос о том, сможет ли вычислительная машина состязаться с человеком в интеллекте, совпало в ОКБ “Гидропресс” с периодом нового этапа развития проектных работ в области создания ядерных энергетических установок (ЯЭУ). В 1964 г. в г. Нововоронеже был запущен в эксплуатацию первый промышленный энергоблок АЭС с реактором типа ВВЭР электрической мощностью 210 МВт (В-1). Проект РУ этого блока был выполнен ОКБ “Гидропресс”. Многие основные проектно-конструкторские решения этого проекта, проверенные затем на практике, успешно были использованы в следующих проектах РУ. Это были проекты построенных РУ: В-2 мощностью 70 МВт в г. Райнсберге (Германия), В-3М на 365 МВт на Нововоронежской АЭС (НВАЭС), затем серийные установки В-440 (НВАЭС, а позднее для зарубежных АЭС). Параллельно разрабатывались и реализовывались в 60 – 70 гг. проекты РУ с кипящим реактором (ВК-50), с натриевыми реакторами на быстрых нейтронах типа БН (БОР-60 в г. Димитровграде, БН-350 в г. Мангышлаке, БН-600 на Белоярской АЭС). В ОКБ “Гидропресс” разработаны многие проекты РУ ВВЭР-1000 мощностью 1000 МВт электрических, которые поныне работают в России, странах СНГ и дальнего зарубежья. Энергично велись также работы по оборонным заказам.

Вместе с новыми задачами ядерной энергетики в 60-е годы росло осознание того, что с возрастающими требованиями к технологическим параметрам и экономичности РУ, их надежности и безопасности необходимы совершенствование и углубление знаний процессов работы уникального оборудования РУ и, как следствие, повышение требований к качеству, полноте и точности расчетных обоснований проектов. Это, в свою очередь, определило необходимость развития и использования для них принципиально новых методов и средств расчетного анализа.

Первым опытом в применении этих методов и средств стало практическое использование метода электроанalogии для моделирования на электропроводной бумаге стационарных температурных полей в сечениях узлов оборудования РУ, что позволило решать многочисленные температурные задачи с невиданной до того производительностью. Работы затем продолжались с использованием специального “электро-гидроинтегратора” ЭГДА. В 1962 – 1964 гг. в ОКБ “Гидропресс” впервые были поставлены решения нестационарных задач на основе аналоговых вычислительных машин (АВМ), для чего были приобретены АВМ типа МН-7, ИПТ-5, а затем ЭМУ-10, которые были затем сблокированы в единую мощную систему. На АВМ были выполнены расчеты для проектов РУ В-1, установок с кипящим реактором ВК-50 и реактором БОР-60, а также для прототипа транспортной энергетической установки 27-ВТ-5 и корабельной ЯЭУ БМ-40А. Освоение этих методов и средств дало возможность выполнять принципиально новые расчеты нестационар-

ных процессов в РУ, научно формулировать требования к их системам управления и этим поднять расчетные анализы на качественно иной уровень. Описания процессов для АВМ простыми, физически легко представимыми системами уравнений явились хорошей основой создания затем расчетных методик и программ для ЭЦВМ. Энтузиастами в этих работах были В.П. Спассков, Г.А. Волков, А.К. Сердюк, а также несколько позднее Л.И. Масленникова, Л.А. Гончарова, Л.Д. Тачкова, В.П. Горячев.

Параллельно под руководством начальника физического подразделения Е.В. Куликова на базе Института атомной энергии им. И.В. Курчатова были развернуты работы по освоению расчетных программ и постановке в ОКБ "Гидропресс" расчетов физики реакторов и радиационной защиты.

Важную поддержку в работе оказывал тогда бывший заместитель главного конструктора по расчетным работам Г.А. Тачков.

В 1966 году была приобретена электронная цифровая вычислительная машина (ЭЦВМ) "Минск-22м", что явилось следующим и принципиально важным событием в развитии расчетных работ. Машина относилась к ЭВМ второго поколения, т.е. была создана на транзисторной базе. Хотя она не отличалась высокими вычислительными параметрами, но, тем не менее, предоставила возможность для математического моделирования широкого спектра физических процессов в РУ, создать автоматизированную технологию расчетных обоснований проектов РУ и управления процессами проектирования, системно и на долговременной основе подходить к разработке и использованию расчетных программ, использовать программы, разработанные на других предприятиях. ЭВМ обладала высокой надежностью, что позволило эффективно эксплуатировать ее до 1982 года включительно. На базе ЭВМ "Минск-22м" на предприятии был создан Вычислительный центр, объединивший работу специалистов различного профиля: инженеров-расчетчиков, программистов, электронщиков.

В конце 60-х и в 70-х годах под руководством и непосредственном участии заместителя главного конструктора Е.В. Куликова и сменившего его на этом посту В.П. Спасскова, начальника ВЦ Г.А. Волкова и руководителей других специализированных расчетных отделов М.А. Лукьянова, В.И. Налетова, А.К. Подшибякина, В.К. Ткаченко и А.В. Резеповой при участии наиболее квалифицированных специалистов-расчетчиков на системной основе была проведена выдающаяся по прогрессивности и широте охвата проблем работа по созданию и внедрению расчетных методик и программ по основным тематическим направлениям расчетных обоснований проектов: физике, теплогидравлике, нестационарным процессам, температурным полям, прочности и другим. Были разработаны единые требования к программам и программной документации (задолго до появления ГОСТа ЕСПД – единой системы программной документации), а затем и соответствующий стандарт предприятия, организованы архив и каталог программ и программной документации для ЭВМ "Минск-22м". Таким образом, в короткое время была создана обширная библиотека программ предприятия (БПП), включавшая более 120 программных средств, которая с тех пор неоднократно расширялась и модернизирована.

лась (в том числе на базе других ЭВМ) вплоть до современного ее состояния. На базе БПП была полностью перестроена технология расчетных обоснований проектов РУ, а сами проекты подняты на качественно более высокий, современный уровень. При этом программное обеспечение стало доступным многим инженерам, не являющимся авторами программ.

В дальнейшем созданная автоматизированная система расчетных обоснований проектов РУ развивалась и модернизировалась с учетом повышения требований к проектам.

В 1973 году предприятием была приобретена наиболее мощная в то время отечественная ЭВМ "БЭСМ-6", превосходившая "Минск-22м" по основным вычислительным параметрам в десятки и сотни раз. Реальное быстродействие "БЭСМ-6" составляло от 600 тысяч до миллиона операций/с, объем оперативной памяти изначально составлял 400 Кбайт и через несколько лет был удвоен. Машина обладала уникальной по тем временам гибкой архитектурой, что позволяло подключать к ней различные внешние устройства, тем самым увеличивая ее вычислительные возможности. По качеству архитектурных решений "БЭСМ-6" в то время превосходила многие западные мощные ЭВМ. Машина была оснащена внешней памятью большого объема на магнитных лентах и быстродействующей внешней памятью на магнитных барабанах. Очень важным обстоятельством являлось наличие на "БЭСМ-6" современных трансляторов с языков программирования ФОРТРАН, АЛГОЛ и других машинных языков, что позволило унифицировать и ускорить разработку программ при одновременном повышении их качества. В это же время было закончено строительство нового здания вычислительного центра, в котором были размещены ЭВМ "БЭСМ-6" и "Минск-22м".

Кроме того, к началу 70-х годов были произведены структурные изменения в специализированных расчетных отделах, связанные с переводом в эти отделы программистов, и организация разработки расчетных методик и программ, отвечающих профилю соответствующих специализированных отделов.

Накопленный опыт разработки и практического использования расчетных программ, а также вышеперечисленные обстоятельства обусловили дальнейшую разработку программно-методического обеспечения расчетов на базе достигнутого, но на новом системном уровне, а именно, в виде автоматизированной системы расчетно-теоретических обоснований проектов ЯЭУ. Разработка первой очереди этой системы под названием САПР-Р-1 (проект "Коралл") была начата в 1979 году и завершена в 1984 году сдачей Государственной комиссии. В САПР-Р-1 были комплексно сформулированы и реализованы требования к функциональным и обеспечивающим подсистемам.

В состав разработанных функциональных подсистем САПР-Р-1 вошли:

– подсистема "Физика", обеспечивающая два направления расчетного обоснования, а именно, расчеты нейтронно-физических характеристик активной зоны (выбор геометрии твэла и кассеты, характеристик загрузки, обогащения, количества органов регулирования и их эффективности) и расчеты радиационной и биологической защиты (выбор материалов для радиационной защиты, обоснование вы-

бранных геометрических, габаритных, весовых характеристик защиты, прогнозирование радиационной обстановки в местах ремонта и осмотра оборудования и др.);

– подсистема “Теплогидравлика”, обеспечивающая теплогидравлические расчеты реактора и первого контура в режимах номинальных, с отклонением параметров от номинальных (с работой на части петель) и аварийных, расчеты динамических характеристик приводов СУЗ и кассет в нормальных эксплуатационных и аварийных режимах, расчеты температур, газовыделений и давления в твэлах в течение кампании, расчеты (конструкторские и поверочные) парогенераторов в номинальных и частичных режимах и другие;

– подсистема “Нестационарные режимы”, обеспечивающая выполнение комплекса расчетов для выработки требований к оборудованию, системам автоматики и защиты, обоснования надежности и безопасности, а также выдачу исходных данных для расчетов температурных полей и прочности. В подсистему включен также программный комплекс по расчетам температурных полей в узлах конструкций для расчетов их прочности;

– подсистема “Прочность”, предназначенная для обоснования статической, циклической и сейсмической прочности узлов оборудования РУ ВВЭР в соответствии с нормами прочности, включая обоснование безопасности, а также оптимизацию узлов конструкций РУ;

– подсистема “Динамика”, назначением которой является определение гидродинамических усилий на элементы конструкций РУ при разрыве главного циркуляционного трубопровода для проведения соответствующих расчетов прочности в обоснование безопасности РУ в аварийных условиях.

Общими для всех подсистем задачами являлись автоматизация подготовки исходных данных, создание стандартных цепочек комплексных расчетов и управляющих программ для их реализации, автоматизация обработки результатов расчетов и выпуска технической документации.

Кроме того, в САПР-Р-1 были впервые комплексно сформулированы требования к обеспечивающим подсистемам, а именно, к методическому, лингвистическому, информационному, программному, техническому и организационному видам обеспечения.

Разработка САПР-Р-1 явилась надежным фундаментом для последующего развития и совершенствования системы расчетно-теоретических обоснований РУ ВВЭР в ОКБ “Гидропресс”.

Разработка этой системы осуществлена многими ведущими специалистами расчетных отделов под руководством и при участии В.П. Спасскова, Г.А. Волкова, М.А. Лукьянова, В.И. Налетова, А.К. Подшибякина, А.В. Резеповой, А.Н. Иванова.

В 80-е годы на основе опыта эксплуатации САПР-Р-1 и в целях дальнейшего совершенствования ее в соответствии с возрастающими требованиями к объему и качеству расчетных обоснований проектов РУ работы продолжались, и в 1988 году была сдана в эксплуатацию вторая очередь автоматизированной системы САПР-Р-2 расчетно-теоретических обоснований проектов РУ.

Новая система имела в качестве технической базы две ЭВМ: БЭСМ-6/7 – модернизированная ЭВМ на основе прежней “БЭСМ-6” (пущена в эксплуатацию в 1979 году) и ЕС-1035, введенная в эксплуатацию в 1982 году. В 1989 году ЕС-1035 была заменена на новую мощную ЭВМ ЕС-1066. Состав функциональных подсистем САПР-Р-2 относительно САПР-Р-1 был обновлен и расширен.

В нее вошли подсистемы:

- ФРИЗ – физика реактора и защиты;
- СТАРТ – стационарные теплогидравлические расчеты реактора и первого контура;
- ТРАП – расчеты нестационарных теплогидравлических процессов в РУ;
- ТЕМП – расчеты температурных полей в элементах конструкций РУ в стационарных и нестационарных режимах;
- РАДИУС – расчеты гидродинамических нагрузок на элементы конструкций РУ при максимальной проектной аварии;
- СТАТ – расчеты на статическую и циклическую прочность конструкций РУ;
- АРСЕН – автоматизированный расчет сейсмических нагрузок;
- ДЕЛЬФИН – расчеты прочности узлов конструкций реактора, парогенератора, трубопроводов и другого оборудования для режимов с высокими динамическими нагрузками на их элементы;
- АРПАН – теплогидравлические расчеты для проектов парогенераторов с натриевым теплоносителем.

При разработке САПР-Р-2 было существенно развито программное обеспечение системы 1-й очереди (САПР-Р-1) в направлении функциональной полноты и глубины проработки проектируемых РУ и повышения качества расчетных моделей. В соответствии с новыми последними требованиями к РУ ВВЭР в САПР-Р-2 были разработаны 20 новых программ, модернизированы 11 программ, внедрены 17 программ сторонних организаций. В составе системы была создана новая подсистема ДЕЛЬФИН, из подсистемы расчетов прочности СТАТ выделена в самостоятельную подсистема АРСЕН. Из подсистемы СТАРТ выделен в отдельную систему существенно модернизированный комплекс АРПАН. В подсистему ТРАП включены новые расчетные программы для анализа запроектных аварий с тяжелым повреждением активной зоны ВВЭР.

На стадии предпроектного исследования, разработки технического задания и разработки самой системы были развиты и созданы новые функциональные взаимосвязи между подсистемами, что важно для организации комплексных расчетов с автоматизированной передачей данных из одних подсистем в другие. В рамках функциональных подсистем были модернизированы почти все базовые программы, что позволило увеличить их быстродействие, расширить круг решаемых проектных задач, сократить объем задаваемой вручную информации, улучшить наглядность представления информации и приведения ее к форме, пригодной для непосредственного включения в проектную документацию.

Существенно были также улучшены сервисные средства подготовки исходных данных, внедрены общесистемные средства организации интерактивного режима

обработки информации, широкое применение получили информационно-справочные системы, что позволило ускорить время проведения расчетов и повысить их качество.

Техническая база САПР-Р-2 была значительно улучшена по сравнению с САПР-Р-1. Увеличены мощности ЭВМ “БЭСМ-6” и ЕС-1035, появились накопители на магнитных дисках (НМД), обеспечивающие прямой доступ к информации и существенно повышающие скорость ее обработки по сравнению с накопителями на магнитных лентах (НМЛ), в практику расчетов внедрены выносные терминалы (дисплей), а для вывода результатов расчетов в графической форме – графопостроители.

Выпуск программной документации осуществлялся по специально разработанному на основе ГОСТ ЕСПД стандарту предприятия СТП-3.

В разработке САПР-Р-2 также участвовали весь основной состав специалистов-расчетчиков предприятия и руководители расчетных подразделений.

Отмечая многолетнюю масштабную работу по созданию и развитию на предприятии автоматизированной системы расчетных обоснований проектов РУ на базе вычислительной техники в период 60 – 80 годов как яркие страницы истории ОКБ “Гидропресс”, необходимо выразить признательность и уважение ее разработчикам, которые стали и пользователями этой системы, и исполнителям проектных расчетов.

В этот период была также создана и развивалась несколькими очередями Система автоматизированного управления предприятием АСУ-КБ.

С самого начала и на дальнейших этапах работ в деятельности по автоматизации расчетов на базе ЭВМ оказал большую поддержку и проявил активное личное участие начальник-главный конструктор ОКБ “Гидропресс” В.В. Стекольников.

Период 1989 – 1993 гг. характеризовался резким наращиванием вычислительных мощностей предприятия при одновременном развитии двух направлений: “больших” ЭВМ и персональных компьютеров. В 1989 году была пущена в эксплуатацию мощная отечественная ЭВМ ЕС-1066, приобретена партия из 30 компьютеров Robotron ЕС-1834, а в 1990 году – 130 компьютеров типа IBM PC, что положило начало компьютеризации многих других направлений работы предприятия, которая продолжается и в настоящее время. Продолжалось развитие и традиционного направления: ставились новые расчетные задачи на ЭВМ миниVAX-11, приобретенной в 1989 году, в 1992 году введена в эксплуатацию супер-ЭВМ американского производства CYBER-962, а в 1993 году – наиболее мощная для того времени отечественная ЭВМ Эльбрус-1-КБ, являвшаяся продолжением и развитием ряда “БЭСМ-6”. Несколько ранее, в 80-х годах, предприятием были приобретены и введены в эксплуатацию ЭВМ СМ-3 и СМ-1420 в расширенной конфигурации автоматизированного рабочего места конструктора. Таким образом, в начале 90-х годов ОКБ “Гидропресс” располагало почти полным набором вычислительных средств, производимых в то время, и по уровню оснащенности вычислительной техникой опережало большинство предприятий отрасли. Естественно, для этих

ЭВМ создавалось и программное обеспечение проектов РУ. В частности, на ЭВМ миниVAX-11 были выполнены многие расчеты нестационарных режимов РУ проекта В-341 для Финляндии. Был создан ряд новых программ расчетов по различным системам РУ для ЭВМ ЕС-1066, CYBER-962, Эльбрус-1-КБ, разработан специальный комплекс программ для автоматизированного места конструктора на базе ЭВМ СМ-3 и СМ-1420. Общее число программ в БПП в тот период превысило 350.

Компьютерная технология расчетных обоснований проектов является весьма наукоемкой и требует своего систематического развития. Созданная к началу 90-х годов база давала для этого хорошие предпосылки. Но в это время начали проявляться негативные “перестроечные” тенденции. Стремительно росла инфляция, сократились работы по проектам и т.д. “Большие” ЭВМ выводились из эксплуатации, а перевод программ на персональные компьютеры только начался. Это привело к тому, что многие расчетные работы лишились своей программной базы.

Однако затем были приняты меры и сделаны значительные усилия по возрождению и продолжению компьютеризации предприятия на современной технической базе (ПЭВМ, “рабочие станции” и др.). Этому способствовала и положительная конъюнктура в отношении новых заказов на проектирование РУ ВВЭР для АЭС нового поколения повышенной безопасности. Развитие расчетных и информационных технологий на предприятии получило новый импульс под руководством директора-генерального конструктора Ю.Г. Драгунова. В области проектирования РУ в ФГУП ОКБ “Гидропресс” действует комплекс, включающий ~150 новых и модернизированных программ, которые обеспечивают необходимую полноту расчетных обоснований проектов РУ, включая их безопасность. Программы имеют полный комплект документации, поддерживаются всеми необходимыми технологическими и информационными средствами и объединены в БПП, функционирующую по установленным правилам. Программы классифицированы по тематическим разделам проектных обоснований и сгруппированы в соответствующие подсистемы программного обеспечения проектов:

- расчеты физических характеристик реакторов и радиационной защиты;
- расчеты стационарных теплогидравлических характеристик оборудования;
- расчеты нестационарных теплогидравлических процессов в РУ;
- расчеты температурных полей в конструкциях;
- расчеты гидродинамических воздействий на оборудование при разрывах трубопроводов;
- расчеты напряженно-деформированных состояний элементов конструкций, включая сейсмические воздействия;
- расчеты структурной надежности оборудования и вероятностный анализ безопасности (ВАБ);
- расчеты аварий при тяжелых повреждениях активной зоны;
- расчеты по водородной безопасности;
- обработка данных.

Функциональные назначения этих подсистем в основном аналогичны описанным выше для систем САПР-Р. Однако в соответствии с современными требованиями к проектам настоящий программный комплекс дополнен новыми подсистемами: расчеты аварий при тяжелых повреждениях активной зоны реактора, по водородной безопасности при возгорании или взрыве водорода в нештатных ситуациях, расчеты в обоснование динамической устойчивости РУ с АСУТП и тестирование программного обеспечения АСУТП. Существенно расширены состав и функции всех других подсистем. Комплекс имеет также современные средства обеспечения: базы данных, интерфейсы, программы обработки и представления результатов и др. Структурная схема программного комплекса показана на рис. 1.1.

В составе БПП имеется информационная база данных (каталог), содержащая необходимые сведения об используемых программах. Программы ФГУП ОКБ "Гидропресс" разработаны и оформлены в соответствии со стандартом предприятия СТП-3-2000 "Программы и программные документы. Общие требования к разработке, содержанию, оформлению, верификации, аттестации и обращению". Стандарт регламентирует состав программной документации, содержание каждого программного документа, порядок тестирования программ, оформления, согласования, утверждения, внесения изменений и хранения программной документации и машинных носителей.

Особое внимание уделяется проверке, в том числе экспериментальной (верификации), и аттестации программ в надзорном органе атомной энергетики (ГАН России).

Большая часть методического и программного обеспечения проектов РУ создана и внедрена в проектирование специалистами соответствующих подразделений предприятия, указанными выше, под руководством первого заместителя главного конструктора по РУ ВВЭР А.К. Подшибякина, начальников специализированных расчетно-конструкторских отделов Г.А. Волкова, М.А. Быкова, А.К. Горохова, Е.И. Левина, Н.С. Филя, Н.В. Шарого, Н.П. Коноплева и др.

Параллельно на предприятии также создавались и развиваются системы автоматизированного проектирования (конструирования), в том числе в 3-мерной геометрии на основе программных пакетов CATIA v5.R10, SOLID WORKS 2001, AutoCAD 2000LT, AutoCAD 14R и других, а также информационные системы различного назначения.

В настоящее время работа продолжается дальше в направлении создания новейших программных средств сопряженных и многомерных расчетов, приобретения программ в других организациях, экспериментального обоснования, верификации и аттестации программ в ГАН России.

В программном обеспечении проектов РУ одними из основных являются комплексы программ для расчетов теплогидравлических характеристик РУ. Их состав, назначение и функции конкретных программ описаны в следующих главах книги. Информация по программам, относящимся к другим тематическим расчетным направлениям, приводится также авторами других книг ФГУП ОКБ "Гидропресс".

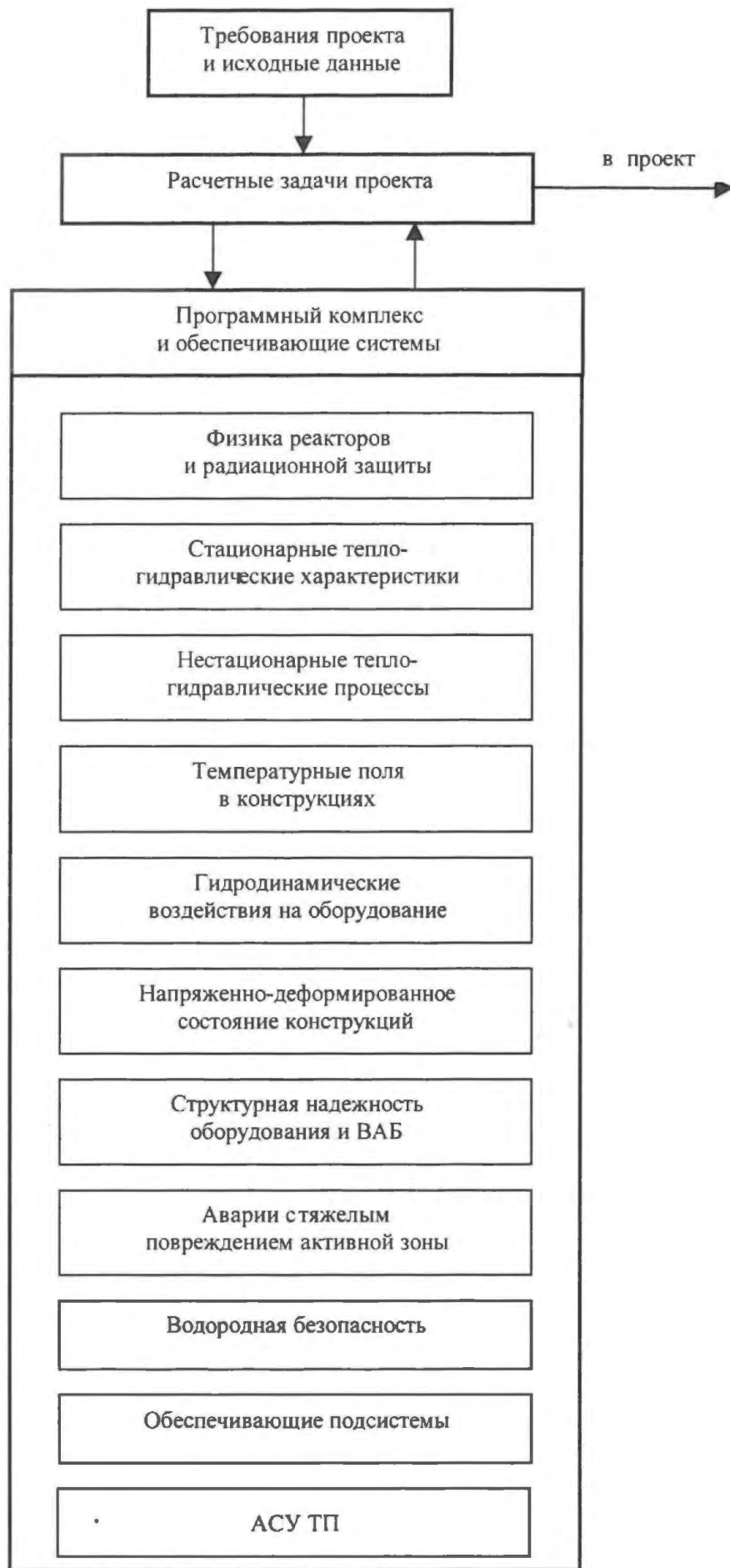


Рис. 1.1. Структурная схема программного комплекса

# ПЕРЕХОДНЫЕ И АВАРИЙНЫЕ РЕЖИМЫ

УДК 621.039.51

## Влияние расширения объема первого контура на самозащищенность реакторов

*Ф.М. Митенков, Д.Г. Кресов, В.А. Панов, В.А. Пахомов,*  
ФГУП "ОКБМ им. И.И. Африкантова", 603074, Н. Новгород, Бурнаковский пр., 15

На примере реактора с водным теплоносителем приводятся результаты исследования влияния изменения внутренних объемов корпусных конструкций I контура при различных режимах работы реактора на динамику гипотетических реактивных аварий. Выявлено наличие резервных возможностей, повышающих внутреннюю самозащищенность реактора.

**THE INFLUENCE OF PRIMARY CIRCUIT VOLUME EXPANSION UPON THE REACTOR SELF-PROTECTION. F.M. MITENKOV, D.G. KRESOV, V.A. PANOV, V.A. PAKHOMOV.** The investigation results of the primary circuit vessel structures internal volumes changes at different modes of reactor operation influence upon the dynamics of hypothetical reactivity accidents are presented basing on the example of the reactor with water coolant. It appeared that there are standby resources increasing the inherent self-protection of the reactor.

При разработке проектов ядерных энергетических установок (ЯЭУ) любого назначения одними из основных требований являются обеспечение и корректное обоснование ядерной и радиационной безопасности в процессе эксплуатации с учетом всех физически возможных, в том числе маловероятных, аварийных ситуаций. В случае невозможности с достоверностью обосновать отсутствие аварийных состояний, при которых может реализоваться ядерная или радиационная опасность для персонала или окружающей среды, проектант обязан рассматривать в соответствии с рекомендациями МАГАТЭ постулированную аварию с расплавлением активной зоны и предусматривать в проекте необходимые физические барьеры, исключающие недопустимые воздействия на окружающую среду.

Исследования и проектные разработки показывают, что обеспечение гарантированной безопасности существенно упрощается, если реактор удовлетворяет требованиям внутренней самозащищенности, физическое содержание которой в основном сводится к достаточно полной реализации системы отрицательных обратных связей. Для реакторов с водным теплоносителем характерны изменения давления в I контуре в большом диапазоне как в рабочих, так и аварийных режимах, которые вызывают соответствующие изменения напряженно-деформированного состояния оборудования контура, а следовательно, и его внутреннего объема. Обычно при проектировании ЯЭУ из условия консервативности получаемых результатов полагают объем контура постоянным и не учитывают его изменений при изменении температуры теплоносителя. Однако при исследовании вопроса внутренней самозащищенности реактора фактор изменения объема должен учитываться, особенно для реакторов с достаточно высокой удельной теплонапряженностью (кВт/л).

## 1. Влияние изменения объема I контура на динамику определяющих параметров

Для определения расширения внутреннего объема I контура при рабочих режимах и аварийных ситуациях необходимо проводить расчеты кинетики напряженно-деформированного состояния оборудования и систем паропроизводящей установки (ППУ) в упругой и упругопластической постановках, что позволяет определить значение критериального давления разгерметизации наиболее "слабого" с точки зрения разрушения и несущей способности элемента конструкции I контура, уточнить динамику протекания аварии и выявить дополнительные резервы самозащитенности с использованием динамической модели ППУ.

Для качественной оценки влияния расширения внутренних объемов конструкций I контура на динамику определяющих параметров ППУ рассмотрим следующую упрощенную модель взаимосвязи этих параметров в активной зоне реактора (аналогичные модели рассматриваются в [1]):

$$\left. \begin{aligned} \Delta n &= n_0(\alpha_\beta \Delta P - \alpha_T \Delta I); \\ \Delta I &= Q \Delta n; \\ \Delta P &= \frac{\eta}{1 + \mu\sigma} \Delta I, \end{aligned} \right\} \quad (1)$$

в которой первое уравнение описывает связь изменения нейтронной мощности  $n$  с изменением давления  $P$  и энтальпии  $I$ , второе – зависимость изменения энтальпии  $I$  от мощности  $n$ , третье – влияние на изменение давления  $P$  скорости подогрева теплоносителя и величины расхода теплоносителя из I контура.

В соотношениях (1) приняты следующие обозначения:

$n_0$  – текущий уровень нейтронной мощности;  $\alpha_\beta$  – модуль барометрического коэффициента реактивности, 1/Па;  $\alpha_T$  – отношение модуля температурного коэффициента реактивности к теплоемкости воды, кг/Дж;  $Q$  – энергия, передаваемая теплоносителю, Дж/кг;  $\eta = \left| \left( \frac{\partial \gamma}{\partial I} \right)_P / \left( \frac{\partial \gamma}{\partial P} \right)_T \right|$  – параметр, характеризующий отношение температурного коэффициента объемного расширения к сжимаемости теплоносителя, Па·кг/Дж;  $\sigma = 1 / \left( \frac{\partial \gamma}{\partial P} \right)_T$  – величина, обратно пропорциональная сжимаемости теплоносителя, Па·м<sup>3</sup>/кг;  $\gamma$  – плотность теплоносителя, кг/м<sup>3</sup>;  $\mu = \mu_0 + \mu_E$ , кг/(Па·м<sup>3</sup>), где  $\mu_0$  – коэффициент, обратно пропорциональный гидравлическим потерям трассы истечения теплоносителя из реактора в систему компенсации давления (СКД) или в помещение при разгерметизации реактора, а  $\mu_E$  – коэффициент, пропорциональный отношению приращения объема контура  $\Delta V$  к приращению давления  $\Delta P$  в этом объеме (при  $\mu_E = 0$  контур абсолютно жесткий).

В соответствии с приведенной исходной моделью (1) величина  $K$  обратной связи (коэффициента усиления цепи) выражается следующей зависимостью:

$$K = n_0 Q \left( \frac{\alpha_\beta \eta}{1 + \sigma \mu} - \alpha_T \right). \quad (2)$$

Важно отметить, что полученная величина всегда отрицательна (всегда выполняется условие  $\frac{\alpha_\beta \eta}{1 + \sigma \mu} < \alpha_T$ , которое и обеспечивает саморегулирующие свойства реактора).

Целесообразно отметить, что при прочих равных условиях в холодном состоянии (при  $T = 20^\circ\text{C}$ ) реактор “переживает” большие возмущения параметров по сравнению с работой в номинальных условиях (при  $T = 300^\circ\text{C}$ ) из-за меньшей при низких температурах величины  $\eta$  (рис. 1). Кроме того, в холодном состоянии реактора величина  $\eta$ , возрастающая с ростом давления  $P$ , и уменьшающаяся величина  $\sigma$  (рис. 2) оказываются менее чувствительными к изменению давления по сравнению с рабочими режимами работы реактора. Поэтому возмущения рабочих параметров

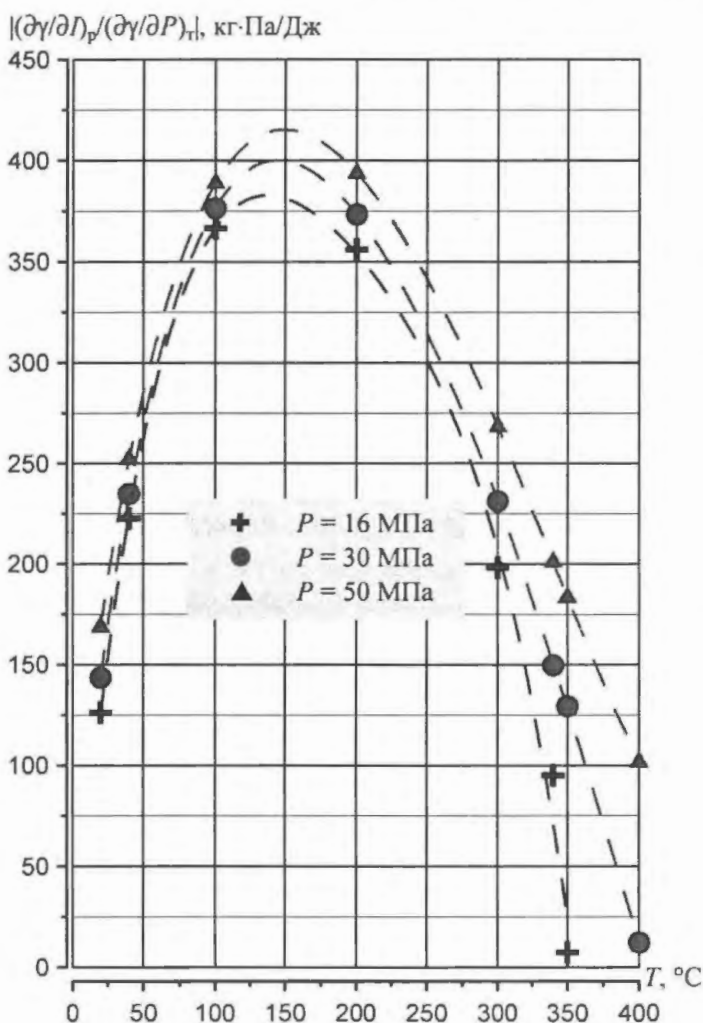


Рис. 1. Зависимость коэффициента  $\eta$  от температуры и давления (маркерам соответствуют данные [2])

установки, сопровождающиеся увеличением давления в I контуре, будут лучше компенсироваться в пусковых условиях.

Дополнительный учет в модели (1) условия запаздывания связи между мощностью  $n$  и энтальпией  $I$  (запаздывания подогрева теплоносителя)

$$\Delta I = Q \frac{1}{\tau s + 1} \Delta n, \quad (3)$$

где  $\tau$  – характерное время передачи энергии в теплоноситель, а  $s$  – оператор Лапласа, приводит к появлению в выражении (2) дополнительного множителя  $\alpha$ , снижающего величину коэффициента отрицательной обратной связи тем значительнее, чем выше скорость возмущений параметров (в данном случае скорость возмущений может быть охарактеризована частотой  $\omega$  возмущающего сигнала):

$$K^* = \alpha K = K / \sqrt{1 + \tau^2 \omega^2}. \quad (4) \quad (\partial \gamma / \partial P)_T, \text{ кг}/(\text{Па} \cdot \text{м}^3)$$

Из зависимости (2) следует, что учет расширения внутреннего объема I контура ( $\mu_E \neq 0$ ) уменьшает положительную составляющую коэффициента  $K$  обратной связи, в силу чего стабилизирующие свойства модели (1) при возмущениях мощности  $n$ , энтальпии  $I$  и давления  $P$  будут улучшаться. При выходе материала оборудования в область пластических деформаций зависимость изменения объема  $\Delta V$  от изменения давления  $\Delta P$  становится существенно нелинейной ( $\mu_E$  увеличивается), что в соответствии с моделью (1) повышает саморегулирующие свойства системы. При этом период удержания параметров ППУ в безопасных пределах будет увеличиваться, что создает дополнительные резервы времени на управление аварией.

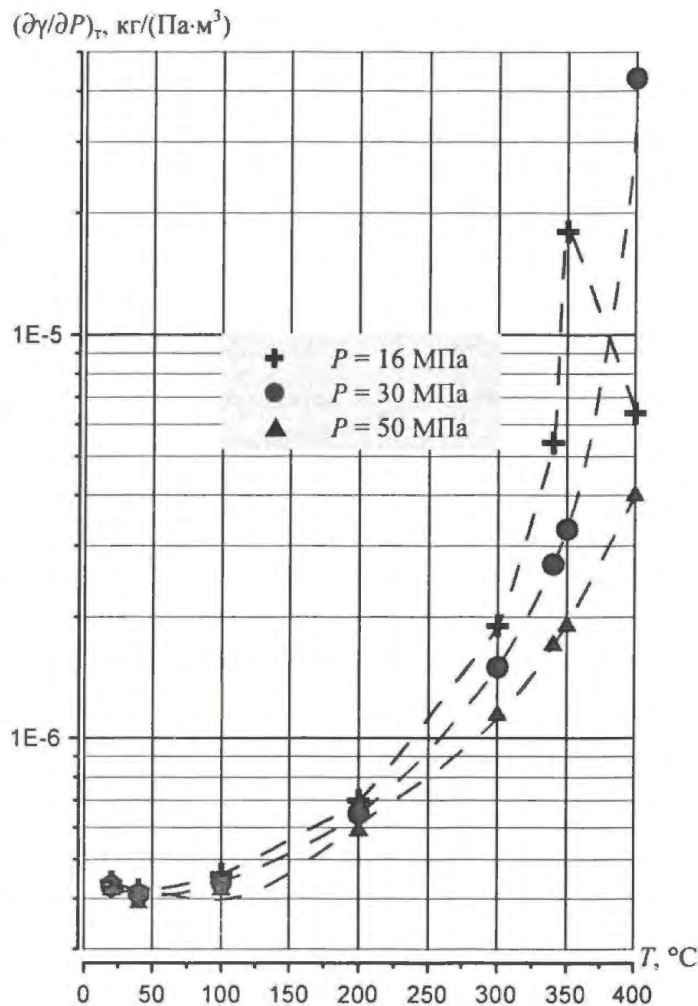


Рис. 2. Зависимость величины  $1/\sigma$  от температуры и давления (маркерам соответствуют данные [2]). Для давления 16 МПа температура равновесного кипения воды составляет 347,32 °С [2]

## 2. Определение критического давления и увеличения внутреннего объема I контура реакторной установки

При анализе аварий в процессе проектирования реакторов в качестве предельного давления I контура, выше которого не гарантируется его герметичность, принимается такое давление, при котором наиболее слабый элемент конструкции по всему сечению переходит в область *пластической* деформации. При достижении такого состояния предполагается возможность нарушения целостности I контура. В действительности при достижении этого предела немедленной разгерметизации I контура по причине потери прочности не происходит, и рост давления будет продолжаться до тех пор, пока напряжения в материале наиболее слабого элемента конструкции не достигнут предела прочности.

Для исследования дополнительных резервов самозащищенности судовой реакторной установки проведен расчет предельных давлений для двух предельных состояний. Первое характеризуется давлением  $P_1^{(i)}$ , при котором пластические деформации распространяются по всей толщине стенки наиболее слабого  $i$ -го эле-

мента I контура. Предполагается, что разгерметизация I контура не может произойти при давлениях ниже  $P_1^{(i)}$ . Второе предельное состояние характеризуется давлением  $P_2^{(i)}$ , при котором напряжения в материале наиболее слабого  $i$ -го элемента I контура достигают величины предела прочности.

При определении суммарного увеличения внутреннего объема I контура рассматривалось крупногабаритное оборудование, дающее определяющий вклад в изменение объема I контура, для чего проводилось численное моделирование процессов упругопластического деформирования сосудов при росте давления вплоть до значения давления разгерметизации  $P_2^{(i)}$ . Расчеты деформированного состояния сосудов I контура осуществлялись по методу конечного элемента с использованием деформационной теории пластичности, позволяющей проводить расчеты для простого нагружения и нагружений, близких к простому, и получать достаточно точные результаты по конечному состоянию температуры и давления в конце цикла нагружения. Процесс вычисления параметров напряженно-деформированного состояния осуществлялся по методу последовательных приближений в форме метода упругих решений. Определение изменения внутренних объемов оборудования I контура проводилось в осесимметричной постановке в диапазоне температур 20...300 °С при гарантированных значениях физико-механических характеристик конструкционных материалов, приведенных в [3].

Расширение внутренних объемов оборудования за счет роста давления вычислялось по найденным перемещениям точек их внутренних поверхностей по формуле

$$\Delta V_i(P) = V_i(P) - V_{0i}, \quad (5)$$

где  $V_i(P)$  – внутренний объем  $i$ -го сосуда при давлении  $P$ ;  $V_{0i}$  – внутренний объем  $i$ -го сосуда в недеформированном состоянии;  $\Delta V_i(P)$  – увеличение внутреннего объема  $i$ -го сосуда.

Аналогично изменение внутренних объемов оборудования за счет температурного расширения вычислялось по формуле

$$\Delta V_i(T) = V_i(T) - V_{0i}. \quad (6)$$

Изменение внутренних объемов оборудования за счет давления и температурного расширения вычислялось по формуле

$$\Delta V_i(P, T) = \Delta V_i(P) + \Delta V_i(T). \quad (7)$$

На рис. 3 приведены графики изменения суммарного внутреннего объема I контура типовой судовой реакторной установки в зависимости от величины внутреннего давления, построенные по результатам численных расчетов. На рис. 4 приведен график изменения внутреннего объема I контура за счет температурного расширения.

Результаты численных расчетов оборудования I контура типовой судовой реакторной установки показали, что существенное расширение объемов каждого из сосудов I контура начинается при величине предельного давления  $P_1^{(i)}$ , когда пласти-

ческие деформации распространяются по всей толщине стенки сосудов. Выявлено, что в случае, когда значение предельного давления  $P_1^{(i)}$  для  $i$ -го сосуда существенно меньше критического давления  $P_2^{(i)}$  в контуре, вклад этого сосуда в суммарное расширение внутреннего объема контура является значительным. Наоборот, когда значения  $P_1^{(i)}$  и  $P_2^{(i)}$  близки, вклад  $i$ -го сосуда в расширение I контура незначителен.

Проведенные исследования показали, что эффект от изменения внутренних объемов оборудования I контура за счет температурного расширения в области больших пластических деформаций мал по сравнению с расширением этих объемов только за счет действия давления.

Дополнительно к проведенным исследованиям получено, что в рассмотренном диапазоне давлений и температур потеря устойчивости трубной системы парогенераторов исключена, изменения теплопередающей поверхности и проходного сечения парогенераторов незначительны. На основании полученных результатов сделаны выводы о нецелесообразности рассмотрения варианта объединенных объемов I и II контуров.

### 3. Учет расширения объема I контура в динамической модели.

#### Основные результаты расчетных исследований аварийных режимов

Полученные зависимости расширения объемов оборудования I контура от давления использованы в динамической модели, предназначенной для расчета переходных процессов в ядерных ППУ водо-водяного типа.

Скорость изменения давления теплоносителя в каком-либо выделенном объеме I контура описывается дифференциальным уравнением

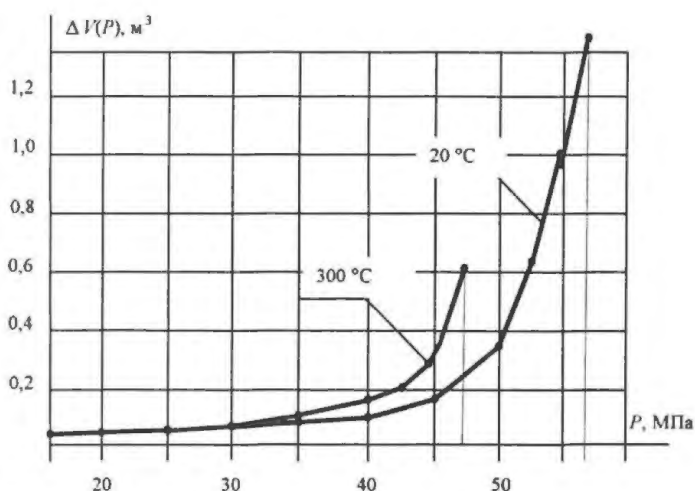


Рис. 3. График изменения внутреннего объема I контура за счет давления в контуре (при  $T = 20$  °C, 300 °C)

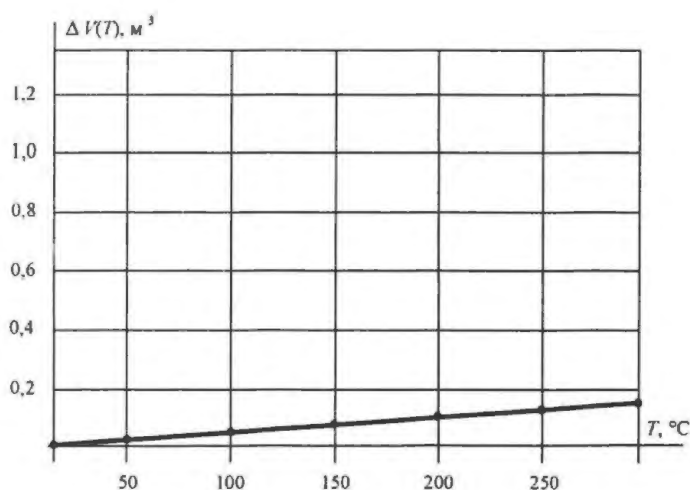


Рис. 4. График изменения внутреннего объема I контура за счет температурного расширения

$$\frac{dP}{dt} = - \frac{G_{\text{out}} + \sum_j G_j^E + \sum_k V_k \left( \frac{\partial \gamma}{\partial I} \right)_k \frac{dI_k}{dt}}{\sum_k V_k \left( \frac{\partial \gamma}{\partial P} \right)_k}, \quad (8)$$

в котором второе слагаемое числителя правой части представляет собой дополнение к моделям, используемым в настоящее время в ряде инженерных методик [4].

Здесь  $P, \gamma, I$  – соответственно давление, плотность и энтальпия теплоносителя;  $t$  – время, с;  $G_{\text{out}} = G_{\text{out}}(P - P_0)$  – расход теплоносителя из выделенного объема, кг/с;  $P_0$  – давление в объеме, соединенном с рассматриваемым объемом (находящимся под давлением  $P$ ) трассой истечения теплоносителя;  $j$  – номер деформируемого сосуда;  $k$  – номер участка рассматриваемого объема ( $k = 1, 2, \dots, j, j + 1, \dots$ );  $G_j^E$  – расход теплоносителя в деформируемую часть  $j$ -го объема, кг/с:

$$G_j^E = \Delta V_j(P) \gamma_j / \Delta t, \quad (9)$$

где  $\Delta t$  – шаг по времени при решении дифференциальных уравнений;  $\Delta V_j(P)$  – зависимости изменения  $j$ -х объемов расчетного участка от давления.

Кроме того, изменение объемов  $\Delta V_j(P)$  учитывалось в уравнениях энергии для теплоносителя [5] путем пересчета масс соответствующих расчетных участков на каждом шаге интегрирования.

Уравнения (8), (9) описывают связь скорости нарастания давления  $P$  с темпом  $dI/dt$  разогрева теплоносителя и расходами истечения теплоносителя из выделенного объема ( $G_{\text{out}}, G_j^E$ ). Сравнивая уравнения (8), (9) с третьим уравнением системы (1), функцию  $\Delta V_j = \Delta V_j(P)$ , изображенную на рис. 3, можно представить в виде

$$\Delta V_j = \mu_{Ej}(P) P. \quad (10)$$

В связи с тем, что полученные численные значения расширения объемов, по крайней мере, на порядок меньше суммарного объема контура циркуляции (уравнение (8) применимо и к расчету давления в реакторе), корректировка  $V_k$  в знаменателе правой части уравнения (8) слабо сказывается на результате расчета давления и поэтому в модели (1) не учитывалась.

В связи с корректировкой уравнений энергии следует отметить, что влияние расширения объемов корпусных конструкций на темп разогрева теплоносителя практически не сказывается при резких возмущениях, а в квазистатических режимах носит неоднозначный характер. С одной стороны, при разогреве теплоносителя увеличение объема расчетного участка приводит к увеличению времени возрастания температуры и давления в реакторе, а с другой стороны, замедляет проход фронта теплоносителя по контуру циркуляции, снижая саморегулирующие свойства реактора в квазистатических режимах.

Как показали расчеты реактивностных аварий, наиболее опасных с точки зрения потенциальной возможности выделения большого количества энергии, выполненные по программе ЕСPPR2 [4], модифицированной для учета расширения внутренних объемов корпусных конструкций, скорость возмущений оказывает существ-

венное влияние на распределение давлений по объемам реактора и вынесенной СКД. В дополнение к выводам, сделанным по модели (1), следует отметить, что если основная доля нагрузки приходится на реактор (при резких возмущениях), то компенсирующий вклад расширения конструкций в ограничение давления оказывается более значительным из-за большего уровня пластических деформаций. Наоборот, в квазистатических режимах, при которых значения давления в реакторе и СКД близки, расширение конструкций обусловлено, главным образом, упругими (сравнительно малыми) деформациями, и обсуждаемое выше дополнение модели динамики несущественно сказывается на результатах расчета, по крайней мере, на начальных стадиях аварии.

При длительном квазистатическом возмущении в пусковых условиях (при 20 °С), например, в судовых ППУ, из-за сравнительно больших исходных запасов газовых объемов в СКД, достигаемые максимальные значения давления меньше по сравнению с энергетическими режимами (300 °С). Как следствие, в горячем состоянии реализуются большие пластические деформации и их неучет в динамической модели приводит к излишне консервативным результатам.

Проведенные исследования показали, что наибольший эффект в процесс снижения темпов роста давления дает расширение контура в области пластических деформаций, а расход теплоносителя в СКД имеет превалирующее значение до начала развития "пластики". Следующим фактором по значимости на снижение темпов роста давления является истечение теплоносителя через фланцевые соединения. При технически реализуемых запасах положительной реактивности влияние раскрытия фланцевых соединений на величину давления I контура незначительно. Как показали расчеты, потери теплоносителя в наиболее напряженной аварии на холодном реакторе (при "выбросе" из активной зоны двух регулирующих органов вследствие постулированного "срезания" их стоек) не превысили 1 500...1 600 кг, из которых только 20 кг составляют потери за счет истечения через фланцевые соединения (расчет аварий ограничен осушением компенсатора давления, после которого происходит заполнение верхней части реактора азотом, и соответственно существенным снижением потерь теплоносителя через стойки извлеченных органов). Расчет той же аварии, проведенный в предположении нераскрытия фланцевых соединений, показал, что максимальное давление увеличивается незначительно (менее чем на 1 %). В то же время можно предполагать, что в продолжительных квазистатических режимах, вызванных, например, нарушением теплоотвода от I контура, раскрытие фланцевых соединений в условиях многочисленных отказов системы защиты будет играть более существенную роль, выступая в качестве своеобразного предохранительного клапана, обеспечивающего дополнительную защиту I контура от повышения давления.

В целом расчетные исследования при моделировании реактивных аварий с учетом упругих и пластических деформаций корпусных конструкций показали увеличение допустимого интеграла вводимой реактивности в 1,5...2,3 раза в зависимости от скорости возмущений и режима работы реактора. В частности, при прогнозировании последствий предельных постулированных аварий, вызванных не-

прерывным извлечением регулирующих органов с рабочей скоростью при отказе всего “эшелона” параметрической защиты, указанное увеличение области безопасного ввода реактивности позволяет либо исключить повреждение I контура при полном извлечении электрически объединенной группы регулирующих органов, либо (при работе на максимальных уровнях мощности) увеличить резервы времени на управление аварией с 4,5 до 7 мин. Например, в соответствии с моделью Суэйна [6], разработанной для аномальных ситуаций на контрольном пульте ядерной силовой установки, указанное увеличение времени позволяет снизить среднюю вероятность ошибочной диагностики с 0,12 до 0,105.

### Заключение

Учет в динамической модели реальных деформаций конструкций I контура позволяет более реалистично оценить способность ППУ по компенсации избыточного давления в контуре и выявить дополнительные качественные и временные резервы ее самозащищенности.

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Митенков Ф.М., Моторов Б.И.* Механизмы неустойчивых процессов в тепловой и ядерной энергетике // Техника ядерных реакторов, № 11. – М.: Энергоиздат, 1981.
2. *Ривкин С.Л., Александров А.А., Каменевская Е.А.* Термодинамические производные для воды и водяного пара. – М.: Энергия, 1977.
3. *Нормы* расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. ПНАЭ Г-7-002-86. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
4. *Программа* ЕСPPR2. Расчет динамики ядерных двухконтурных паропроизводящих установок. Регистрационный номер паспорта аттестации ПС 65 от 06.03.97.
5. *Саркисов А.А., Крайнов А.А., Лихтеров Б.М., Обольянинов В.В., Пучков В.Н.* Динамические режимы работы судовых ядерных энергетических установок. – Л.: Судостроение, 1971.
6. *Кристенсен Ж., Мейстер Д., Фоули П. и др.* Человеческий фактор. Т.1. Эргономика – комплексная научно-техническая дисциплина. – М.: Мир, 1991.

Статья поступила в редакцию 9 августа 2004 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2004, вып. 2, с. 20 – 28.

# ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

УДК 621.039:519.2:621.039.524.4-98

## Интегральные реакторные эксперименты по испытанию многоэлементных фрагментов ТВС ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 при параметрах аварии с потерей теплоносителя.

### Обобщение результатов по циклу экспериментов "Малая течь"

*А.В. Горячев, И.В. Киселева, В.М. Махин, В.Н. Шулимов,*  
ФГУП "ГНЦ РФ НИИАР", 433510, г. Димитровград Ульяновской области

Приведены основные результаты экспериментов на петлевой установке ПВП-2 реактора МИР по испытанию многоэлементных фрагментов ТВС ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 при параметрах, характерных для конечной стадии аварии "малая течь" с некомпенсированной утечкой теплоносителя из I контура.

**INTEGRAL IN-PILE EXPEREMENTS WITH A VVER-TYPE FUEL ASSEMBLY "SB-LOCA"-TEST.** A.V. GORYACHEV, I.V. KISELEVA, V.M. MAKHIN, V.N. SHULIMOV. Results of 19-rod and 7-rod VVER-type fuel assemblies tests "SB-LOCA" in the research reactor MIR are presented. The influence of LOCA parameters and design peculiarities of fuel assembly on fuel behaviour was investigated.

В реакторе МИР более 10 лет проводятся испытания фрагментов ТВС ВВЭР в режимах аварий с потерей теплоносителя. В данной статье приведены основные сведения о методиках и результатах испытаний.

### 1. Классификация и особенности протекания аварий с потерей теплоносителя на ВВЭР

В соответствии с принятой классификацией в зависимости от величины дефекта трубопроводов I контура течи теплоносителя разделяются на малые, средние и большие вплоть до максимальной проектной аварии (МПА). Малые течи (МТ) на ВВЭР-1000 связывают с разрывом трубопроводов диаметром до 80 мм, МПА определяют как разрыв трубопровода  $\varnothing$  850 мм с двухсторонним истечением теплоносителя, весь промежуточный спектр дефектов относят к средним течам (СТ). Все перечисленные аварии, связанные с потерей теплоносителя, относятся к разряду проектных. Предусмотренные конструктором технические средства, если не происходит наложения нескольких отказов в работе оборудования, должны защищать активную зону (АЗ) реактора от перегрева. При этом температура топлива и других элементов ТВС не поднимается выше того значения, которое наблюдается при нормальной эксплуатации, что и обеспечивает безопасность АЗ реактора. Исключение составляет МПА, при развитии которой не удастся избежать кратковременного перегрева твэлов. Согласно расчетному прогнозу Генерального конструктора реактора температура оболочки может повышаться до 700...1 100 °С для различ-

ных групп твэлов. Несмотря на это, предусмотренные проектом пассивные и активные системы аварийного расхолаживания защищают АЗ от разрушения, но возможна разгерметизация части оболочек твэлов [1].

Практический интерес представляет постановка имитационных экспериментов, в которых реализуются максимальные (экстремальные) параметры, характерные для той или иной аварии, при которых происходит наибольшее разрушительное воздействие на АЗ. Для аварий МТ и СТ объектом для изучения является конечная стадия при отказе системы подпитки, когда в АЗ происходят раздел фаз теплоносителя и перегрев оболочек в результате осушения верхней части АЗ. Если режим проектный (без дополнительных отказов оборудования), то параметры твэлов ниже номинальных и поэтому нет предмета для исследования.

Особенность протекания аварий МТ и СТ состоит в том, что разделение фаз теплоносителя в АЗ и, как следствие, перегрев оболочки происходят, как правило, при большем или близком давлении в I контуре по сравнению с давлением газа внутри твэла. При этом уменьшается диаметр оболочки для необлученного твэла. Гидродинамические условия течения теплоносителя не ухудшаются. Вместе с тем в случае испытания высоковыгоревшего топлива возможно образование на оболочке вздутий. Основная задача таких экспериментов – изучение поведения твэлов и свойств материалов АЗ, определение предельных параметров, при которых твэлы и другие элементы сохраняют свою целостность и прочностные характеристики, достаточные для сохранения охлаждения АЗ и извлечения ТВС из реактора после завершения аварийного процесса.

Итак, цель испытаний и исследований состоит [2]:

- в подтверждении или уточнении критериев работоспособности твэлов и ТВС;
- в определении предельных параметров, при которых возможна разборка АЗ после работы в режиме ухудшенной теплоотдачи;
- в получении данных для верификации и корректировки кодов.

Далее приведены основные результаты цикла экспериментов на реакторе МИР, выполненных по сценарию аварии МТ.

## **2. Экспериментальные возможности постановки имитационных экспериментов на реакторе МИР. Методика проведения**

Экспериментальное оборудование для проведения имитационных аварийных испытаний вследствие их специфики (необходимость реализации на опытных твэлах экстремальных параметров, возможность разгерметизации или даже разрушения твэлов и реализация стадии повторного смачивания (режима закалки или QUENCH-режима)) должно удовлетворять следующим требованиям:

- допускать работу при высоких уровнях активности теплоносителя;
- обладать техническими средствами реализации заданных параметров, характерных для той или иной аварии, и повторного смачивания при выходе из состояния перегрева.

На момент постановки задачи (1991 г.) реакторные стенды, удовлетворяющие указанным требованиям, отсутствовали. На реакторе МИР эксплуатировалась петлевая установка ПВП-2 [3], в которой возможна длительная работа при объемной

активности теплоносителя 4 ГБк /л, а при отклонении от режима нормальной эксплуатации – кратковременно до 40 ГБк /л. Вместе с тем соответствующие технические средства реализации заданных режимов испытания отсутствовали. Было принято решение о проведении модернизации I контура установки ПВП-2, которую планировалось провести в два этапа:

- 1) дооснащение установки для проведения испытаний МТ;
- 2) реконструкция установки для проведения эксперимента МПА (разработан проект, изготовлено основное оборудование и проведены его стендовые испытания).

Принятию соответствующих технических решений предшествовала разработка методики (технологии) проведения имитационных экспериментов [2].

Поскольку искомым в испытаниях МТ является конечное состояние ТВС, при котором достигается максимальная температура твэла при заданном давлении в I контуре, переходный процесс можно реализовать в герметичном контуре петлевой установки уменьшением расхода теплоносителя (по расчету 7...12 г/с). Эта схема эксперимента принята в качестве основной, и для ее реализации на первом этапе дооснащения I контура установки ПВП-2 спроектированы и смонтированы узел обеспечения и измерения малого расхода теплоносителя и подогреватель на входе в канал, после чего появилась возможность выполнения указанных экспериментов. Различные схемы выполнения операции повторного смачивания и расхолаживания обеспечивали системы установки ПВП-2 и реактора МИР. Наиболее сложным для воспроизведения в имитационном эксперименте является переходный процесс первой стадии МПА ВВЭР вследствие большой скорости изменения параметров теплоносителя и топлива. Для этого требуются специальные технические средства, в частности, система имитации потерь теплоносителя, которая в настоящее время разработана и испытана на теплогидравлическом стенде, но на петлевой установке ПВП-2 до сих пор не смонтирована. Поэтому в настоящее время существует техническая возможность постановки имитационных экспериментов МТ и МПА без реализации первой стадии экспериментов “большая течь”.

Для проведения аварийных имитационных экспериментов разработано и изготовлено испытательное оборудование (рис. 1, 2), которое по мере накопления экспериментальных данных и опыта эксплуатации устройства совершенствовалось и модернизировалось. В частности, введена тепловая изоляция по всей длине подъемного участка канала Фильда, оптимизировано оснащение канала и фрагмента ТВС датчиками контроля параметров, разработана технология установки термоэлектропреобразователей (ТЭП) в оболочке необлученных твэлов и датчиков контроля температуры топливных сердечников твэлов с высоким выгоранием. Тепловая изоляция снизила значение потребляемой мощности, что позволило приблизить конечное состояние фрагмента ТВС к реальному и сделать управляемым переходный процесс [2]. Разработаны 7-ми и 19-элементные фрагменты ТВС ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, причем более предпочтительным является 19-элементный пучок, так как в нем реализуются все типы проходных ячеек в ТВС (центральные, граничные и угловые) и тем самым воспроизводится гидродинамика течения теплоносителя. Разработана типовая схема (рис. 3) установки датчиков. В зависимости от конкретных целей экспериментов возможны различные схемы установки во фрагменте ТВС инструментированных и неинструментированных твэлов.

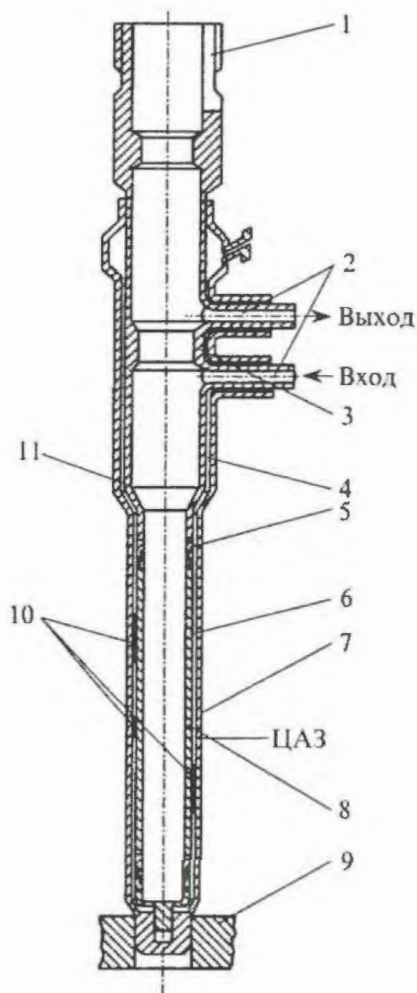


Рис. 1. Общий вид канала: 1 – головка канала; 2 – патрубок циркуляционный; 3 – место уплотнения подвески; 4 – вакуумная полость; 5 – переходник сталь-цирконий; 6 – труба циркониевая; 7 – корпус защитный; 8 – датчик температуры; 9 – нижняя плита реактора; 10 – датчик нейтронного потока; 11 – корпус (ЦАЗ – центр АЗ)

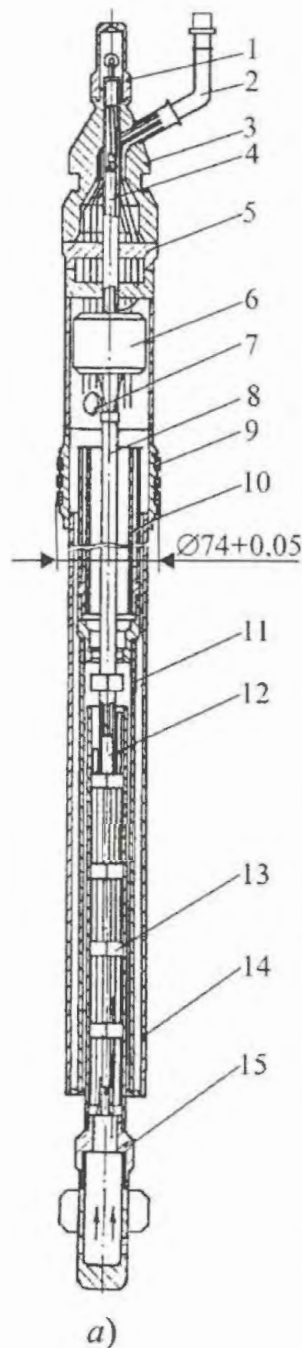


Рис. 2. Облучательное устройство: общий вид (а); сечение устройства (б): 1 – охранный колпачок; 2 – измерительный шлейф; 3 – головка подвески; 4 – держатель рефабрикованного твэла; 5 – узел герметизации; 6 – пучок кабелей; 7 – окно для выхода теплоносителя; 8 – дистанционирующая трубка; 9 – узел уплотнения; 10 – теплоизолятор; 11 – чехол ТВС; 12 – рефабрикованный твэл; 13 – корзина; 14 – наружная труба-разделитель потока; 15 – хвостовик; 16 – необлученный твэл

Для получения сравнительных данных о поведении необлученных и выгоревших твэлов (структурные изменения материала оболочки и топлива, отсутствие зазора в выгоревших твэлах, газовыделение из топлива при разогреве сердечника) в испытываемую ТВС устанавливают укороченные фрагменты отработавших штатных твэлов энергетического реактора, загерметизированных сваркой в защитной камере, и необлученные твэлы с пониженным обогащением топлива по  $^{235}\text{U}$ . С учетом технических ограничений при дистанционной загрузке выгоревших твэлов принято, что максимальное количество выгоревших твэлов, одновременно устанавливаемых в экспериментальную ТВС (ЭТВС), равно трем, при этом в один выгоревший твэл устанавливают ТЭП в центр топливного сердечника. В настоящее время проведены испытания топлива ВВЭР с выгоранием 50...60 МВт-сут/кгU.

Методика и технология проведения имитационных экспериментов должны быть таковы, чтобы в переходном режиме можно было исключить возникновение

кризиса теплообмена, при котором процесс становится неуправляемым, и явления “захлебывания”. Поэтому предварительно необходимо выпарить теплоноситель из подъемного участка при пониженной мощности, при которой охлаждение твэлов переходит в закризисную область, минуя кризис теплообмена (кризис первого рода). Заданная динамика изменения температуры оболочки обеспечивается воздействием на мощность реактора.

Реализуется дисперсный режим течения теплоносителя в верхней половине фрагмента ТВС. В результате специальных исследований с применением датчиков паросодержания показано, что на расстоянии около 0,2 м от границы раздела фаз объемное паросодержание составляет не менее 0,95 и зарегистрированы мелкодисперсные капли воды в паре [4]. Указанный режим характерен как для условий аварий с частичным осушением АЗ ВВЭР, так и для второй стадии МПА ВВЭР-1000 – повторного залива. Таким образом, в отличие от многих стендовых (“Параметр”) и реакторных

(PBF, FR-2, NSRR) экспериментов в испытаниях на реакторе МИР режим течения теплоносителя в ЭТВС близок к режиму течения теплоносителя в АЗ ВВЭР, что важно для получения реальных данных о состоянии твэлов и ТВС после аварии.

Возможность постановки интегральных имитационных экспериментов на исследовательском реакторе определяется также их безопасностью. При обосновании безопасности эксперимента необходимы данные о накоплении и выделении в теплоносителе водорода различного происхождения, о выходе и распространении по контуру радиоактивных продуктов деления при разгерметизации твэлов и другие. Все это является предметом изучения, так как на стадии подготовки эксперимента указанные параметры могут быть только оценены [5].

### 3. Основные результаты интегральных экспериментов МТ

Испытания фрагментов ТВС ВВЭР в режиме МТ проводились по специальной программе, при разработке которой учитывалась необходимость:

- достижения максимальной температуры оболочки, которая возможна на твэлах АЗ ВВЭР-1000 со средней (380 Вт/см) и высокой (447 Вт/см) линейными плотностями теплового потока в номинальном режиме;

- вариации давления в I контуре, которое изменяется в широких пределах, характерных для аварии типа МТ, вследствие чего создаются различные условия нагружения оболочки – от сжатия до растяжения при перепаде давления 0,5...1,5 МПа;

- проведения экспериментов с различным временем выдержки фрагмента ТВС при экстремальных параметрах, которые обусловлены значением максимальной температуры.

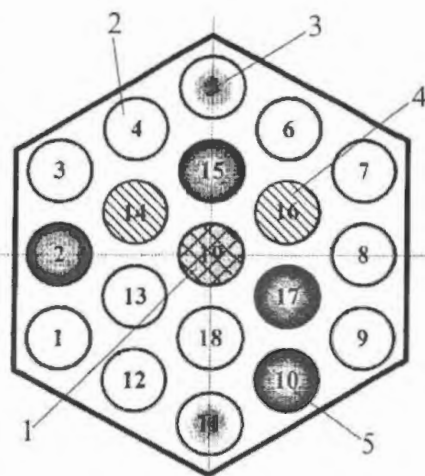


Рис. 3. Схема размещения инструментированных твэлов в дистанционирующей решетке экспериментальной ТВС: 1 – рефабрикованный твэл с ТЭП внутри топливного сердечника; 2 – неинструментированный твэл; 3 – твэл с ТЭП внутри топливного сердечника; 4 – рефабрикованный неинструментированный твэл; 5 – твэл с тремя ТЭП на оболочке

Режимы испытаний: номинальный; имитационный с осушением твэлов при высоком и пониженном давлениях теплоносителя в конечном состоянии фрагмента ТВС; повторное смачивание (QUENCH-режим) разогретой ТВС; длительное расхолаживание.

Режимы испытаний реализуются последовательно в одном эксперименте. Данные по результатам экспериментов МТ приведены в табл. 1 [2, 4...10]. В экспериментах МТ-1, МТ-2, МТ-3 испытывались фрагменты ТВС ВВЭР-1000, в экспериментах МТ-5 и МТ-5П – ТВС ВВЭР-440.

Таблица 1. Основные параметры экспериментов МТ

Эксперимент	Число твэлов в ЭТВС		Давление в I контуре петлевой установки в режиме ухудшенной теплоотдачи, МПа	Реализованный температурный диапазон, °С	Время осушения, мин	Время выдержки при максимальной температуре, мин	Состояние твэлов	
	необлученных	выгоревших					герметичное	негерметичное
С повышенным давлением в I контуре (обжиг оболочки):								
МТ-1	18	–	12	530...950*	72	72	+	
МТ-2	19	–	12	До 1200	100	3		+
МТ-5	6	1**	4,9	750...1 250	40	2		+
МТ-5П	6	1***	5,6	700...930	35	3	+	
С пониженным давлением (вздутие оболочки):								
МТ-3	19	–	4	650...730	25	25	+	
*Кратковременно, неинструментированный угловой твэл.								
**, ***Выгорание 60 и 56 МВт·сут/кгU, соответственно.								

При проведении посттестовых исследований изучались формоизменение, окисление, изменение структуры материала, механические свойства оболочек, газовыделение из топлива (эксперимент МТ-5П), содержание водорода в оболочке.

Эксперименты МТ (МТ-1, МТ-2, МТ-5, МТ-5П – необлученные твэлы) проведены в I контуре петлевой установки при более высоком давлении, чем давление газа под оболочкой. Только в экспериментах МТ-3 и МТ-5 (фрагмент содержал выгоревший твэл) давление в I контуре было меньше давления газа под оболочкой. Повторное смачивание твэлов во всех экспериментах реализовано быстрым сбросом мощности в заданный момент времени. Длительное расхолаживание твэлов осуществлялось теплоносителем I контура петлевой установки при температуре около 50 °С.

Основные выводы по результатам испытаний сформулированы на основании данных измерения параметров непосредственно в канале реактора и посттестового исследования фрагментов в защитных камерах.

1. При температуре оболочки, не превышающей 900...950 °С, концентрация водорода в теплоносителе (при нормальных условиях) составляет 12...15 см<sup>3</sup>/кг (по результатам измерения в процессе экспериментов МТ-1, МТ-3), время испытаний приведено в табл. 1. Концентрация водорода в теплоносителе, измеренная в эксперименте МТ-2, составила 80 см<sup>3</sup>/кг [5]. Водород образовался в результате парациркониевой реакции, что подтвердили результаты посттестовых исследований.

Опыт испытаний подтверждает безопасность принятой технологии обращения с теплоносителем, содержащим водород в значительных количествах. Сброс парогазовой среды осуществляется в специальные емкости и разбавляется азотом. Объем помещений достаточен для исключения взрывоопасной концентрации в случае аварийной разгерметизации контура.

2. Все ЭТВС, кроме испытанной в эксперименте МТ-2, были разобраны в защитной камере; твэлы, извлеченные из дистанционирующих решеток, разгерметизировались на стадии выдержки и разрушились при повторном смачивании, поэтому исследования проводились на горизонтальных шлифах после заливки фрагмента компаундом [2, 6].

3. Радиоактивность, вышедшая в контур петлевой установки при разрушении изначально необлученных твэлов (эксперимент МТ-2), измеренная с помощью технологического спектрометра и штатной системы контроля радиационной безопасности, не превышала 8 Ки, что соответствует объемной активности теплоносителя 0,8 ГБк/л. В частности, выход <sup>133</sup>Xe из необлученного топлива составил 10<sup>-4</sup> [7, 8]. Установлены особенности выхода радионуклидов из топлива высоковыворевшего твэла. По данным измерения состава газа под оболочкой твэлов (табл. 2) [9] и по скорости спада активности теплоносителя основной вклад в радиоактивность при разгерметизации высоковыворевшего топлива вносят радиоактивные благородные газы (РБГ) и изотопы цезия.

Т а б л и ц а 2. Состав газа под оболочкой облученного твэла с выгоранием 56 МВт·сут/кгU (эксперимент МТ-5П)

Твэл	Объемная доля, %						
	He	N <sub>2</sub>	O <sub>2</sub>	Ar	CO <sub>2</sub>	Kr	Xe
Необлученный	99,86	< 0,12	< 0,02	< 0,003	< 0,001	—	—
Выгоревший	69,97	< 0,39	< 0,08	< 0,003	< 0,001	2,58	26,98

Примечание. Выход активности из топлива оценен в 7...9 %, максимальная температура 1 050 °С, скорость нагрева 2...3 °С/с, время выдержки 2 мин.

В процессе эксперимента МТ-5 первый возможный выход радионуклидов из выгоревшего твэла при разгерметизации оболочки (800...850 °С) не был зарегистрирован, а установлен только при посттестовых исследованиях (разгерметизация твэлов установлена по наличию окисления внутренней поверхности оболочки). При последующем увеличении температуры до 1 250 °С зафиксирован выход РБГ и цезия в теплоноситель (до 1 %).

Полученные результаты показывают, что в рассматриваемых условиях выход из облученного топлива осколочных газов и других продуктов деления под обо-

лочку твэла и в теплоноситель невелик, и “залповый” выход радиоактивности в контур не накладывает ограничений на проведение экспериментов. Импульсный выход радионуклидов в контур установлен на стадии изменения агрегатного состояния теплоносителя в канале (замена пара на жидкость).

4. Для всех твэлов, в которых давление газа под оболочкой было меньше, чем давление в контуре петлевой установки, в зоне осушения зафиксированы уменьшение диаметра оболочек необлученных твэлов до полного исчезновения исходного диаметрального зазора между топливом и оболочкой и продавливание оболочки между таблетками (“антибамбук”) [2, 6]. Это оказывает отрицательное влияние на состояние оболочки при повторном смачивании. В рефабрикованных твэлах (эксперименты МТ-5П и МТ-5) из-за отсутствия зазора между таблетками и оболочкой продавливание оболочки не зафиксировано [9]. Для твэла фрагмента ТВС (эксперимент МТ-3) перепад давления составлял 1,5 МПа и направлен от центра твэла, увеличение диаметра оболочки при таком перепаде составило 70 мкм.

5. При повторном смачивании твэлов, которое во всех экспериментах выполнялось быстрым уменьшением удельной мощности (ввод в АЗ стержней аварийной защиты), значение термошока составляло 300...470 °С для всех фрагментов ТВС [10]. Для фрагмента ТВС в эксперименте МТ-2 термошок вызвал хрупкое разрушение оболочек твэлов [6].

6. Установлено увеличение массового содержания водорода в оболочках твэлов на участке осушения до  $5 \cdot 10^{-3}$  % (МТ-3) и  $2 \cdot 10^{-2}$  % (МТ-5П). Содержание водорода в оболочках твэлов в нижней части ЭТВС, залитой водой, не превышало  $4 \cdot 10^{-3}$  %, а в оболочке твэла с выгоревшим топливом не отличалось от “свежих” твэлов МТ-5П [6].

7. В температурном диапазоне 850...950 °С толщина оксидной пленки на поверхности оболочки не превышала 20 мкм для твэлов с необлученным и выгоревшим топливом. Особенности в окислении оболочек выгоревшего твэла нет [9].

8. Механические характеристики оболочек, испытанных до температуры 890 °С, измеренные на кольцевых образцах, остались на исходном уровне, что подтверждается и неизменностью структуры материала в зоне осушения, которая идентична для необлученных и рефабрикованных твэлов. В оболочке твэлов из фрагмента ТВС (эксперимент МТ-2) произошло значительное увеличение размера зерна, разрушение оболочки хрупкое, что свидетельствует о потере материалом пластичности при повышении температуры более 1000 °С [2, 6]. Принципиального различия в поведении оболочек необлученного и выгоревшего твэлов не установлено [9].

9. Взаимодействия дистанционирующих решеток (нержавеющая сталь) с материалом оболочки не зарегистрировано даже в наиболее “высокотемпературном” эксперименте МТ-2. При анализе температурных условий дистанционирующих элементов установлена их более низкая температура, чем смежных участков оболочки. Этот факт объясняется эффективным охлаждением решеток и прилегающих участков твэла при дисперсном режиме течения теплоносителя.

## Заключение

По результатам непосредственного измерения параметров твэлов в канале реактора после разгерметизации твэлов (активность в контуре, водород в теплоносителе) и по данным посттестового исследования делается вывод о безопасности проведения имитационных экспериментов типа LOCA.

До температуры 900...950 °С оболочки твэлов сохраняют прочностные свойства на исходном уровне при незначительном окислении и гидрировании материала. При температуре более 1000 °С происходят значительное увеличение толщины оксидной пленки и потеря прочностных свойств оболочки. На стадии повторного смачивания зафиксировано хрупкое разрушение оболочки.

Газовыделение из выгоревшего топлива под оболочку находится на низком уровне (~ 10 %) при выгорании до 56 МВт-сут/кгU, что связано с низкой температурой топлива (900...1050 °С).

По результатам сравнения посттестового исследования необлученных и выгоревшего твэлов делается вывод, что поведение материала оболочек этих твэлов при нагреве в аварийном режиме не имеет существенных отличий.

В дисперсном режиме охлаждения решетки эксплуатируются при относительно низкой температуре, что снижает уровень взаимодействия решетки с оболочкой. Сравнительно низкая температура решетки обеспечивает сохранение ее прочностных свойств, что имеет существенное значение для разборки АЗ ВВЭР после аварии и транспортабельности ТВС.

433510, г. Димитровград Ульяновской обл.; контактные тел.: 8(84235)6-56-64 (р.), 8(84235)3-75-76 (д.); E-mail: [ovs@niiar.ru](mailto:ovs@niiar.ru), Махин Валентин Михайлович

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Спассков В.П., Шумский А.М., Семишкин В.П. и др.* Реакторные исследования аварийного поведения активной зоны ВВЭР на петлевой установке ПВП-2 реактора МИР // Тр. междунар. конф. "Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. Теплофизика-98". – Обнинск: ГНЦ РФ ФЭИ, 1998. Т. 2. – С. 42 – 51.
2. *Махин В.М., Шулимов В.Н.* Опыт проведения реакторных испытаний твэлов водородных энергетических реакторов в режиме аварии с потерей теплоносителя (эксперименты "малая течь" на реакторе МИР) // Сб. тр. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1997. Вып. 4. – С. 35 – 50.
3. *Анисимов В.П., Бендерская О.С.* Экспериментальные возможности петлевой установки ПВП-2 РУ МИР для испытаний твэлов ВВЭР в режимах с потерей теплоносителя // Сб. тезисов докл. семинара по динамике ЯЭУ. – Димитровград: НИИАР, 1996.
4. *Джусов Ю.П., Махин В.М., Шулимов В.Н.* Использование метода электрозондирования в реакторных экспериментах с осушением активной зоны ВВЭР в режиме "малая течь" // Тр. междунар. конф. "Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. Теплофизика-95". – Обнинск: ГНЦ РФ ФЭИ, 1995. Т. 1. – С. 127 – 132.
5. *Бендерская О.С., Махин В.М., Абанькин А.К., Зотов Э.А.* Газохимический мониторинг в петлевых экспериментах по обоснованию безопасности реакторов типа ВВЭР // Сб. докл. IV межотр. конф. по реакторному материаловедению. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1995. Т. 1. – С. 210 – 220.

6. *Махин В.М., Шулимов В.Н.* Экспериментальное изучение поведения многоэлементных ТВС и твэлов ВВЭР в аварийных режимах эксплуатации с потерей теплоносителя // Тр. междуна. конф. "Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. Теплофизика-98". – Обнинск: ГНЦ РФ ФЭИ, 1998. Т. 2. – С. 27 – 36.
7. *Алексеев А.В., Махин В.М., Шулимов В.Н.* Применение кода MELCOR для расчетного анализа параметров испытаний 19-элементного фрагмента ТВС ВВЭР в канале исследовательского реактора МИР (эксперимент "малая течь-2") // Сб. трудов. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2000. Вып. 4. – С. 49 – 60.
8. *Алексеев А.В., Махин В.М., Шулимов В.Н., Ильенко С.А.* Посттестовые расчеты по коду MELCOR выхода и переноса радионуклидов в реакторном испытании "Малая течь-2" // Тез. докл. отрасл. конф. "Теплогидравлические коды для энергетических реакторов (разработка и верификация)". – Обнинск: ГНЦ РФ ФЭИ. 2001. – С. 184 – 186.
9. *Горячев А.В., Киселева И.В., Махин В.М. и др.* Результаты исследования поведения высоковыгоревших и "свежих" твэлов ВВЭР-440 в условиях аварии с осушением активной зоны // Тр. междуна. конф. "Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. Теплофизика-98". – Обнинск: ГНЦ РФ ФЭИ, 1998. Т. 2. – С. 338 – 346.
10. *Махин В.М., Шулимов В.Н., Киселева И.В. и др.* Особенности повторного залива твэлов ВВЭР в аварии типа LOCA // Сб. докл. отрасл. конф. "Гидродинамика и безопасность АЭС". – Обнинск: ГНЦ РФ ФЭИ, 1999. – С. 138 – 140.

Статья поступила в редакцию 23 августа 2004 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2004, вып. 2, с. 29 – 38.

УДК 621.039.573:621.039.548

**Применение кода MELCOR для расчетного анализа параметров испытаний 19-элементного фрагмента ТВС ВВЭР в канале исследовательского реактора МИР (эксперимент "Малая течь-2")**

*А.В. Алексеев, В.М. Махин, В.Н. Шулимов,*  
ФГУП "ГНЦ РФ НИИАР", 433510, г. Димитровград Ульяновской обл.

Приведены результаты посттестового расчетного исследования по коду MELCOR (версия 1.8.2) режимов испытаний в исследовательском реакторе МИР на петлевой установке ПВП-2 19-элементной ТВС с твэлами ВВЭР-1000. Твэлы испытаны в режиме, моделирующем аварию с потерей теплоносителя и осушением верхней части твэлов. Оценена применимость кода для расчетного сопровождения экспериментов LOCA.

MELCOR CODE APPLICATION TO SIMULATION OF VVER-TYPE FUEL ASSEMBLY TEST "SB LOCA-2" IN RESEARCH REACTOR MIR. A.V. ALEKSEEV, V.M. MAKHIN, V.N. SHULIMOV. Results of simulation of 19-rod VVER-type fuel assembly test "SB LOCA-2" in the research reactor MIR using MELCOR (version 1.8.2) code are presented.

На петлевой установке ПВП-2 реактора МИР испытываются фрагменты ТВС ВВЭР в условиях, моделирующих аварии с потерей теплоносителя (аварии LOCA) [1]. Для качественного проведения подобных экспериментов необходимы предтес-

товые расчетные исследования с целью изучения влияния различных технологических факторов и особенностей конструкции облучательного устройства (ОУ) на режимы испытаний. Для расчетного сопровождения испытаний применяются следующие коды: комплекс ТРАП (ОКБ "Гидропресс"), TRANS-8К (НИКИЭТ), КОРСАР (НИТИ, ОЦРК), RELAP5/mod3 и MELCOR (версия 1.8.2). Применимость кода оценивается, анализируя расчетные и экспериментальные данные.

Из серии выполненных экспериментов "Малая течь-2" (МТ-2) отличается высокой температурой оболочки (максимальная температура 1 200 °С), разделением фаз теплоносителя по высоте ТВС и охлаждением нижней части ТВС жидкостью, а верхней части паром, сравнительно высоким выходом водорода (продукта парциркулированной реакции) в контур, а также и выходом радионуклидов в контур вследствие разгерметизации оболочек всех 19-ти твэлов. С учетом перечисленных особенностей эксперимента для посттестовых расчетов выбран код MELCOR (версия 1.8.2) [2]. Цель данной работы – оценка по результатам анализа расчетных и экспериментальных данных применимости кода для расчетного сопровождения экспериментов ЛОСА и расчетов подобных режимов ВВЭР.

### **1. Методика реакторных испытаний и основные исходные данные для посттестовых расчетов**

Реакторные испытания проводятся с целью изучения поведения твэлов при аварии с осушением верхней части активной зоны и последующем заливе водой. Объект исследований – фрагмент ТВС ВВЭР-1000, состоящий из 19-ти элементов (твэлов) длиной активной части 1 м. В эксперименте МТ-2 четыре твэла оснащены поверхностными термоэлектрическими преобразователями (ТЭП), размещенными в продольном пазу оболочки и прикрепленными высокотемпературным припоем, а два твэла – ТЭП в центральном отверстии топливного сердечника. Кроме того, в ТВС установлены ТЭП для измерения температуры теплоносителя на входе и выходе ТВС и датчики локального паросодержания [1, 3].

Для установки ТВС используется канал типа Фильда с основным и защитным корпусами. Основной корпус оснащен датчиками нейтронного потока и ТЭП, ОУ снабжено разделителем потока теплоносителя (рис. 1). Между корпусом канала и ОУ размещен опускной участок, над ТВС – подъемный, теплообмен между которыми учтен в расчете.

Испытания проводятся на петлевой установке ПВП-2 реактора МИР (рис. 2) в два этапа. На первом поверхностная плотность теплового потока твэла соответствовала номинальному значению (моделирование условий нормальной эксплуатации ТВС ВВЭР). После работы ТВС в номинальном режиме в течение суток для снижения активности радионуклидов мощность уменьшается до нуля. На втором этапе эксперимента мощность ТВС первоначально устанавливалась на уровне 40...50 кВт. Расход теплоносителя в канале снижался от 2,2 до 0,044 кг/с. Погрешность измерения расхода составляла  $\pm 12\%$ . Значительное снижение расхода через канал достигнуто увеличением расхода теплоносителя на смеситель и через байпас насоса (рис. 2). Для достижения искомого состояния ТВС с осушением верхней части твэлов ступенчато повышалась мощность реактора (рис. 3). Осушение верхней части твэлов реализовано при мощности ТВС 89 кВт. После выдержки в тече-

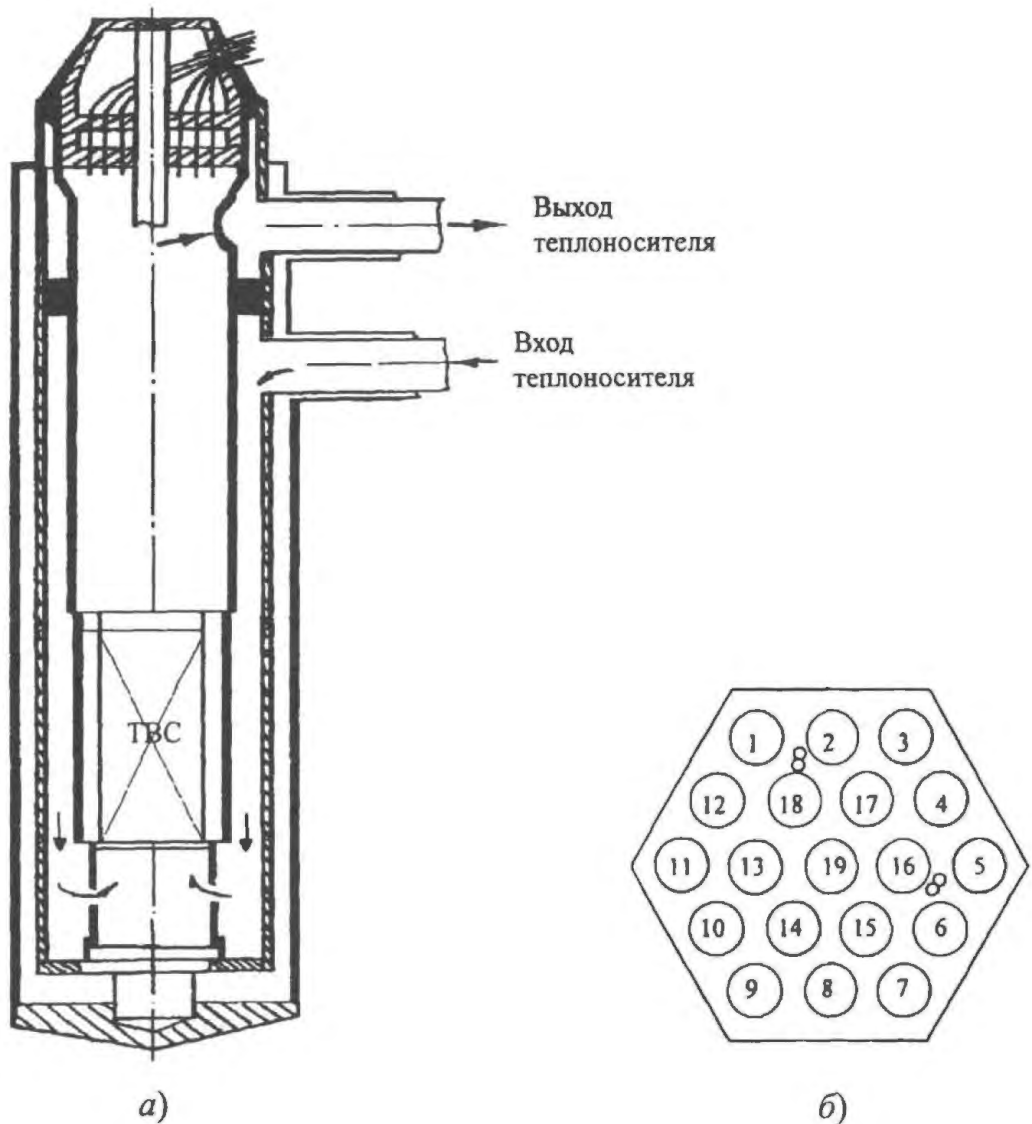


Рис. 1. Схема ОУ: а) – продольный разрез; б) – поперечное сечение ТВС: 1, 7, 13, 15 – твэлы с хромель-алюмелевыми ТЭП; 5, 11 – твэлы с топливными ТЭП; о – зонды паросодержания

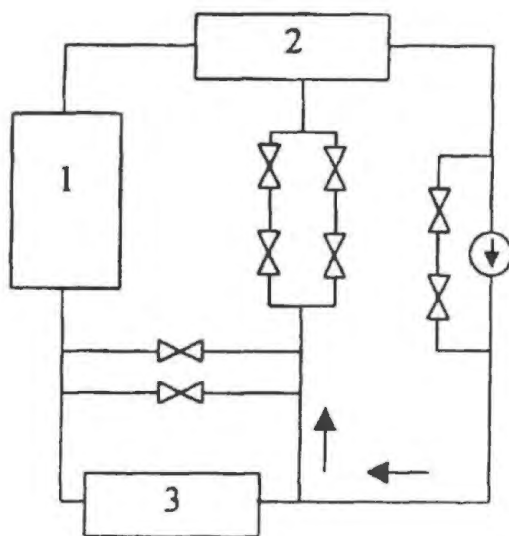


Рис. 2. Схема петлевой установки ПВП-2: 1 – канал; 2 – смеситель; 3 – узел измерений малых расходов

ние 1 часа 40 мин снижалась мощность. Повторный залив реализован при уменьшении мощности. Средняя скорость перемещения границы раздела фаз “пар-жидкость” по высоте ТВС оценена в 0,04 м/с.

Максимальная температура оболочек твэлов, определенная в результате расчета по измеренной температуре сердечника, равна 1 100 °С, по показаниям оболочечных ТЭП составляет 1 200 °С. На стадии повторного залива зарегистрирован рост активности теплоносителя. При посттестовых исследованиях установлена разгерметизация всех твэлов [1, 3, 4].

Эксперимент МТ-2 подтвердил опасность нагрева твэлов от 900 до 1 200 °С и по-

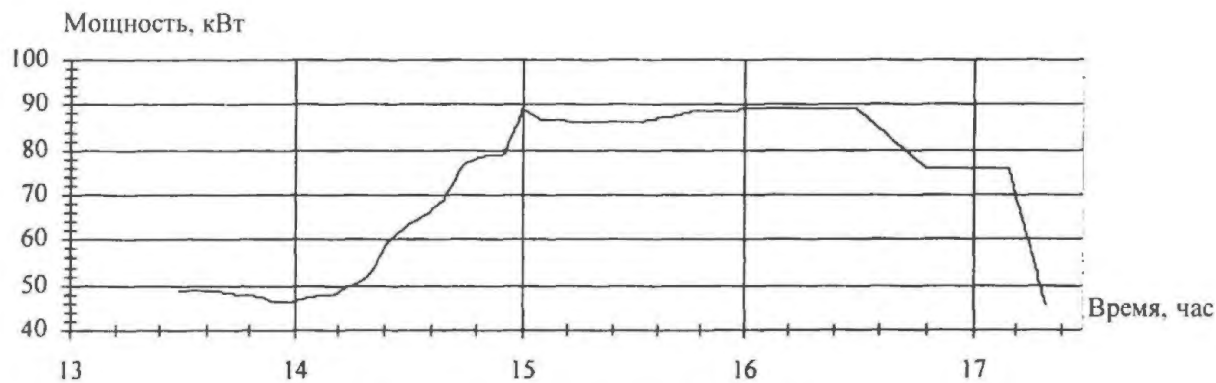


Рис. 3. Динамика изменения мощности ТВС

следующего повторного залива. Разгерметизация твэлов выявлена при степени локального окисления оболочки выше 14 %. Наличие всплеска активности радионуклидов в теплоносителе на стадии повторного залива и отсутствие окисления поверхностей многочисленных трещин в материале оболочки послужили основанием для вывода о разгерметизации твэлов именно на этой стадии [4]. Для расчетного исследования использованы следующие экспериментальные данные: размеры элементов конструкции ОУ; температуры теплоносителя на входе в канал, в ТВС и на выходе из ТВС; температуры оболочек и сердечников твэлов; мощность ТВС (рис. 3); распределение энерговыделения по высоте твэлов (по результатам гамма-сканирования); расход теплоносителя в канале 0,038...0,044 кг/с; давление 11,7...12,0 МПа; моменты начала осушения и роста температуры в различных сечениях ТВС, а также повторного залива со снижением температуры твэлов (по показаниям ТЭП в сечениях на расстоянии 525, 722, 820 и 852 мм от низа сердечника); граница раздела фаз “пар-жидкость”, находящаяся на расстоянии 520...530 мм от низа сердечника (нижнее положение); расстояние сечения от низа сердечника, в котором достигнута максимальная температура оболочки, 730 мм (определено по максимальной толщине оксидного слоя 80 мкм и слоя о-фазы Zr(O) 130 мкм); масса водорода – продукта пароциркониевой реакции 2,3...7 г (по результатам измерений водорода, растворенного в теплоносителе, и металлографических исследований).

Параметры, по которым следует определять адекватность расчета эксперименту, следующие: температуры оболочек и сердечников твэлов; температура теплоносителя на выходе из ТВС; граница раздела “пар-жидкость”; расстояние сечения от низа сердечника с максимальной температурой оболочек; время начала осушения оболочек; масса водорода, образовавшегося в результате пароциркониевой реакции.

## 2. Расчетная схема

Расчетная схема для кода MELCOR показана на рис. 4. Активная зона длиной 1 м разбивалась на 20 отрезков аналогично посттестовому расчету эксперимента NRU FLHT для моделирования тяжелой аварии [2]. Учитывалась теплоотдача от корпуса канала к воде бассейна реактора (мощность тепловых потерь составляла примерно 2 кВт).

Выполнены четыре варианта расчетов:

1) использование экспериментальных данных без их корректировки (далее в тексте – базовый вариант);

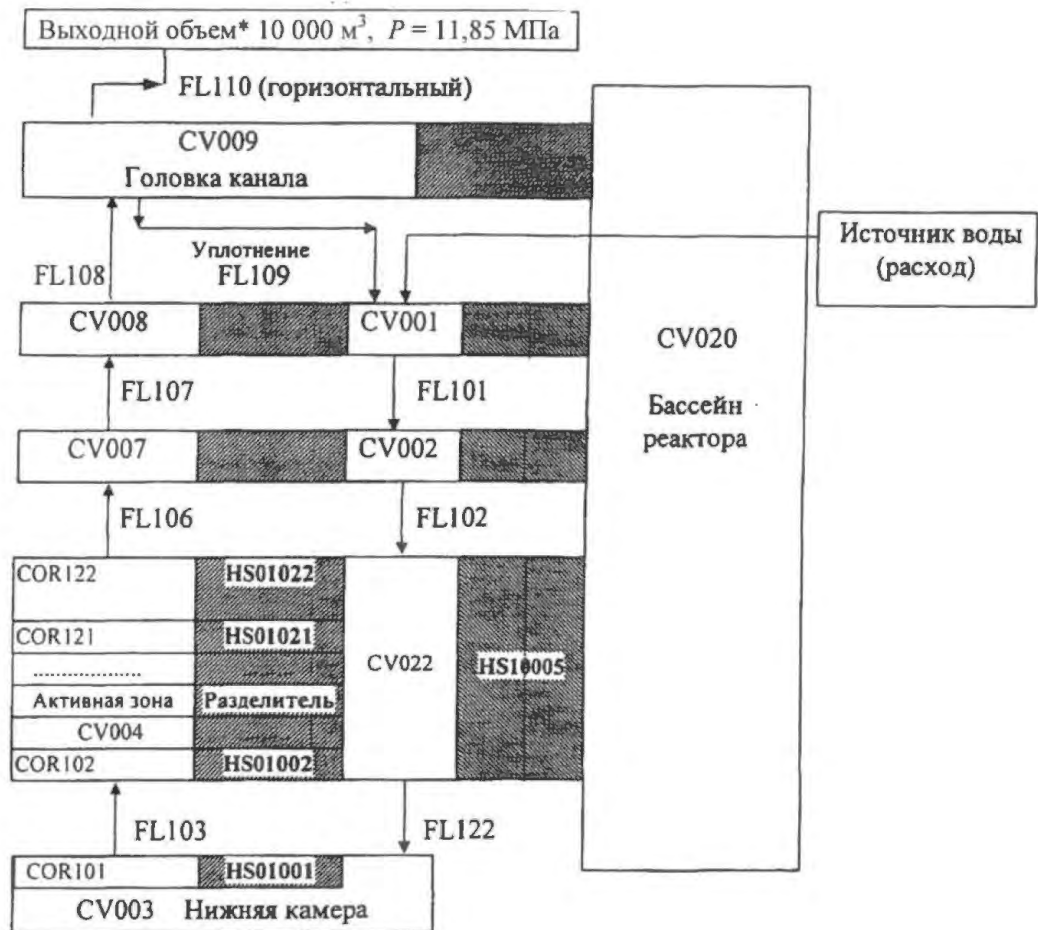


Рис. 4. Расчетная (нодализационная) схема: CV – контрольный объем; FL – тракт потока; HS – тепловая структура; COR – активная зона (\* – емкость, подключаемая к выходу канала для стабилизации давления)

2) значение расхода на входе в канал принято в пределах экспериментальной погрешности (0,038 кг/с вместо 0,044 кг/с в базовом варианте) для совпадения расчетной и измеренной температур теплоносителя на выходе из ТВС;

3) использование данных первого варианта расчета с разделением твэлов на два слоя с различным энерговыделением в них: наружный из 12 твэлов с относительным энерговыделением на 18 % больше, чем энерговыделение в слое из семи твэлов;

4) расчет с теплоизоляцией подъемного участка.

### 3. Анализ результатов расчета

*Базовый вариант.* В результате анализа расчетных и экспериментальных данных сделаны следующие выводы:

– качественно изменение температуры оболочек твэлов и теплоносителя во времени соответствует экспериментальным данным; несколько отличаются значения максимальной температуры оболочек твэлов (экспериментальная 1 200 °С, расчетная 1 400 °С);

– установлены следующие отличия экспериментальных и расчетных значений величин: время достижения состояния с осушением твэлов 15 и 16 часов (рис. 5); нижняя граница области осушения 520 и 730 мм (рис. 6); максимальная температура теплоносителя на выходе из ТВС 660 и 530 °С (рис. 7); масса водорода более 2 и 0,45 г, соответственно. Установленные отличия могут быть обусловлены “занижением” мощности ТВС и (или) “завышением” расхода в расчете.

Во втором варианте достигнуто согласование расчетных данных с экспериментальными по следующим параметрам: по времени достижения состояния с осушением твэлов (рис. 8); по нижнему положению границы раздела фаз “жидкость-пар” (в эксперименте на расстоянии 520 мм, в первом и втором вариантах на расстоянии 730 и 590 мм, соответственно, от низа сердечника (рис. 6)); по значениям максимальной температуры теплоносителя на выходе из ТВС (рис. 7). Расчетное значение массы водорода (2,7 г) ближе к экспериментальному (2,3...7 г). Вместе с

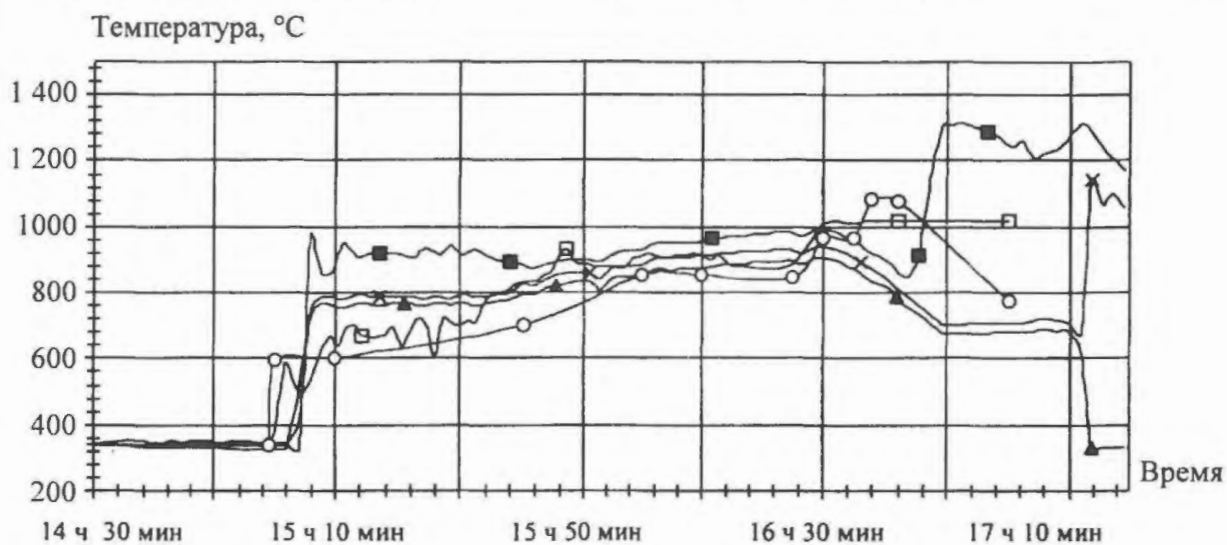


Рис. 5. Изменение температуры оболочек твэлов во времени, рассчитанной: по измеренной температуре центра топливного сердечника твэлов №№ 11 (□) и 5 (○) на расстоянии 820 мм; по коду MELCOR в варианте 1 для сечений на расстоянии 725 (■), 825 (×) и 925 мм (▲) от низа сердечника

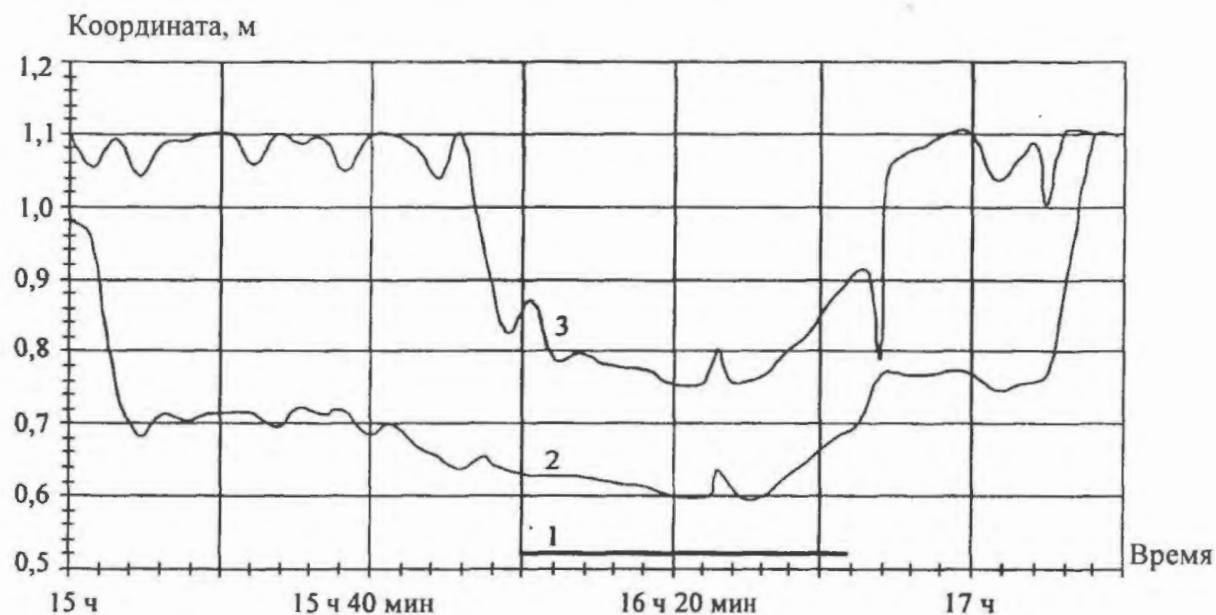


Рис. 6. Граница раздела пара и воды в ТВС: эксперимент (1); расчет: вариант 2(2) и 1(3)

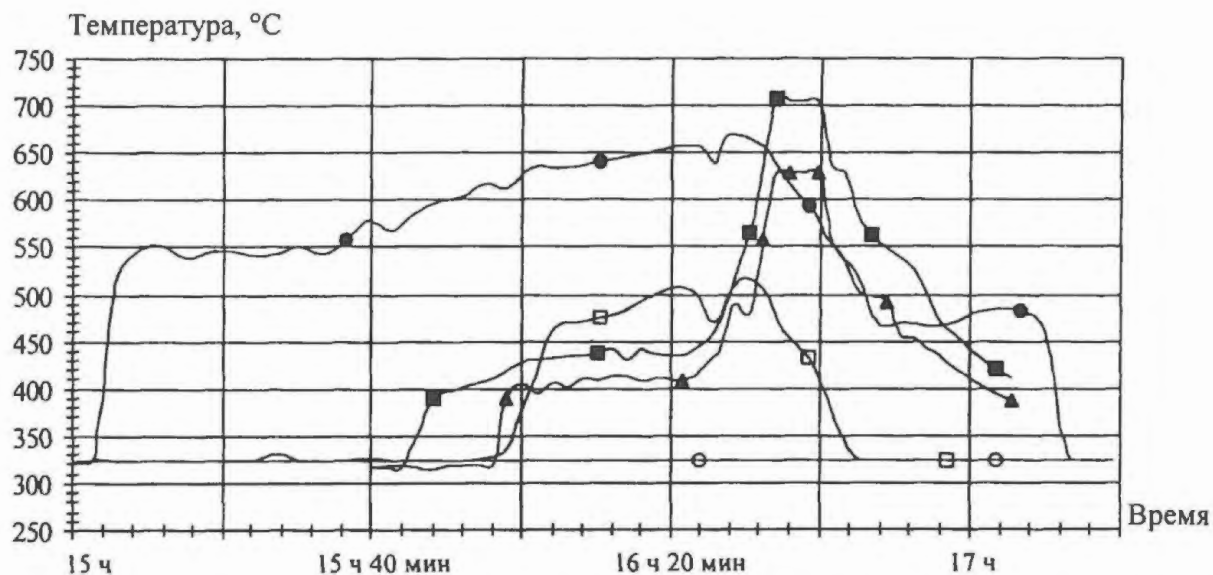


Рис. 7. Изменение температуры теплоносителя во времени: расчет по коду MELCOR на входе в ТВС (o), на выходе из ТВС в первом (□) и втором (●) вариантах; эксперимент на выходе из ТВС по двум ТЭП (■, ▲)

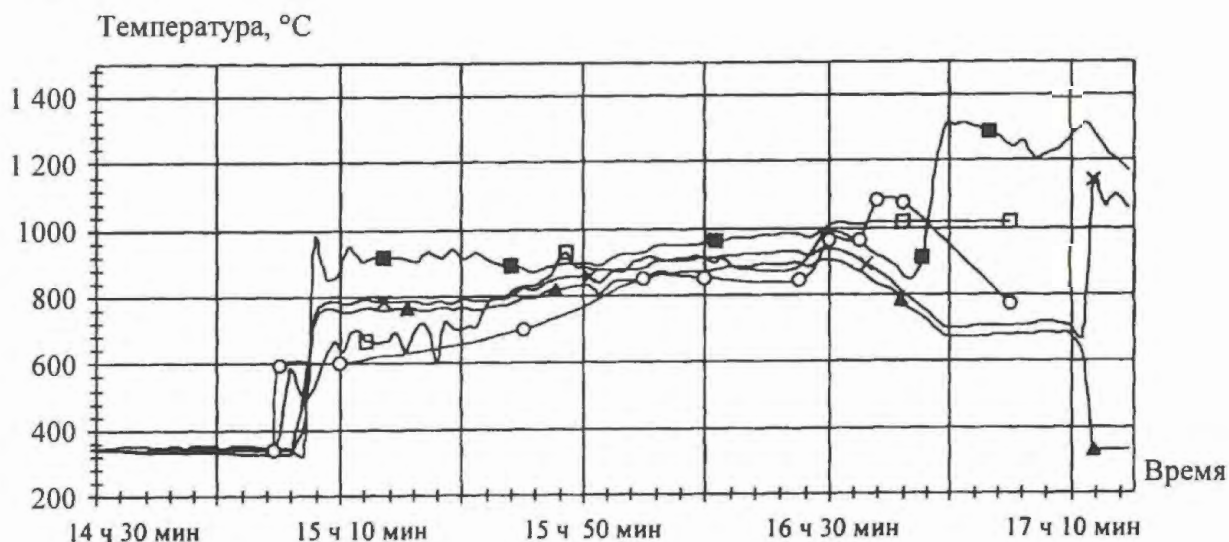


Рис. 8. Изменение температуры оболочек твэлов во времени, рассчитанной: по измеренной температуре центра топливного сердечника твэлов №№ 11 (□) и 5 (o) на расстоянии 820 мм; по коду MELCOR в варианте 2 для сечений на расстоянии 725 (■), 825 (x) и 925 мм (▲) от низа сердечника

тем имеются различия по температуре в момент осушения и на стадии повторного залива. Из сравнения результатов первого и второго вариантов расчета можно сделать вывод о существенном влиянии снижения расхода теплоносителя на температуру теплоносителя и оболочек твэлов и, как следствие этого, на массу образовавшегося водорода (во втором варианте больше в 6 раз, чем в первом).

В третьем варианте расчета наблюдается значительная разница температуры оболочек между слоями твэлов (до 200 °C при осушении и более 1000 °C при заливе, что не согласуется с экспериментом). Максимальные значения температуры оболочек близки к значениям первого варианта.

В четвертом варианте расчета осушение верхней части твэлов начинается раньше примерно на 40 мин, чем в первом, так как нет поступления конденсата по трубе, разделяющей опускной и подъемный участки. Расход конденсата (противо-

ток) в первом варианте составляет 10...20 г/с. Выход водорода в четвертом варианте примерно в 1,5 раза больше, чем в первом, что является следствием большей выдержки в состоянии осушения. Уровень температуры близок к первому варианту и определяется уровнем жидкости. В сечении на расстоянии 725 мм от низа сердечника при практически одинаковой максимальной температуре 1 400 °С длительность выдержки в состоянии осушения в первом варианте составляет 45 мин, а в четвертом 120 мин. Теплоизоляция подъемного участка позволяет снизить граничную мощность ТВС (для осушения) от 89 до 75 кВт. Наряду со снижением расхода теплоносителя эти меры позволяют проводить испытания при малой мощности ТВС (моделирование уровня остаточного энерговыделения твэлов ВВЭР при аварии LOCA).

В таблице приведены экспериментальные и расчетные (для трех вариантов) значения температуры оболочек твэлов, полученные для момента времени (16 ч 20 мин), в который изменение параметров (мощность ТВС, температура твэлов) минимально. Расчетные значения температуры твэлов (вариант 2) удовлетворительно согласуются с экспериментальными. Некоторое превышение расчетных значений над экспериментальными может быть объяснено влиянием межячейкового тепло- и массопереноса в ТВС, приводящего к снижению температуры максимально напряженных твэлов (см. для сравнения данные варианта 3 по температуре оболочек внешнего и внутреннего слоев). Таким образом, вряд ли целесообразно выделение при расчете двух слоев твэлов без учета тепло- и массообмена между ними. Применение средних значений энерговыделения в твэлах оправдано.

Т а б л и ц а расчетных и экспериментальных значений температуры оболочек, °С

Расчетные и экспериментальные данные	Слой твэлов	Расстояние от низа сердечника, мм			
		725	775	825	875
Вариант расчета:					
1		340...400	750	730	730
2	—	940	920	920	920
3	Внешний	1 500	880	800	750
	Внутренний	340	630	620	640
Эксперимент	Внешний из 12 твэлов	—	—	890*	750...880**
	Внутренний из 7 твэлов	600***	—	—	—

Примечание: В эксперименте температура оболочек твэлов в сечении на расстоянии 527 мм от низа сердечника равнялась 323 °С (твэл № 7), 420 °С (твэл № 15) и 600 °С (твэлы №№ 1 и 13), в расчетах она близка к температуре насыщения  $T_s = 323$  °С (\*, \*\*, \*\*\* – при расстоянии от низа сердечника 820, 852 и 722 мм, соответственно).

Отличия расчетных данных от экспериментальных существенны для стадий осушения с резким ростом температуры и повторного залива [5] (рис. 5, 8). Это обусловлено упрощенной формулой описания в коде теплоотдачи при наличии паровой пленки на поверхности твэла. Целесообразно уточнить описание теплообмена на стадиях осушения и повторного залива ТВС. В режиме залива коэффициент теплоотдачи должен рассчитываться по зависимостям, учитывающим также и состояние оболочек твэлов, а именно, наличие оксидных пленок. В работе [6] показано, что при постоянной скорости подъема границы раздела фаз в процессе повтор-

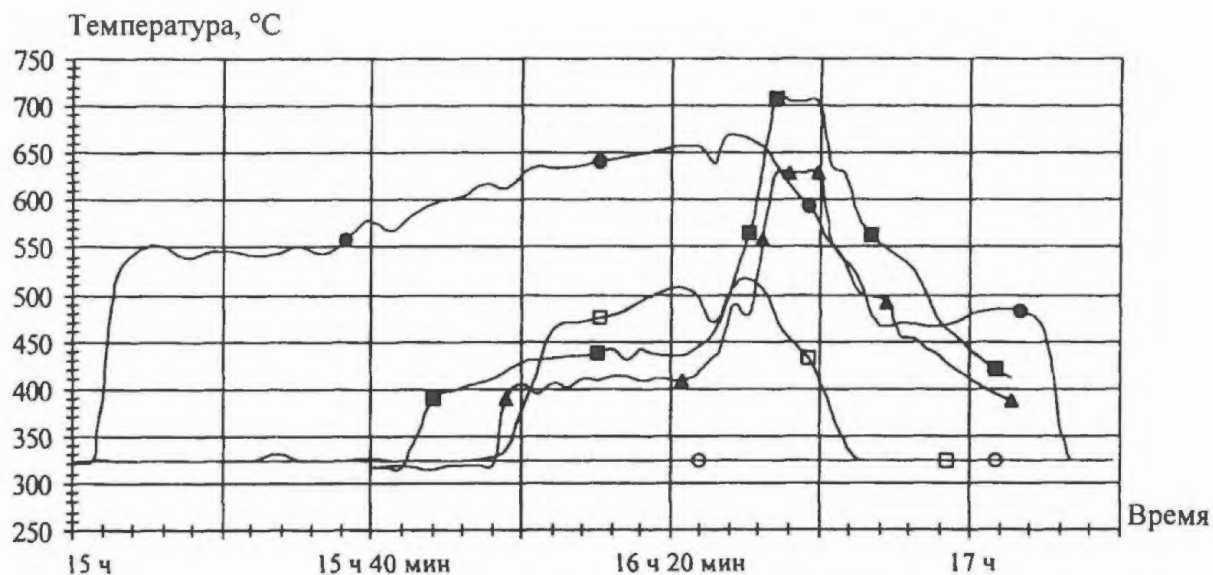


Рис. 7. Изменение температуры теплоносителя во времени: расчет по коду MELCOR на входе в ТВС (o), на выходе из ТВС в первом (□) и втором (●) вариантах; эксперимент на выходе из ТВС по двум ТЭП (■, ▲)

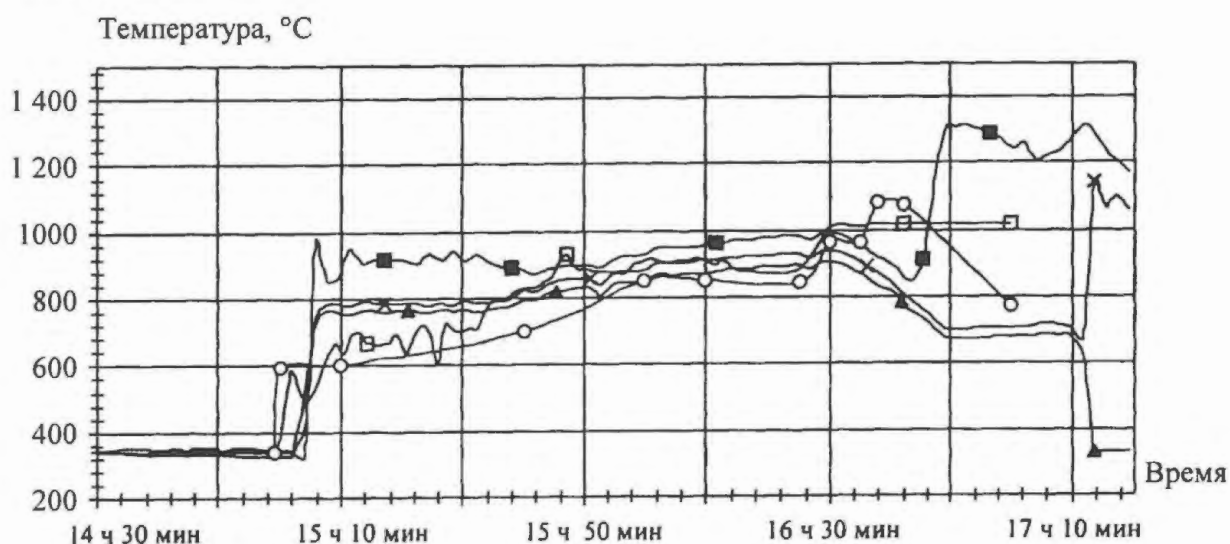


Рис. 8. Изменение температуры оболочек твэлов во времени, рассчитанной: по измеренной температуре центра топливного сердечника твэлов №№ 11 (□) и 5 (o) на расстоянии 820 мм; по коду MELCOR в варианте 2 для сечений на расстоянии 725 (■), 825 (x) и 925 мм (▲) от низа сердечника

тем имеются различия по температуре в момент осушения и на стадии повторного залива. Из сравнения результатов первого и второго вариантов расчета можно сделать вывод о существенном влиянии снижения расхода теплоносителя на температуру теплоносителя и оболочек твэлов и, как следствие этого, на массу образовавшегося водорода (во втором варианте больше в 6 раз, чем в первом).

В третьем варианте расчета наблюдается значительная разница температуры оболочек между слоями твэлов (до 200 °C при осушении и более 1000 °C при заливе, что не согласуется с экспериментом). Максимальные значения температуры оболочек близки к значениям первого варианта.

В четвертом варианте расчета осушение верхней части твэлов начинается раньше примерно на 40 мин, чем в первом, так как нет поступления конденсата по трубе, разделяющей опускной и подъемный участки. Расход конденсата (противо-

ток) в первом варианте составляет 10...20 г/с. Выход водорода в четвертом варианте примерно в 1,5 раза больше, чем в первом, что является следствием большей выдержки в состоянии осушения. Уровень температуры близок к первому варианту и определяется уровнем жидкости. В сечении на расстоянии 725 мм от низа сердечника при практически одинаковой максимальной температуре 1 400 °С длительность выдержки в состоянии осушения в первом варианте составляет 45 мин, а в четвертом 120 мин. Теплоизоляция подъемного участка позволяет снизить граничную мощность ТВС (для осушения) от 89 до 75 кВт. Наряду со снижением расхода теплоносителя эти меры позволяют проводить испытания при малой мощности ТВС (моделирование уровня остаточного энерговыделения твэлов ВВЭР при аварии LOCA).

В таблице приведены экспериментальные и расчетные (для трех вариантов) значения температуры оболочек твэлов, полученные для момента времени (16 ч 20 мин), в который изменение параметров (мощность ТВС, температура твэлов) минимально. Расчетные значения температуры твэлов (вариант 2) удовлетворительно согласуются с экспериментальными. Некоторое превышение расчетных значений над экспериментальными может быть объяснено влиянием межячейкового тепло- и массопереноса в ТВС, приводящего к снижению температуры максимально напряженных твэлов (см. для сравнения данные варианта 3 по температуре оболочек внешнего и внутреннего слоев). Таким образом, вряд ли целесообразно выделение при расчете двух слоев твэлов без учета тепло- и массообмена между ними. Применение средних значений энерговыделения в твэлах оправдано.

Т а б л и ц а расчетных и экспериментальных значений температуры оболочек, °С

Расчетные и экспериментальные данные	Слой твэлов	Расстояние от низа сердечника, мм			
		725	775	825	875
Вариант расчета:					
1		340...400	750	730	730
2	—	940	920	920	920
3	Внешний	1 500	880	800	750
	Внутренний	340	630	620	640
Эксперимент	Внешний из 12 твэлов	—	—	890*	750...880**
	Внутренний из 7 твэлов	600***	—	—	—

Примечание: В эксперименте температура оболочек твэлов в сечении на расстоянии 527 мм от низа сердечника равнялась 323 °С (твэл № 7), 420 °С (твэл № 15) и 600 °С (твэлы №№ 1 и 13), в расчетах она близка к температуре насыщения  $T_s = 323$  °С (\*, \*\*, \*\*\* – при расстоянии от низа сердечника 820, 852 и 722 мм, соответственно).

Отличия расчетных данных от экспериментальных существенны для стадий осушения с резким ростом температуры и повторного залива [5] (рис. 5, 8). Это обусловлено упрощенной формулой описания в коде теплоотдачи при наличии паровой пленки на поверхности твэла. Целесообразно уточнить описание теплообмена на стадиях осушения и повторного залива ТВС. В режиме залива коэффициент теплоотдачи должен рассчитываться по зависимостям, учитывающим также и состояние оболочек твэлов, а именно, наличие оксидных пленок. В работе [6] показано, что при постоянной скорости подъема границы раздела фаз в процессе повтор-

ного залива температурный режим охлаждения окисленных оболочек твэлов реактора PWR более жесткий по сравнению с режимом охлаждения твэлов с неокисленными оболочками, что может быть причиной их разгерметизации.

Итак, в эксперименте разрушение оболочек твэлов и выход продуктов деления (ПД) в контур достигнуты на стадии повторного залива, а в расчете задается температура разгерметизации оболочки на стадии нагрева, т.е. процесс в расчете неадекватен эксперименту. Имеется корреляция по относительному выходу ПД в теплоносителе: расчетный выход ксенона и йода одинаков и составляет  $1,1 \cdot 10^{-4}$ , а экспериментальный  $(0,65 \dots 1,4) \cdot 10^{-4}$  и  $(2,6 \dots 5,1) \cdot 10^{-4}$ , соответственно. Вместе с тем расчетные значения объемной активности радионуклидов в теплоносителе по рекомендуемым моделям выхода из топлива существенно различаются: в эксперименте 1 025 МБк/л, в расчете 440 и 6 275 МБк/л (модели CORSOR и CORSOR-M с корректировкой коэффициента теплопередачи) [7]. Следовательно, в результате расчетного анализа экспериментов со “свежим” и выгоревшим топливом можно обосновать применимость конкретной модели из шести предлагаемых в коде [7].

### Заключение

1. Посредством кода MELCOR можно удовлетворительно описать температурный режим испытаний твэлов, аналогичный испытанию МТ-2 (определение момента начала роста температуры, охлаждение паром). Вместе с тем температуру оболочек твэлов не удалось корректно описать в начальный момент осушения и на стадии повторного залива. Целесообразна доработка моделей теплообмена твэлов на этих стадиях.

2. Установлена чувствительность ряда важных параметров к изменению исходных данных. Так, при изменении расхода теплоносителя на входе в канал в пределах экспериментальной погрешности 0,038...0,044 кг/с выход водорода увеличивается в 6 раз, осушение активной зоны начинается на 55 мин раньше.

3. Теплоизоляция подъемного участка позволяет при одинаковом расходе теплоносителя уменьшить мощность, при которой достигается состояние с осушением ТВС, с 89 до 75 кВт. Достижение состояния с частичным осушением твэлов и их нагреванием при мощности, равной мощности остаточного тепловыделения, возможно только при меньшем расходе теплоносителя и при теплоизоляции подъемного участка испытательного канала.

4. Точность расчета выхода ПД и активности радионуклидов в теплоносителе существенно зависит от выбранной пользователем модели выхода ПД из топлива и точности расчета температуры топлива.

433510, г. Димитровград Ульяновской обл.; контактные тел.: 8-(84235)6-56-64(р.), 8-(84235)3-75-76 (д.), Махин Валентин Михайлович; E-mail: ovs@niiar.ru

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Смирнов В.П., Дворецкий В.Г., Цыканов В.А. и др. Эксперименты по изучению поведения топлива ВВЭР в аварийных условиях // Сб. докл. IV межотрасл. конф. по реакторному материаловедению. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1996. Т. 1. – С. 5 – 40.
2. Mandi I.K. Independent Assessment of MELCOR as a Severe Accident Thermal-Hydraulic/Source Term Analysis Tool // Nuclear Technology, 1995. V. 112. – P. 169 – 180.

3. *Джусов Ю.П., Шулимов В.Н., Махин В.М. и др.* Использование метода электророндирования в реакторных экспериментах с осушением активной зоны ВВЭР в режиме “малая течь” // Тр. междунар. конф. “Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР”. – Обнинск: ГНЦ РФ ФЭИ, 1998. Т. 1. – С. 127 – 132.
4. *Обзор* основных исследовательских работ, выполненных в 1995 г./Под ред. В.А. Цыканова. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1996. – С. 100 – 101.
5. *Алексеев А.В., Махин В.М.* Применение кода MELCOR для расчетного анализа параметров испытаний 19-элементного фрагмента ТВС ВВЭР в канале исследовательского реактора МИР (эксперимент “Малая течь-2”) // Тр. междунар. конф. “Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР”. – Обнинск: ГНЦ РФ ФЭИ, 1998. Т. 2. – С. 199.
6. *Hofmann P., Noack V.* Physico-Chemical Behavior of Zircalloy Fuel Rod Cladding Tubes During LWR Severe Accident Reflood. FZKA 5846, Karlsruhe, Germany, 1987. Part I. – P. 1 – 39.
7. *Алексеев А.В., Махин В.М., Шулимов В.Н., Ильенко С.А.* Посттестовые расчеты по коду MELCOR выхода и переноса радионуклидов в реакторном испытании “Малая течь-2” // Тез. докл. отрасл. конф. “Теплогидравлические коды для энергетических реакторов (разработка и верификация)”. – Обнинск: ГНЦ РФ ФЭИ, 2001. – С. 184 – 186.

Статья поступила в редакцию 23 августа 2004 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2004, вып. 2, с. 38 – 47.

УДК 621.039

### Теплогидравлические и гидродинамические исследования характеристик ТВС альтернативной конструкции ВВЭР-1000

*О.Б. Самойлов, Д.Л. Шилов, А.А. Фальков, В.Г. Богряков,*

ФГУП “ОКБМ им. И.И. Африкантова”, 603074, Н. Новгород, Бурнаковский пр., 15,

*Н.М. Сорокин,* Концерн “Росэнергоатом”, 109507, Москва, ул. Ферганская, 25,

*С.М. Дмитриев,* НГТУ, 603600, Н. Новгород, ул. Минина, 24

Представлены результаты теплогидравлических и гидродинамических исследований характеристик ТВС альтернативной конструкции (ТВСА) ВВЭР-1000. Экспериментальная информация использована для верификации расчетных кодов, применяемых для анализа теплотехнической надежности ТВСА. Рассмотрены распределение расходов в ТВСА и условия охлаждения твэлов при эксплуатации активной зоны ВВЭР-1000.

**THERMAL HYDRAULIC AND HYDRODYNAMIC RESEARCHES OF THE ALTERNATIVE FA OF VVER-1000 CHARACTERISTICS. O.B. SAMOILOV, D.L. SHILOV, A.A. FALCOV, V.G. BOGRYAKOV, N.M. SOROKIN, S.M. DMITRIEV.** The paper presents the results of thermal hydraulic and hydrodynamic researches of the alternative FA of VVER-1000 characteristics. Experimental information was used for verification of calculation codes, applied for analysis of thermotechnical reliability of the alternative FA. Distribution of discharges in the alternative FA and conditions of fuel rods cooling during exploitation of active zone of VVER-1000 is considered.

ТВСА разработки ФГУП “ОКБМ им. И.И. Африкантова” в отличие от серийных ТВС ВВЭР-1000 имеет силовой каркас, выполненный за счет размещения 6-ти уголков жесткости и приварки их к дистанционирующим решеткам (ДР).

Направляющие каналы (НК) выполнены с зазором с ячейками ДР и имеют индивидуальные пружины, что исключает воздействие НК на силовой каркас ТВСА. На 9-ти НК над ДР установлены втулки, обеспечивающие проскальзывание твэлов через ДР при их радиационном росте и уменьшение воздействия со стороны твэлов на силовой каркас.

Применение ТВСА в реакторах ВВЭР-1000 [1] направлено на улучшение экономических, эксплуатационных характеристик и повышение безопасности эксплуатации топлива. В настоящее время в качестве топлива подпитки ТВСА используются на 1-м и 2-м блоках Калининской АЭС и 3-м блоке Запорожской АЭС. Изготовлены ТВСА для первых топливных загрузок 3-го блока Калининской АЭС и 2-го блока Хмельницкой АЭС. На 1-м блоке Калининской АЭС установлено несколько модификаций ТВСА, направленных на улучшение экономических характеристик данного топлива. Реакторные испытания модификаций ТВСА направлены на отработку технических решений по удлинению активной части твэла, уменьшению количества ДР, обеспечению разборности ТВСА для проверки работоспособности антидебрисного фильтра, установленного на входе в ТВС и предназначенного для улавливания мелких частиц-дебрисов. На основе реакторных испытаний модификаций ТВСА начата разработка ТВСА второго поколения.

В обоснование теплогидравлических характеристик и теплотехнической надежности ТВСА выполнен комплекс экспериментальных исследований на их моделях.

## 1. Исследование теплогидравлических характеристик и кризиса теплоотдачи

Проведены исследования подогревов теплоносителя в характерных ячейках пучка, кризиса теплоотдачи и закризисного теплообмена в стационарных и нестационарных условиях. Эксперименты выполнены на восьми 19-стержневых моделях ТВСА:

- с несимметричным расположением пучка имитаторов твэлов относительно необогреваемой обечайки с моделированием геометрии ячеек вблизи уголков жесткости;
- с симметричным расположением пучка твэлов;
- с равномерным и неравномерным тепловыделением по сечению;
- с одним необогреваемым стержнем, моделирующим НК.

Исследования проведены в следующем диапазоне режимных параметров: давление 7,0...16,3 МПа; входная температура теплоносителя 200...311 °С; массовая скорость 340...3 550 кг/(м<sup>2</sup>с).

Дистанционирование элементов пучков осуществлялось с помощью решеток "сотового" типа, аналогичных решеткам ТВСА. Длина зоны тепловыделения составляет 3 м. Радиальная неравномерность тепловыделения (рис. 1) обеспечивалась применением имитаторов с разной толщиной стенки.

Модель ТВС оснащалась микротермопреобразователями для измерения температуры теплоносителя в характерных ячейках на выходе пучка и температуры имитаторов твэлов в нескольких точках по высоте. Схема размещения измерительных средств в одной из серий экспериментов показана на рис. 1. Всего на моделях ТВСА проведено около 300 кризисных и 50 режимов с измерениями по-

догрева теплоносителя. Основные характеристики исследованных моделей ТВСА представлены в табл. 1.

Кризис теплоотдачи в модели ТВС с симметричным расположением пучка имитаторов возникал в верхней части пучка в центральной области, в модели со смещением пучка – в затесненных периферийных ячейках. При этом затеснение периферийных ячеек на 2-х гранях за счет смещения пучка приводит к небольшому снижению критической мощности сборки. В среднем критическая мощность снижается примерно на 5%, что хорошо согласуется с результатами экспериментов на модели ТВСА в ФЭИ [2].

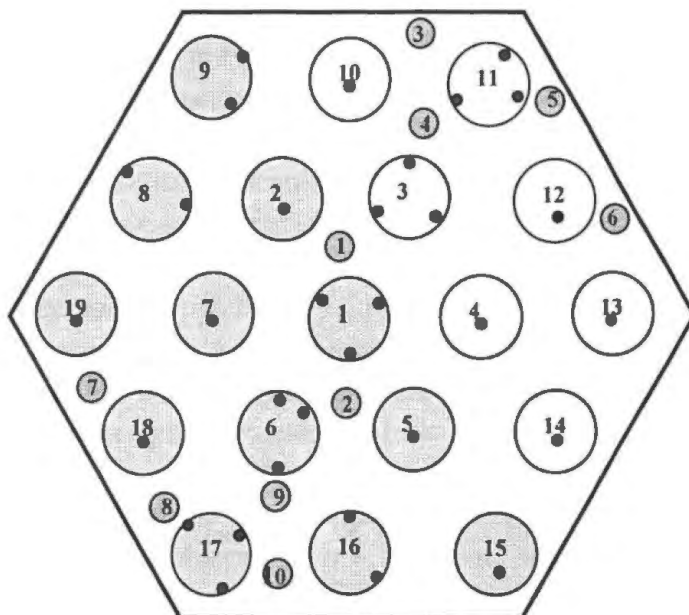


Рис. 1. Сечение рабочего участка:  $\bigcirc$  – горячие имитаторы твэлов в модели с радиальной неравномерностью энерговыделения;  $\bigcirc$  – холодные имитаторы твэлов;  $\bullet$  – термопары внутри имитаторов твэлов;  $\textcircled{3}$  – термопары, размещенные в ячейке

Т а б л и ц а 1. Характеристики моделей ТВСА

Номер модели ТВСА	1	2	3	4	5	6	7	8
Число имитаторов твэлов, шт.	19	19	19	19	19	18	18	19
Шаг расположения имитаторов, мм	12,75	12,75	12,75	12,75	12,75	12,75	12,75	12,75
Диаметр имитатора твэла, мм	9,1	9,1	9,1	9,1	9,1	9,1	9,1	9,1
Диаметр имитатора НК, мм	–	–	–	–	–	13,5	12,6	–
Толщина стенки имитатора, мм	0,5	0,5	1,0	1,0	1,0	1,0	1,0	1,0
Число ДР, шт.	12	12	12	12	12	12	12	12
Размер “под ключ” обечайки, мм	57,6	57,6	57,6	57,6	57,6	57,6	57,6	57,6
Максимальная неравномерность, $K_{f \max}$	1,0	1,0	1,0	1,23	1,23	1,0	1,0	1,0
Смещение пучка относительно обечайки, мм	–0,2	–0,8	–0,8	0	0	0	0	0

Реализация радиальной неравномерности тепловыделения в пучке твэлов приводит к снижению критической мощности сборки на 20%. Кризис теплоотдачи возникает на имитаторах твэлов №№ 18 и 6 в горячей области сборки (рис. 1). В экспериментах с НК не получено уменьшение критических тепловых нагрузок.

Исследования закризисной теплоотдачи показали, что превышение критического значения мощности не приводило к резкому скачкообразному увеличению температуры имитаторов твэлов. Закризисный резерв мощности составляет ~ 5...8% при температуре имитаторов 550 °С.

Выполнено исследование нестационарных режимов с достижением условий кризиса теплообмена и перегревом твэлов. Изучались два типа нестационарных

режимов – режим с повышением мощности, имитирующий аварии с непредусмотренным извлечением органов регулирования СУЗ, и режим с уменьшением расхода, имитирующий начальную стадию аварии с обесточиванием ГЦН. Исследования кризиса теплоотдачи и закритического теплообмена в этих условиях показали, что критическая мощность в статике и динамике практически совпадает.

Для расчетов теплогидравлических характеристик и теплотехнической надежности активных зон с ТВСА используется расчетный код КАНАЛ, аттестованный Госатомнадзором. Код КАНАЛ предназначен для ячейкового теплогидравлического расчета ТВС водо-водяных реакторов (включая типа ВВЭР) в стационарных режимах. В программе применяется модель горизонтальных изобар, делящих кассету на заданное число элементарных высотных участков. По сечению кассета разбивается на элементарные ячейки. В процессе расчета для каждой ячейки на высотном участке определяются следующие параметры: перепад давления, расход, температура, энтальпия и паросодержание теплоносителя, запас по критическому тепловому потоку. Расчет критического теплового потока проводится по локальным параметрам теплоносителя в ячейках по различным эмпирическим соотношениям, включая корреляцию Безрукова [3]. Учитываются неравновесное кипение теплоносителя, конвективный тепломассоперенос и турбулентный межячеечный теплообмен, теплообмен с уголком и НК. Результаты экспериментальных исследований на моделях ТВСА использовались для дополнительной верификации кода КАНАЛ.

Анализ экспериментов по определению локальных температур теплоносителя на моделях ТВСА показал, что расчетное распределение температур теплоносителя по ячейкам соответствует экспериментальному. В диапазоне режимных параметров, близком к натурному, максимальное отличие расчетных значений температур теплоносителя от экспериментальных не превышает 5 °С. Среднеквадратическое отклонение расчетных значений подогревов теплоносителя от экспериментальных составляет 4...8 %, что свидетельствует о правильности методик учета конвективного и турбулентного межячеечного тепломассообмена в расчетном коде КАНАЛ.

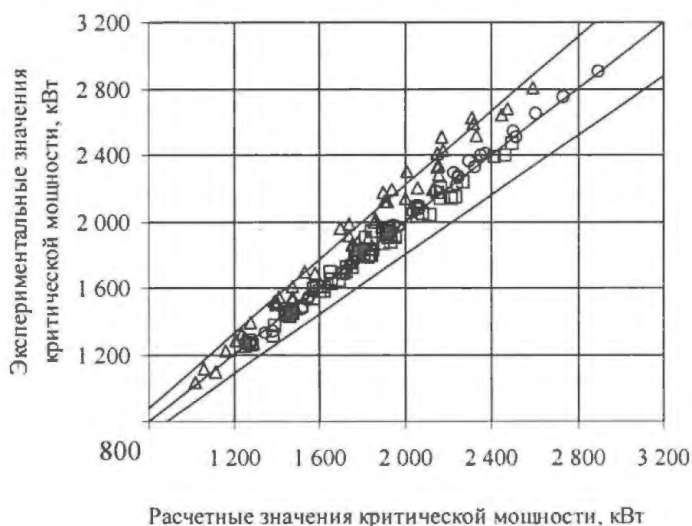


Рис. 2. Сравнение расчетных и экспериментальных значений критической мощности для моделей ТВСА: о – с равномерным энерговыделением; □ – с неравномерным энерговыделением; Δ – несимметричная модель

Получено хорошее совпадение результатов расчетов критических мощностей на модели с неравномерностью энерговыделения по сечению с полученными экспериментальными данными. Экспериментально полученное снижение значений критической мощности при смещении пучка стержней описывается с помощью расчетного кода КАНАЛ. На рис. 2 приведены результаты сравнения расчетных и экспериментальных значений критических мощностей для моделей ТВСА.

Проведенные расчеты критических мощностей в экспериментальных режимах подтвердили возможность расчетов ТВСА по коду КАНАЛ с максимальной погрешностью расчета критического теплового потока не более 15%. Значения критических тепловых потоков, рассчитанные по программе КАНАЛ, ниже экспериментальных (среднее отношение расчетного значения к экспериментальному составляет 0,95), что свидетельствует о дополнительном запасе при расчетах по коду КАНАЛ.

Расчеты экспериментов по распределению температур теплоносителя по ячейкам подтвердили возможность расчета по коду КАНАЛ локальных теплогидравлических характеристик пучка с учетом тепловой и гидравлической неравноценности ячеек и особенностей конструкции ТВСА.

## 2. Исследование распределения расходов по ячейкам

Применительно к условиям активной зоны с ТВСА ВВЭР-1000 выполнены экспериментальные исследования распределения скоростей и расходов теплоносителя в ячейках по сечению сборки и межкассетном зазоре на 57-стержневом фрагменте активной зоны с ТВСА [4] на моделях без НК, с НК и при увеличенном межкассетном зазоре.

Стенд для исследования гидродинамических характеристик активной зоны с ТВСА ВВЭР-1000 представляет собой аэродинамический разомкнутый контур, включающий экспериментальную модель ТВСА. Модель фрагмента активной зоны с ТВСА (рис. 3) включает три сегмента соседних ТВСА с ДР и состоит из шестигранного чехла, 57-ми имитаторов твэлов, 3-х уголков жесткости. При исследовании НК в верхнем и нижнем сегментах по одному имитатору твэлов заменялись на имитатор НК. Эксперименты проводились при наличии и отсутствии втулок на НК. Для исследования повышенного межкассетного зазора увеличивалось расстояние между верхним и нижним сегментами, при этом моделировался натуральный зазор между ТВСА, равный 5 мм. Коэффициент геометрического подобия модели по линейным размерам равен 4,4, длина модели 3 м.

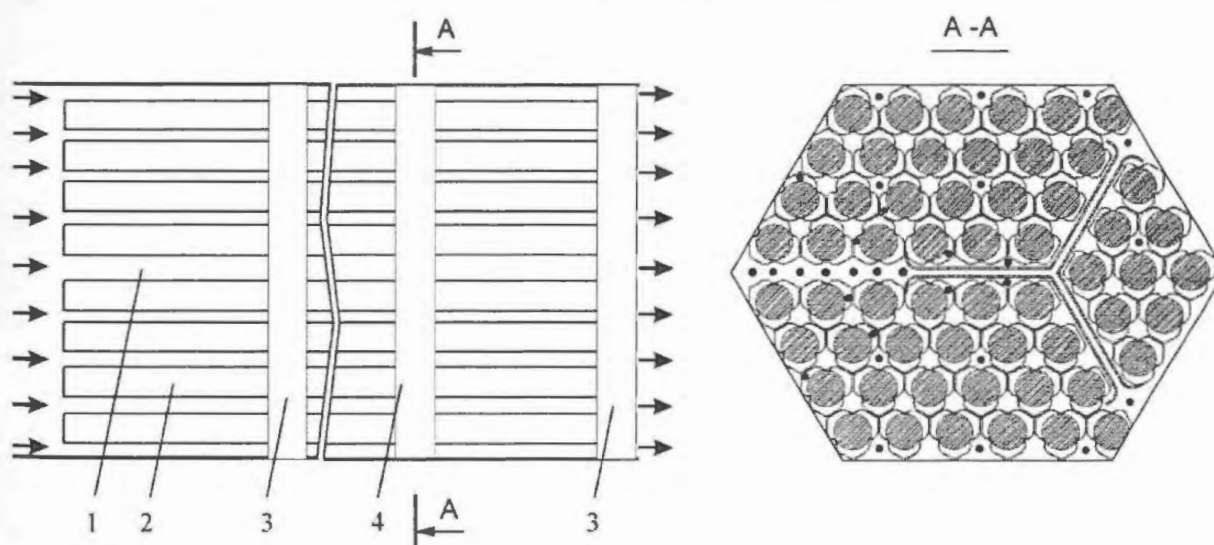


Рис. 3. Схема стенда и сечение экспериментальной 57- стержневой модели: • – зоны измерения вектора скорости; 1 – экспериментальная модель; 2 – имитаторы твэлов; 3 – ДР; 4 – исследуемая ДР

Измерения скорости потока произведены пятиканальным пневмометрическим зондом, позволяющим определять абсолютную величину и направление вектора скорости потока. Тарировка зонда проведена в однородном потоке с известным и постоянным по всему сечению направлением скорости.

Экспериментальное исследование распределения скорости потока и статического давления в ячейках различных типов ТВСА проводилось в области гидродинамически стабилизированного течения при числах  $Re = 93\ 000$ . Величина коэффициента гидравлического сопротивления используемых ДР, определенная в процессе исследований, близка к натурным значениям.

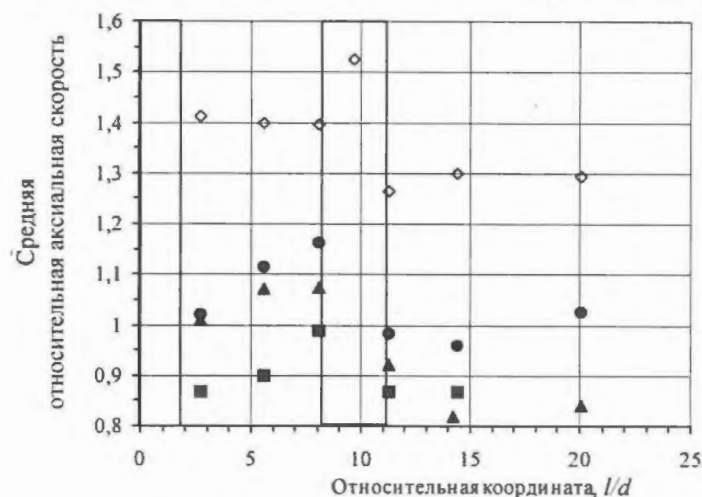


Рис. 4. Распределение аксиальных скоростей потока в ячейках различных типов ТВСА по продольной координате при номинальных межкассетных зазорах и стандартном диаметре НК: ● – стандартные ячейки; ■ – ячейки около НК; ▲ – уголковые ячейки; ◇ – межкассетный зазор

В результате получены данные о распределении продольной и поперечной составляющих вектора скорости потока в ячейках ТВСА различных типов в поперечном сечении и по длине модели. На рис. 4 представлены зависимости аксиальных скоростей потока в ячейках различных типов от безразмерной продольной координаты, отсчитываемой от выходного сечения модели. Значения аксиальной составляющей абсолютной скорости относились к среднерасходной скорости, определяемой через расход на входе и проходное сечение модели.

Анализ экспериментальных данных позволил выделить следующие характеристики потока теплоносителя. Скорости потока теплоносителя по ячейкам различных типов ТВСА распределяются в соответствии с их гидравлическими характеристиками. Максимальные скорости реализуются в ячейках межкассетного зазора, минимальные – в ячейках под углом и в ячейках НК. Получено увеличение аксиальной скорости в межкассетном зазоре при обтекании ДР. Поток в пучке твэлов носит аксиальный характер, а все отклонения от аксиального направления обусловлены, в основном, перераспределением потока теплоносителя перед ДР.

Выполнено сравнение экспериментальных данных с результатами расчетов по коду КАНАЛ для натуральных условий в активной зоне ВВЭР-1000, представленное в табл. 2.

Т а б л и ц а 2. Распределение относительных скоростей по ячейкам различных типов для условий 57-стержневой модели ТВСА при номинальных межкассетных зазорах

Наименование параметра	Стандартная ячейка	Ячейка около НК	Угловая ячейка	Ячейка межкассетного зазора
Экспериментальные данные	0,99	0,88	0,83	1,30
Расчет по коду КАНАЛ	1,02	0,79	0,74	1,41
Отличие расчета от эксперимента, %	3	8	7	8

Получено удовлетворительное совпадение расчетных значений относительной скорости потока теплоносителя с экспериментальными данными для стандартных, уголковых и периферийных ячеек (межкассетный зазор) ТВСА и ячеек НК. Расхождение расчетных и экспериментальных данных составляет 3...8 %.

Основная гидравлическая неравноценность ячеек ТВС в активной зоне ВВЭР-1000 связана с наличием межкассетных зазоров, характеризующихся существенно большей величиной гидравлического диаметра и более высокими скоростями теплоносителя. Периферийные ячейки составляют заметную долю в общем проходном сечении ТВС (~ 16 %). Характеристикой гидравлической неравноценности может служить величина избыточного расхода через межкассетные зазоры ( $G_{изб}$ ), представляющая собой разность между расходом через периферию ( $G_{пер}$ ) и расходом, необходимым для охлаждения твэлов в периферийных ячейках:  $G_{изб} = G_{пер} - N_{пер}/N_{\Sigma}$ , где  $N_{пер}/N_{\Sigma} = 0,099$  – относительная доля твэлов в периферийных ячейках ТВС.

По результатам расчета по коду КАНАЛ значение относительного расхода через периферийные ячейки составляет  $G_{пер} \cong 0,2$  (без учета уголков). Учитывая относительное количество твэлов в периферийных ячейках, величина избыточного расхода через периферию составит ~ 11 % от среднего расхода через сборку (для серийных ТВС и УТВС). Соответственно на величину избыточного расхода через периферию уменьшается расход теплоносителя через пучок твэлов. Наличие уголков в ТВСА приводит к вытеснению ~ 4 % расхода из периферийных ячеек в пучок твэлов со снижением избыточного расхода через межкассетные зазоры до ~ 7 %.

Активная зона ВВЭР-1000 при номинальных межкассетных зазорах характеризуется заметным байпасированием расхода из пучка твэлов в межкассетные зазоры, которое определяет соответствующее повышение подогревов теплоносителя и температуры на выходе из пучков твэлов и оказывает влияние на условия работы твэлов. В активной зоне из ТВСА эффект байпасирования расхода в межкассетные зазоры уменьшен за счет вытеснения уголками расхода из периферии в пучок твэлов.

### 3. Теплотехнические характеристики активной зоны с ТВСА

С использованием кода КАНАЛ выполнен анализ условий охлаждения твэлов ТВСА в активной зоне ВВЭР-1000 1-го блока Калининской АЭС. Расчетная область содержала все ячейки ТВСА, включая уголки и межкассетные зазоры. Фрагмент схемы разбиения ТВСА на расчетные ячейки приведен на рис. 5.

Расчет проводился для фактических параметров 1-го блока Калининской АЭС с учетом отклонений параметров в неблагоприятную сторону. Рассматривались максимальные относительные энерговыделения твэлов ( $K_r = 1,5$ ). Влияние межкассетных зазоров учитывалось путем введения дополнительной составляющей в инженерный коэффициент запаса на энерговыделение твэлов в соответствии с прогнозируемой величиной 5 мм максимального межкассетного зазора для активной зоны с ТВСА. Отметим, что по результатам измерений при перегрузке топлива

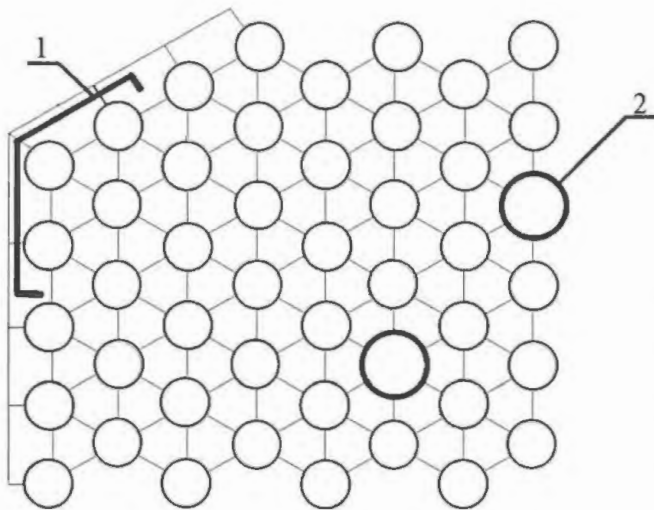


Рис. 5. Фрагмент расчетной области ТВСА: 1 – уголок жесткости; 2 – НК

Т а б л и ц а 3. Значения минимального коэффициента запаса до кризиса теплоотдачи в характерных ячейках ТВСА

На твэлах:	
периферийного ряда	2,23
в центральной области	1,83
вблизи НК	1,69
вблизи уголков	1,92

Уменьшение расхода в угловых ячейках ТВСА не приводит к значительному повышению энтальпии теплоносителя, так как указанные ячейки хорошо обмениваются массой с периферийными ячейками и теплом за счет теплообмена через уголок. Вытеснение теплоносителя из угловых ячеек в центральную область ТВСА определяет увеличение минимальных коэффициентов запаса по критическому тепловому потоку на 7...10 %.

Выпрямление активной зоны 1-го блока Калининской АЭС при замещении серийных ТВС на ТВСА, наличие уголков жесткости в ТВСА, обеспечивающих повышение уровня минимальных запасов до кризиса теплоотдачи, а также улучшенные параметры I контура на 1-м и 2-м блоках Калининской АЭС по сравнению с проектными для РУ В-320 значениями, позволяют ослабить проектные ограничения и увеличить допустимые относительные энерговыделения твэлов до 1,6 и ТВС до 1,4.

Т а б л и ц а 4. Значения минимального коэффициента запаса до кризиса теплоотдачи в характерных ячейках ТВСА при повышенных энерговыделениях твэлов

На твэлах:	
периферийного ряда	1,91
в центральной области	1,57
вблизи НК	1,45
вблизи уголков жесткости	1,64

после 16-й загрузки, перед и после 17-й загрузки 1-го блока Калининской АЭС величина максимального зазора в основном массиве ТВС не превышала 4 мм.

Результаты расчетов коэффициентов запаса до кризиса теплоотдачи, показывающие высокий уровень теплотехнической надежности активной зоны с ТВСА, приведены в табл. 3.

Выполнено сравнение теплогидравлических характеристик ТВСА со штатной ТВС. Показано, что уголки жесткости способствуют повышению коэффициентов запаса в ТВСА по сравнению со штатными ТВС ВВЭР-1000. Размещение уголков жесткости в периферийных ячейках, имеющих повышенные коэффициенты запаса, не снижает коэффициент запаса в ячейках вблизи уголков ниже, чем на твэлах центральной области и вблизи НК.

Результаты расчетов минимальных коэффициентов запаса до кризиса теплоотдачи в активных зонах 1-го и 2-го блоков Калининской АЭС при повышенных энерговыделениях твэлов приведены в табл. 4.

## Заключение

1. В обоснование теплогидравлических и теплотехнических характеристик ТВСА выполнен комплекс экспериментальных исследований кризиса теплоотдачи и локальных параметров теплоносителя на моделях ТВСА. Подтверждена достоверность расчета по коду КАНАЛ локальных характеристик и кризиса теплоотдачи с учетом тепловой и гидравлической неравноценности ячеек и особенностей конструкции ТВСА.

2. Рассмотрены входная неравномерность расходов в активной зоне, распределение локальных скоростей и расходов теплоносителя в ячейках, влияние повышенных межкассетных зазоров на перераспределение расходов и условия охлаждения твэлов.

3. Обосновано надежное охлаждение твэлов в ТВСА. Активная зона из ТВСА характеризуется небольшими межкассетными зазорами (до 5 мм), при которых эффекты байпасирования расхода и увеличения энерговыделения периферийных твэлов незначительны. Теплотехническое состояние активной зоны из ТВСА близко к проектным условиям активной зоны без искривлений.

4. Применение ТВСА позволяет обеспечить повышение теплотехнической надежности активных зон ВВЭР-1000. Наличие повышенных запасов до кризиса теплоотдачи для активных зон с ТВСА на 1-м и 2-м блоках Калининской АЭС ослабляет проектные ограничения по максимальной относительной мощности твэлов до  $K_r = 1,6$  и относительной мощности ТВС до  $K_q = 1,4$  для целей реализации экономически эффективных топливных циклов с уменьшенной утечкой нейтронов и улучшенным топливоиспользованием.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Молчанов В.Л., Панюшкин А.К., Железняк В.М., Самойлов О.Б., Кууль В.С., Курьлев В.И. Итоги создания и дальнейшего совершенствования ТВС альтернативной конструкции для реактора ВВЭР-1000 // Сб. докл. межд. конф. "Атомные электростанции на пороге 21-го века", 8 – 10.06.2000, Электросталь. – С. 412 – 428.
2. Болтенко Э.А., Пометько Р.С. Исследование кризиса теплоотдачи на 19-стержневой модели ТВС альтернативного топлива ВВЭР-1000 // Тезисы докладов отраслевой конф. "Теплофизика-99". – Обнинск, 1999. – С. 129 – 131.
3. Безруков Ю.А. и др. Экспериментальные исследования и статистический анализ данных по кризису теплообмена в пучках стержней для реакторов ВВЭР-1000 // Теплоэнергетика. – 1976. – № 2. – С. 80 – 82.
4. Сорокин Н.М., Дмитриев С.М., Хробостов А.Е., Легчанов М.А. Особенности гидродинамики альтернативных ТВС реактора ВВЭР-1000 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. – 2003. – Вып. 3. – С. 23 – 28.

Статья поступила в редакцию 1 сентября 2004 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2004, вып. 2, с. 47 – 55.

## Особенности гидродинамики альтернативных ТВС ВВЭР-1000 в районе направляющих каналов различной конструкции

*С.М. Дмитриев, М.А. Легчанов, А.Е. Хробостов,*  
НГТУ, 603600, Н. Новгород, ул. Минина, 24,

*Н.М. Сорокин,* Концерн "Росэнергоатом", 109507, Москва, ул. Ферганская, 25,

*О.Б. Самойлов,* ФГУП "ОКБМ им. И.И. Африкантова",  
603074, Н. Новгород, Бурнаковский проезд, 15

Представлены результаты и анализ экспериментальных данных по исследованию локальных гидродинамических характеристик альтернативной ТВС (ТВСА) ВВЭР-1000 в районе направляющих каналов (НК) различного конструктивного исполнения.

**PECULIARITIES OF HYDRODYNAMICS OF THE ALTERNATIVE FA OF VVER-1000 IN THE REGION OF DIRECTING CHANNELS OF VARIOUS DESIGN TYPES. S.M. DMITRIEV, M.A. LEGCHANOV, A.E. KHROBOSTOV, N.M. SOROKIN, O.B. SAMOILOV.** The paper presents the results the analysis of experimental results concerning the research of local hydrodynamic characteristics in the alternative FA of VVER-1000 reactors in the region of directing channels of various as design types.

Работоспособность, надежность и безопасность АЭС с РУ ВВЭР зависят в значительной степени от нормальной эксплуатации органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ) реактора. В течение 1992 – 1997 годов на энергоблоках АЭС с ВВЭР-1000 России, Украины и Болгарии наблюдались нарушения в работе ОР СУЗ, вызванные пространственным искривлением серийных ТВС в процессе эксплуатации.

Для решения данной проблемы ФГУП "ОКБМ им. И.И. Африкантова" разработало и внедрило в промышленную эксплуатацию альтернативную конструкцию ТВС [1]. Конструкция ТВСА характеризуется наличием 6-ти уголков жесткости, которые вместе с дистанционирующими решетками (ДР) образуют силовой каркас, обеспечивающий в процессе эксплуатации жесткость и геометрическую стабильность ТВСА. Но решение данной проблемы инициировало рассмотрение и другой: усовершенствование самих ОР СУЗ.

Модернизация ТВСА заключается в использовании усовершенствованного типа ОР СУЗ и в качестве варианта требует применения НК увеличенного диаметра. Это влечет за собой уменьшение проходного сечения в области, прилегающей к НК, и, как следствие, изменение теплосъема с твэлов, расположенных вокруг НК. Кроме того, для предотвращения изгиба поясов ДР принято решение устанавливать опорные элементы в виде втулок на НК непосредственно за поясами ДР. Следует отметить, что минимальные значения запаса до кризиса теплоотдачи реализуются на твэлах вблизи НК.

Таким образом, модернизация конструкции ТВСА, связанная с использованием НК увеличенного диаметра и применением опорных втулок, потребовала детального анализа гидродинамики потока теплоносителя в области НК.

## 1. Экспериментальный стенд и методика проведения исследований

Исследования гидродинамики потока теплоносителя в области НК проводились на экспериментальном стенде, представляющем собой аэродинамический разомкнутый контур, через который прокачивается воздух. В состав экспериментального стенда входят экспериментальная модель (ЭМ), расходомерное устройство с участками стабилизации потока, регулирующая аппаратура, измерительный комплекс.

ЭМ (рис. 1) представляет собой фрагмент активной зоны ВВЭР-1000 с ТВСА, выполнена с коэффициентом геометрического подобия  $K_r = 4,4$ , имея длину  $L = 3$  м и включая в себя сегменты трех топливных кассет с 54-мя твэлами с описанными диаметрами 40 мм, 2 имитатора НК, 3 уголка жесткости и межкассетное пространство.

Для изучения пространственной гидродинамики потока использовался пятиканальный пневмометрический зонд, позволяющий определять направление движения потока, значения абсолютной скорости, статического и полного давлений в данной точке [2, 3].

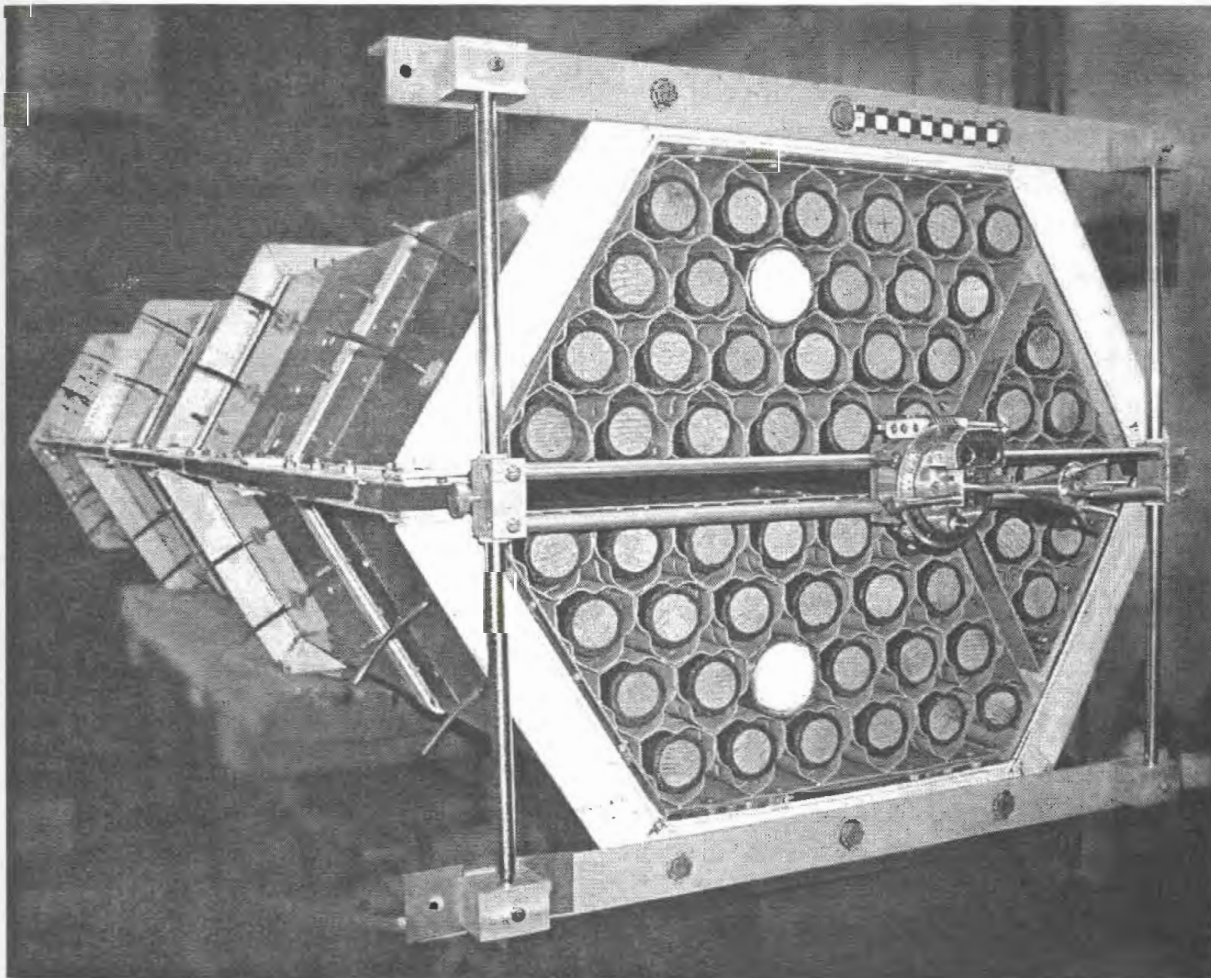


Рис. 1. Экспериментальная модель

Среднеквадратические отклонения проекций абсолютной скорости на оси X, Y, Z ( $W_x, W_y, W_z$ ) составляют соответственно 5,9; 5,9 и 5,2 %, а их предельные отклонения при доверительной вероятности 0,997 не превышают 15,6; 17,7 и 17,7 %, соответственно.

Экспериментальные исследования проводились в диапазоне чисел  $Re = 90\ 000 \dots 100\ 000$  на участке стабилизированного автомодельного течения теплоносителя, что доказано соответствующими экспериментами. Согласно теории подобия в зоне автомодельного течения форма безразмерных полей скорости остается практически неизменной на протяжении всей области автомодельности.

Для представительности экспериментальных исследований гидродинамических характеристик ЭМ необходимо соблюдение равенства местного гидравлического сопротивления натуральных ДР и ДР ЭМ. Для зоны автомодельного течения значение местного коэффициента гидравлического сопротивления пояса ДР ЭМ составило  $\xi_{ДР}^{ТВС} = 0,35$ , что соответствует значению коэффициента гидравлического сопротивления натуральных решеток ТВСА.

Экспериментальное исследование локальных гидродинамических характеристик потока теплоносителя в ячейках, прилежащих к НК, заключалось в измерении модуля вектора скорости, углов набегания потока и статического давления пятиканальным пневмометрическим зондом. Для построения пространственной картины течения потока в модели рассчитаны составляющие абсолютной скорости в ее поперечном сечении. Координаты каждой точки замера представлены в декартовой системе координат.

Измерения величин абсолютной скорости и угла набегания потока пятиканальным пневмометрическим зондом проводились в семидесяти шести зонах в поперечном сечении модели на участке стабилизированного течения теплоносителя. Исследования проводились как для НК стандартного и увеличенного диаметров, так и при постановке на стандартный НК опорной втулки за поясом ДР. Каждая

зона включает в себя 5 точек измерений, расположенных в различных по длине сечениях ЭМ.

Для шести ячеек (рис. 2), прилежащих к НК, определялась среднеинтегральная скорость по формуле

$$\overline{W}_{яч} = \frac{1}{F_{яч}} \int_0^{F_{яч}} w_i dF, \quad (1)$$

где  $\overline{W}_{яч}$  – среднеинтегральная скорость в ячейке;  $F_{яч}$  – площадь проходного сечения ячейки;  $w_i$  – скорость в  $i$ -й точке ячейки.

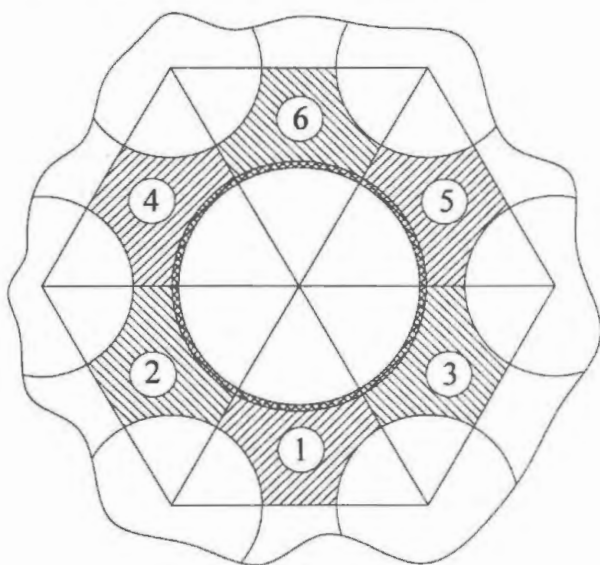


Рис. 2. Расположение ячеек по периметру НК

## 2. Результаты исследования гидродинамики теплоносителя в районе НК различного конструктивного исполнения

Экспериментальные исследования гидродинамических характеристик потока теплоносителя в районе НК проводились в три этапа: исследование гидродинамики в районе НК стандартного и увеличенного диаметров и при постановке опорной втулки на НК стандартного диаметра.

Распределение проекций  $W_x$ ,  $W_y$ ,  $W_z$  абсолютной скорости по сечению ЭМ в ячейках, расположенных около НК стандартного диаметра, представлено на рис. 3. Распределение проекций аксиальной составляющей  $W_z$  абсолютной скорости носит квазигармонический характер: минимальные значения составляющей находятся в зазорах между НК и твэлами, а максимальные наблюдаются в геометрических центрах нестандартных ячеек, прилежащих к НК (рис. 4). Величина поперечных составляющих  $W_x$  и  $W_y$  абсолютной скорости находится в пределах 3...6 % от среднерасходной скорости. Этот факт объясняется тем, что в турбулентном потоке жидкости в прямых каналах некруглого поперечного сечения существует движение жидкости в плоскости, перпендикулярной к направлению течения основного потока, называемое вторичным течением и являющееся следствием турбулентного переноса.

На рис. 5 представлено распределение проекций  $W_x$ ,  $W_y$ ,  $W_z$  абсолютной скорости по сечению ЭМ в ячейках, расположенных около НК ТВСА стандартного диаметра при постановке опорной втулки. Величина поперечных скоростей достигает максимальных значений  $W_x/\bar{W} = 12\%$ ,  $W_y/\bar{W} = 18\%$  при  $L/d = 8,05$ . Этот факт объясняется тем, что при  $L/d = 8,05$  исследуемая область находится в зоне возмущений потока за опорной втулкой. Распределение проекции аксиальной составляющей  $W_z$  абсолютной скорости имеет сильно выраженные максимумы скорости в центрах ячеек и минимумы скорости в зазорах между твэлами и НК.

Особенность гидродинамики потока теплоносителя около НК увеличенного диаметра заключается в распределении проекции аксиальной составляющей  $W_z$  абсолютной скорости (рис. 6). Его можно описать такими же закономерностями, как и для НК стандартного диаметра, но здесь сильнее выражены максимумы скорости в центрах ячеек и минимумы скорости в зазорах между твэлами и НК, что обусловлено меньшей площадью проходного сечения ячеек, прилежащих к НК. Величина поперечных составляющих  $W_x$  и  $W_y$  абсолютной скорости находится в пределах 3...5 % от среднерасходной скорости.

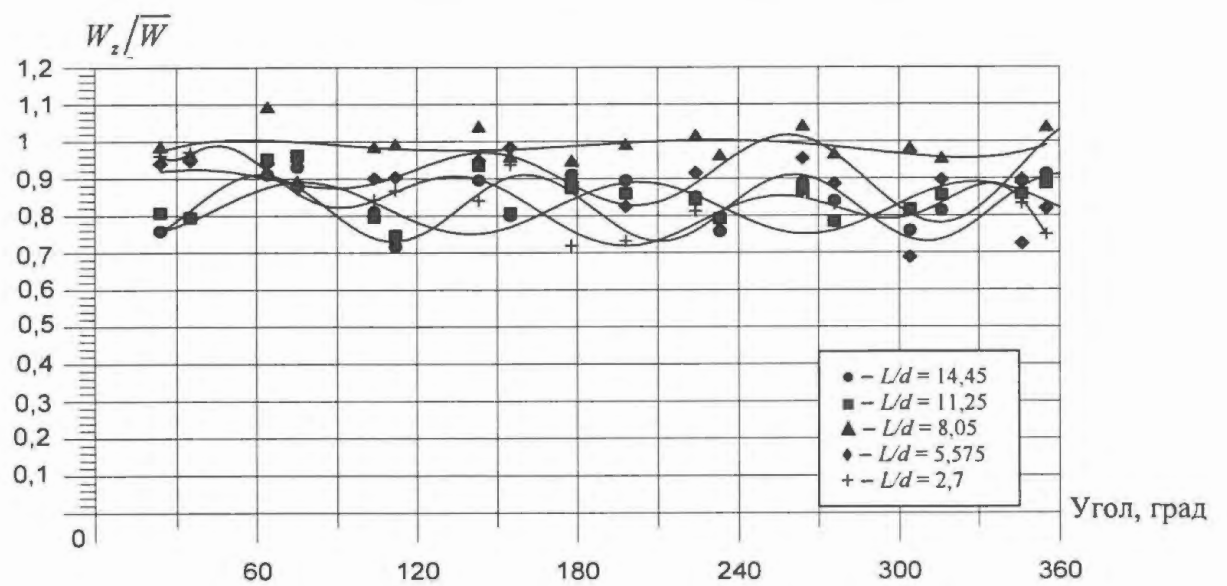
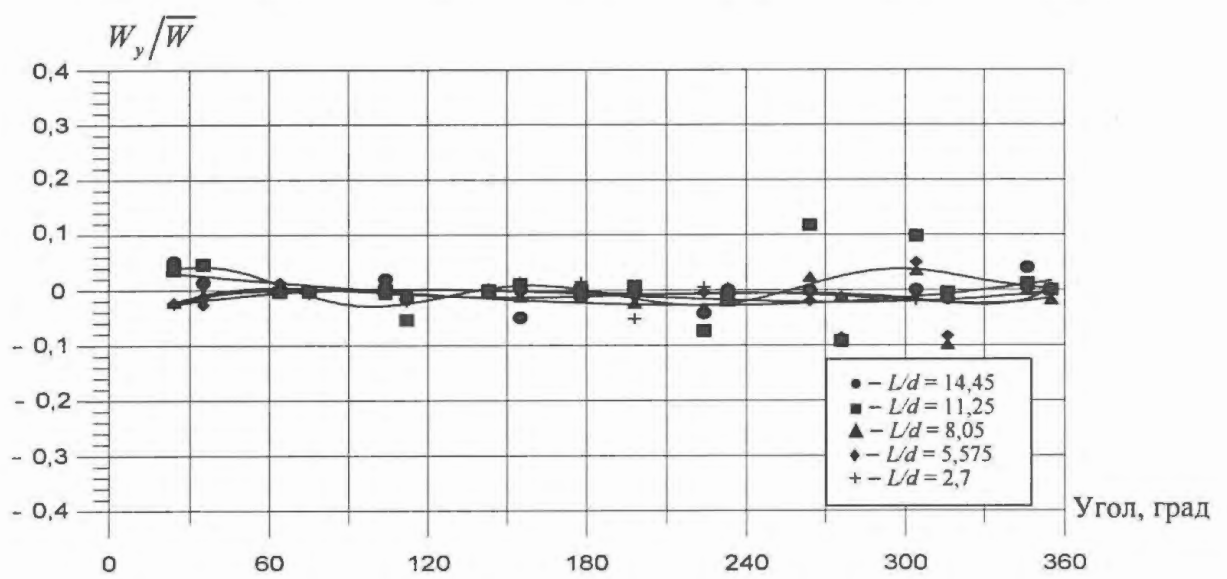
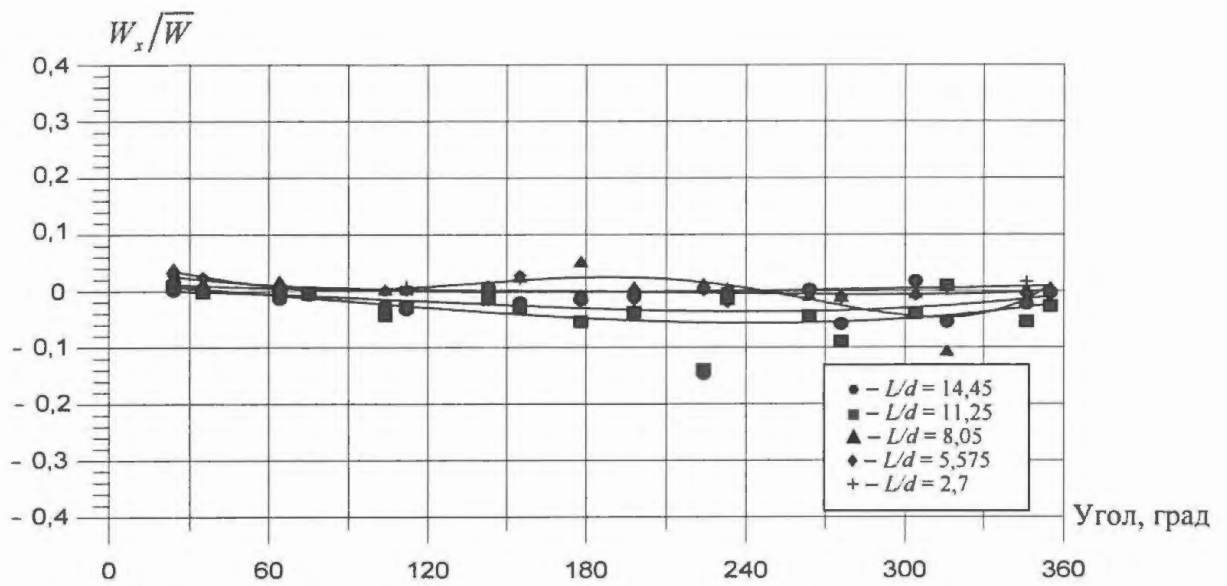


Рис. 3. Распределение проекций относительных скоростей по периметру НК без опорной втулки (среднерасходная скорость потока  $\bar{W} = 34,5$  м/с,  $Re = 96\ 280$ )

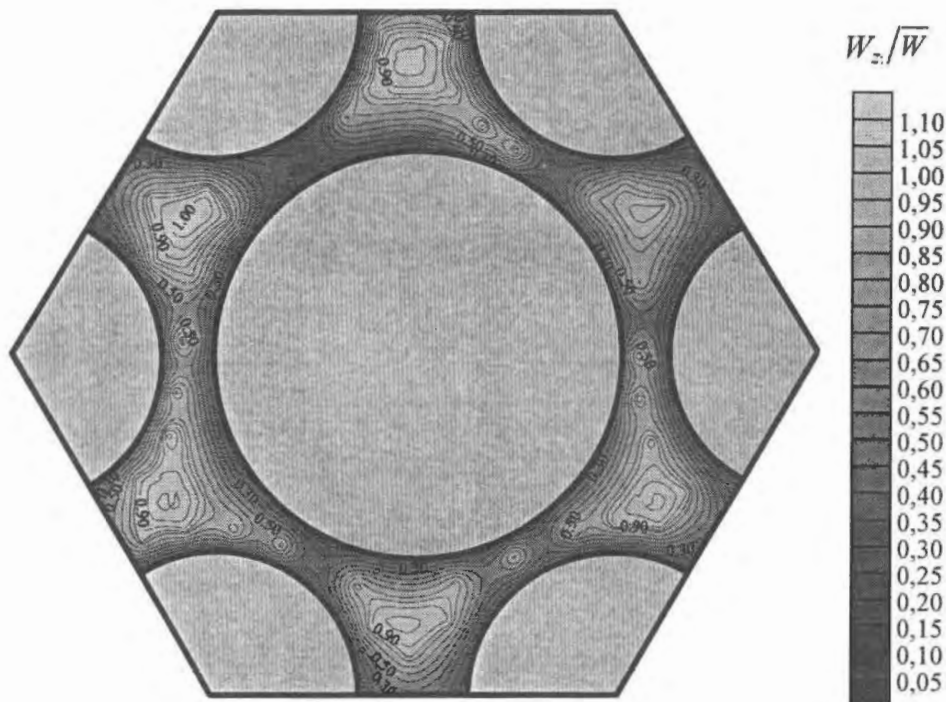


Рис. 4. Распределение проекции  $W_z/\bar{W}$  относительной скорости в районе НК стандартного диаметра без опорной втулки (среднерасходная скорость потока  $\bar{W} = 34,5$  м/с,  $Re = 96\,280$ ,  $L/d = 14,45$ )

### 3. Обобщение результатов экспериментальных исследований локальных полей скорости в районе НК ТВСА

Экспериментальные исследования локальных полей скорости в ячейках, прилежащих к НК как стандартного диаметра (с опорной втулкой и без нее), так и увеличенного диаметра, позволили определить перераспределение расхода теплоносителя в данной области. Определив среднеинтегральную скорость в ячейках по формуле (1), рассчитываются расходы теплоносителя через прилежащие к НК ячейки.

Анализ распределения расходов теплоносителя в ячейках, прилежащих к НК, позволил заключить следующее:

- различие проходных сечений ячеек, прилежащих к НК, и стандартных ячеек ТВСА приводит к вытеснению части расхода из области НК в среднем на 30...35 % для НК стандартного диаметра и на 50...60 % для НК увеличенного диаметра (рис. 7);
- наличие опорной втулки за поясом ДР приводит к дополнительной турбулизации потока теплоносителя за ней, но не сказывается на перераспределении расхода в данной области.

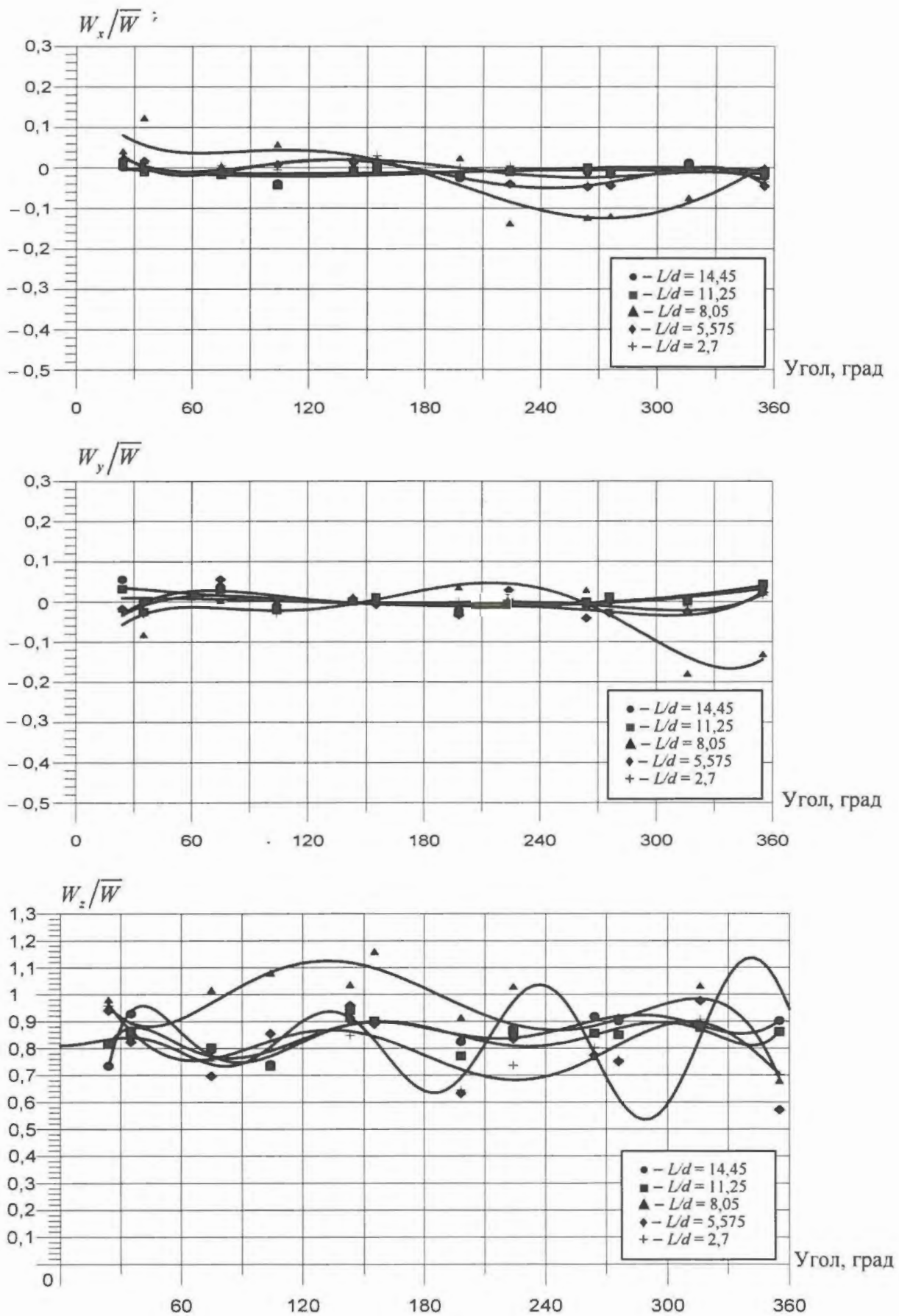


Рис. 5. Распределение проекций относительных скоростей по периметру НК с опорной втулкой (среднерасходная скорость потока  $\bar{W} = 34,5$  м/с,  $Re = 96\ 280$ )

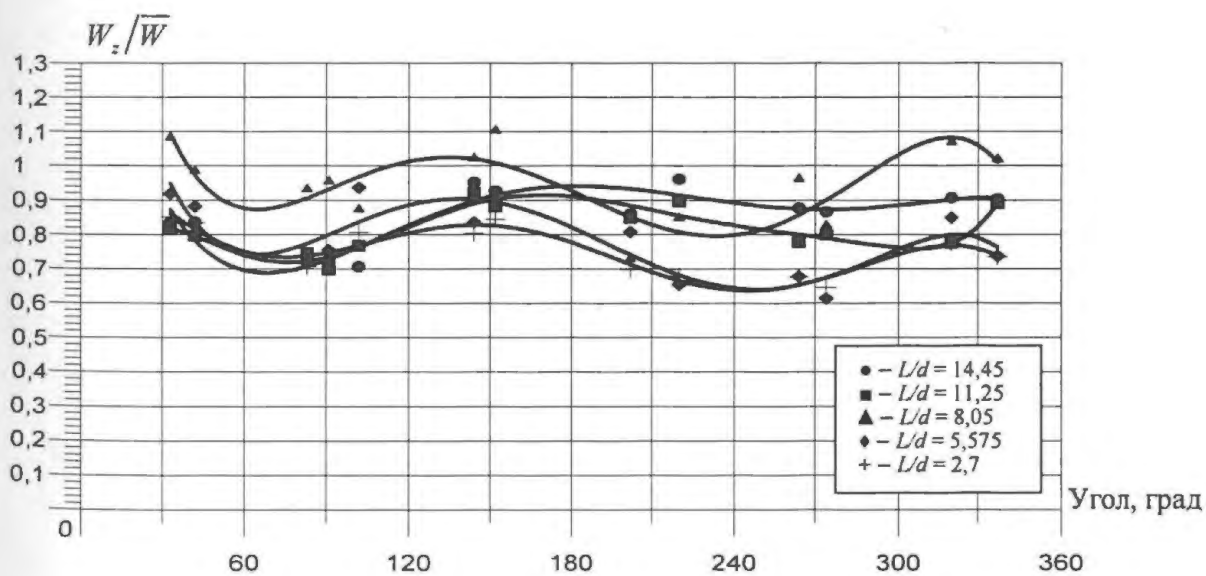
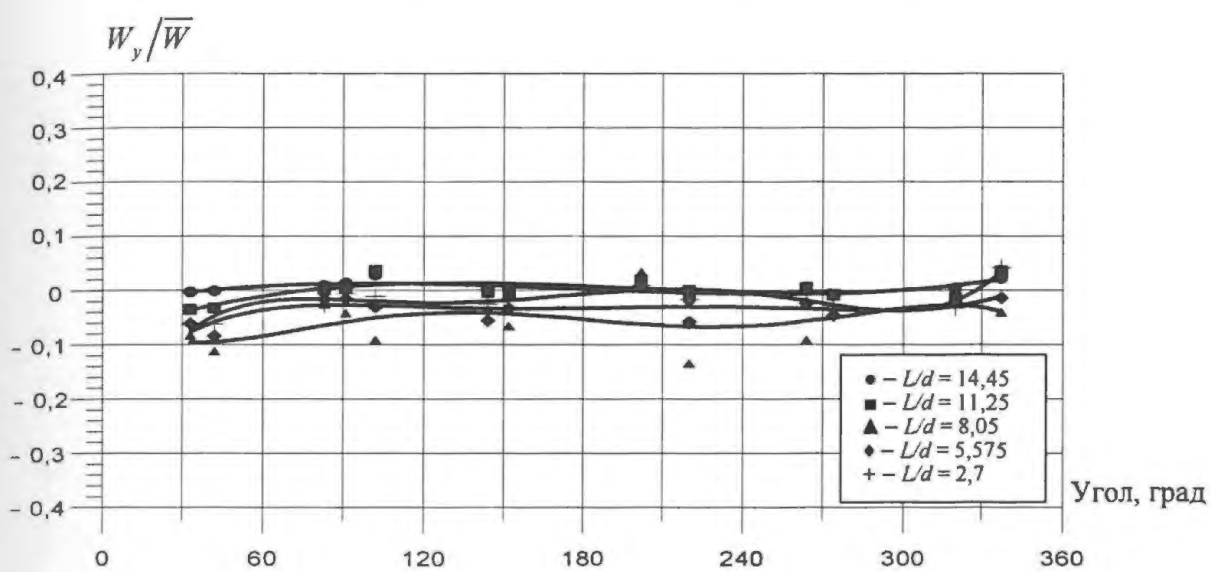
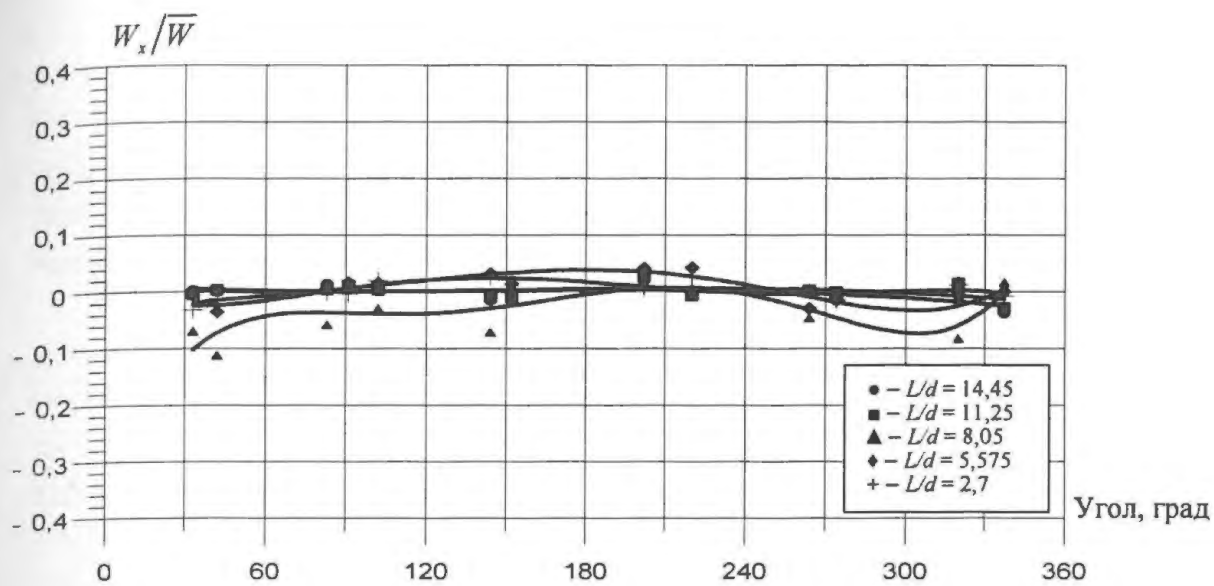


Рис. 6. Распределение проекций относительных скоростей по периметру НК увеличенного диаметра (среднерасходная скорость потока  $\bar{W} = 34,5$  м/с,  $Re = 96\ 280$ )

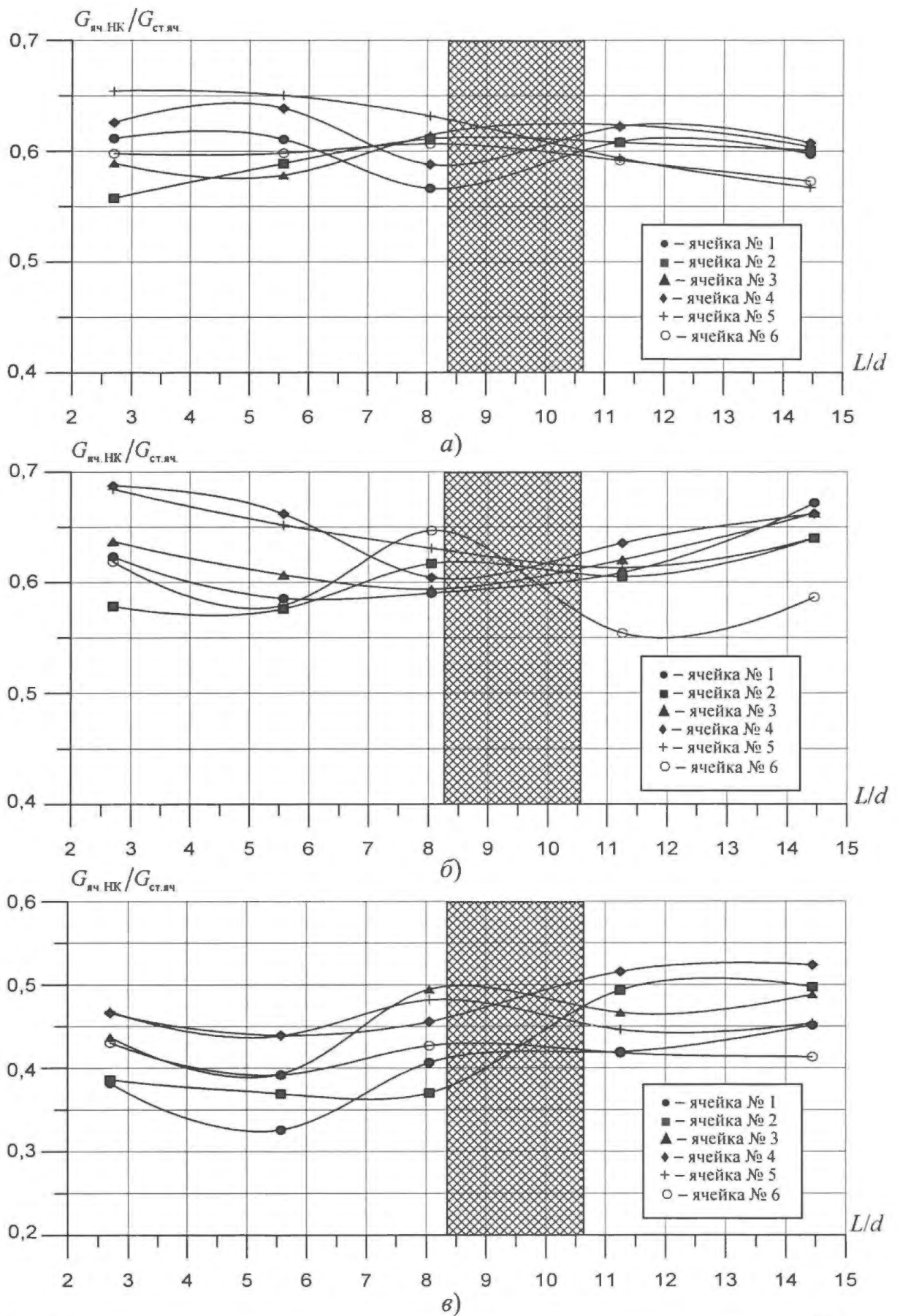


Рис. 7. Распределение относительного расхода теплоносителя через ячейки, прилежащие к НК (среднерасходная скорость потока  $\bar{W} = 34,5$  м/с,  $Re = 96\,280$ ): а) – НК стандартного диаметра без опорной втулки; б) – НК стандартного диаметра с опорной втулкой за поясом ДР; в) – НК увеличенного диаметра

## Заключение

1. Проведены исследования и получены экспериментальные данные по локальным полям скорости в районе НК ТВСА ВВЭР-1000. Полученные экспериментальные данные позволили выявить особенности пространственного турбулентного течения теплоносителя и процессов массопереноса в области НК ТВСА.

2. Определено влияние опорных втулок на гидродинамику потока теплоносителя в районе НК. Наличие опорной втулки за поясом ДР приводит к дополнительной турбулизации потока теплоносителя за ней, но не сказывается на перераспределении расхода в данной области.

3. Полученные результаты являются базой данных для уточнения гидродинамических характеристик в нестандартных ячейках ТВСА в целях уменьшения консерватизма при анализе теплотехнической надежности активных зон с ТВСА.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Молчанов В.Л., Панюшкин А.К., Железняк В.М., Самойлов О.Б., Кууль В.С., Курyleв В.И.* Итоги создания и дальнейшего совершенствования ТВС альтернативной конструкции для реактора ВВЭР-1000 // Сб. докл. межд. конф. "Атомные электростанции на пороге 21-го века", 8 – 10.06.2000, Электросталь. – С. 412 – 428.
2. *Дмитриев С.М., Самойлов О.Б., Спиридонов Д.В., Хробостов А.Е.* Экспериментальное исследование локальных полей скорости в центральной и периферийной частях ТВС альтернативной конструкции реактора ВВЭР-1000 // Труды Третьей Российской национ. конф. по теплообмену. В 8-ми томах. Т. 1. – М.: Издат. МЭИ, 2002. – С. 174 – 177.
3. *Сорокин Н.М., Дмитриев С.М., Хробостов А.Е., Легчанов М.А.* Особенности гидродинамики альтернативных ТВС реактора ВВЭР-1000 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. – 2003. – Вып. 3. – С. 23 – 28.

Статья поступила в редакцию 1 сентября 2004 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2004, вып. 2, с. 56 – 65.

## Современное состояние систем пассивного залива активной зоны и пути их дальнейшего развития

*С.Г. Калякин, А.В. Морозов, О.В. Ремизов,*

ГНЦ РФ – ФЭИ, 249030, г. Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1

Представлен обзор пассивных систем безопасности, предназначенных для залива активной зоны (АЗ) в случае аварии. На основании общих признаков создана классификация действующих и проектируемых систем пассивного залива (СПЗ) АЗ. Проведенный обзор позволил выявить разнообразие конструкторских и схемных решений, использованных в СПЗ.

**STATE-OF-THE-ART OF THE CORE PASSIVE REFLOODING SYSTEMS AND WAYS OF THEIR FURTHER DEVELOPMENT. S.G. KALYAKIN, A.V. MOROZOV, O.V. REMIZOV.** Review of the passive safety systems intended for the core reflooding in the case of the accident is given. On the basis of common features the classification of acting and projected core passive reflooding systems is created. Fulfilled review allowed to show variety of design and scheme decisions used at the passive safety systems.

Обеспечение безопасности при возникновении аварийных режимов осуществляется введенными в состав АЭС специальными системами, предназначенными для предупреждения аварий и ограничения их последствий. Одной из систем безопасности действующих АЭС служит система аварийного охлаждения АЗ (САОЗ), которая строится с применением активных и пассивных элементов и состоит из трех подсистем: пассивного впрыска с гидроаккумуляторами, активного впрыска с насосами низкого и высокого давления.

Первые две системы обеспечивают охлаждение АЗ при большой разгерметизации I контура, включая аварию с разрывом главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) полным сечением, а последняя – для восполнения потерь теплоносителя I контура и отвода тепла от АЗ при относительно малой разгерметизации контура.

В общем случае система пассивного впрыска состоит из нескольких гидроемкостей с запасом воды, находящихся под давлением азота, и трубопроводов с обратными клапанами, связывающих гидроемкости с реактором. Однако анализ технологических схем СПЗАЗ различных типов реакторов показал их достаточно большое разнообразие.

### 1. Классификация СПЗ активной зоны

Действующие и разрабатываемые СПЗАЗ можно классифицировать по нескольким признакам:

– по назначению (характеру использования): одноцелевые (аварийное охлаждение АЗ), многоцелевые (совмещающие функции охлаждения и остановки реактора, а также удержания его в подкритическом состоянии);

– по способу подачи охладителя в реактор: давлением газа (воздуха или азота), давлением среды I контура (пар или парогазовая смесь), под действием гидростатического напора (самотеком);

– по длительности работы системы: кратковременно (в течение нескольких минут для быстрого охлаждения АЗ на начальном этапе аварии), долговременно (до нескольких суток в целях отвода остаточных тепловыделений);

– по расходной характеристике: непрофилируемые (величина расхода зависит только от перепада давлений между рабочим газом и охлаждаемым контуром), профилируемые (с использованием специальных устройств для изменения расхода);

– по способу удержания охладителя вне зоны: с помощью обратных клапанов, пружинными клапанами, пневматическими вентилями на линии слива, односторонними разрывными дисками;

– по месту ввода охлаждающей жидкости: в холодные и/или горячие ветки ГЦК, в опускной участок АЗ, в смесительную камеру реактора, в напорные коллектора, непосредственно в топливные каналы;

– по условиям срабатывания: при падении давления в I контуре, при снижении перепада давлений между I контуром и защитной оболочкой, при снижении давления воздуха в системе пневматических клапанов на линии слива;

– по месту размещения объема охладителя: внутри защитной оболочки, за пределами контейнента;

– по типу используемого источника рабочего газа: газовая подушка в самой гидроемкости, отдельный сосуд со сжатым газом, реакторная среда I контура (пар или парогазовая смесь);

– по способу предотвращения попадания рабочего газа в реактор: быстрозапорные задвижки на линии слива, устройства для сброса давления газа, плавающий поплавковый клапан в объеме гидроемкости, отказ от использования в системе неконденсирующихся газов;

– по химическому составу охладителя: обычная вода, водные растворы (борной кислоты и т.п.).

## 2. Системы пассивного залива АЗ действующих АЭС

В отечественных корпусных реакторах по мере их совершенствования подход к проектированию САОЗ существенно изменялся. В опытно-промышленных водородных реакторах (ВВЭР-210 и ВВЭР-365) предусматривалась лишь компенсация утечек из I контура за счет воды, запасенной в компенсаторе давления (КД). В серийных блоках первого поколения (ВВЭР-440 с РУ В-179 и В-230) уже была применена САОЗ, включавшая в себя систему залива АЗ из баков-накопителей с помощью насосов. Данная система строилась по двухканальному принципу – основной и резервный каналы, что соответствовало мировой практике того периода, однако независимость каналов не обеспечивалась. Максимальная проектная авария (МПА) для этого поколения реакторов ограничивалась разрывом трубопровода диаметром 32 мм [1].

В середине 70-х годов разработаны энергоблоки второго поколения – ВВЭР-440 с РУ В-213. Для этого проекта в качестве МПА уже рассматривался

мгновенный поперечный разрыв трубопровода I контура максимального диаметра со свободным истечением теплоносителя с обоих концов. В связи с этим изменились и требования к САОЗ, теперь она должна была обеспечивать охлаждение АЗ в случае МПА с одновременным обесточиванием главных циркуляционных насосов (ГЦН). В состав САОЗ были включены как активные, так и пассивные элементы. Последние представлены гидроемкостями, находящимися под давлением азота и подсоединенными к I контуру трубопроводами с обратными клапанами.

В состав СПЗ ВВЭР-440/213 входят четыре гидроаккумулятора, общий объем каждого составляет  $\sim 70 \text{ м}^3$ , причем объем газовой подушки  $\sim 30 \text{ м}^3$  при давлении  $\sim 6 \text{ МПа}$  [2]. Две емкости подают воду в опускной участок реактора, а две – в напорную камеру. Для недопущения попадания в I контур РУ неконденсирующихся газов предусмотрено отсечение емкостей с помощью быстродействующих задвижек, которые срабатывают при понижении уровня в гидроаккумуляторах до  $\sim 0,5 \text{ м}$  [3]. Принципиальная схема СПЗАЗ ВВЭР-440/213 изображена на рис. 1,а.

Параллельно с работами по созданию серийных блоков ВВЭР-440/213 велась разработка проектов АЭС с ВВЭР-1000. После энергоблоков “малой серии” (РУ В-187, В-338) в промышленную эксплуатацию были введены унифицированные блоки с серийной РУ В-320.

Система пассивного залива АЗ этой РУ аналогична СПЗАЗ ВВЭР-440/213 и состоит из четырех гидроаккумуляторов с трубопроводами и арматурой (рис. 1,а). Каждый гидроаккумулятор объемом  $\sim 60 \text{ м}^3$  содержит  $\sim 50 \text{ м}^3$  водного раствора борной кислоты с концентрацией  $16 \text{ г/кг H}_2\text{O}$ . В гидроаккумуляторе создается и поддерживается азотом давление  $\sim 6 \text{ МПа}$ . На каждом трубопроводе диаметром  $300 \text{ мм}$  от гидроаккумулятора к реактору установлены четыре клапана: два обратных и два быстродействующих запорных. Первые обеспечивают слив воды в реактор при снижении давления в нем ниже  $6 \text{ МПа}$ , а вторые отсекают гидроаккумулятор от реактора после слива воды для предотвращения попадания в него азота.

Гидроаккумуляторы подключены непосредственно к реактору и подают воду в напорную камеру и опускной участок. При такой схеме подсоединения вода, поступившая в опускной участок, сначала затопливает пространство под АЗ, после чего начинает снизу поступать непосредственно в АЗ, охлаждая ее.

Давление, при котором происходит впрыск охлаждающей воды в реактор ( $\sim 6 \text{ МПа}$ ), выбрано исходя из следующих соображений: более раннее срабатывание гидроаккумуляторов нецелесообразно, так как большее количество впрыснутой воды после перемешивания с находящимся в реакторе теплоносителем будет вытеснено из реактора в виде пароводяной смеси вследствие самовскипания в процессе последующего снижения давления. Однако слишком затягивать начало впрыска опасно, так как при этом возрастает время, в течение которого АЗ оголена и практически не имеет охлаждения. К моменту окончания работы гидроемкостей АЗ должна быть затоплена не менее чем на  $2/3$  от ее высоты [4].

Для выполнения функций охлаждения АЗ системой пассивного залива при разрыве ГЦТ необходимо подать воду в реактор из трех гидроаккумуляторов, т.е. используется структурное резервирование каналов по схеме “3 из 4”.

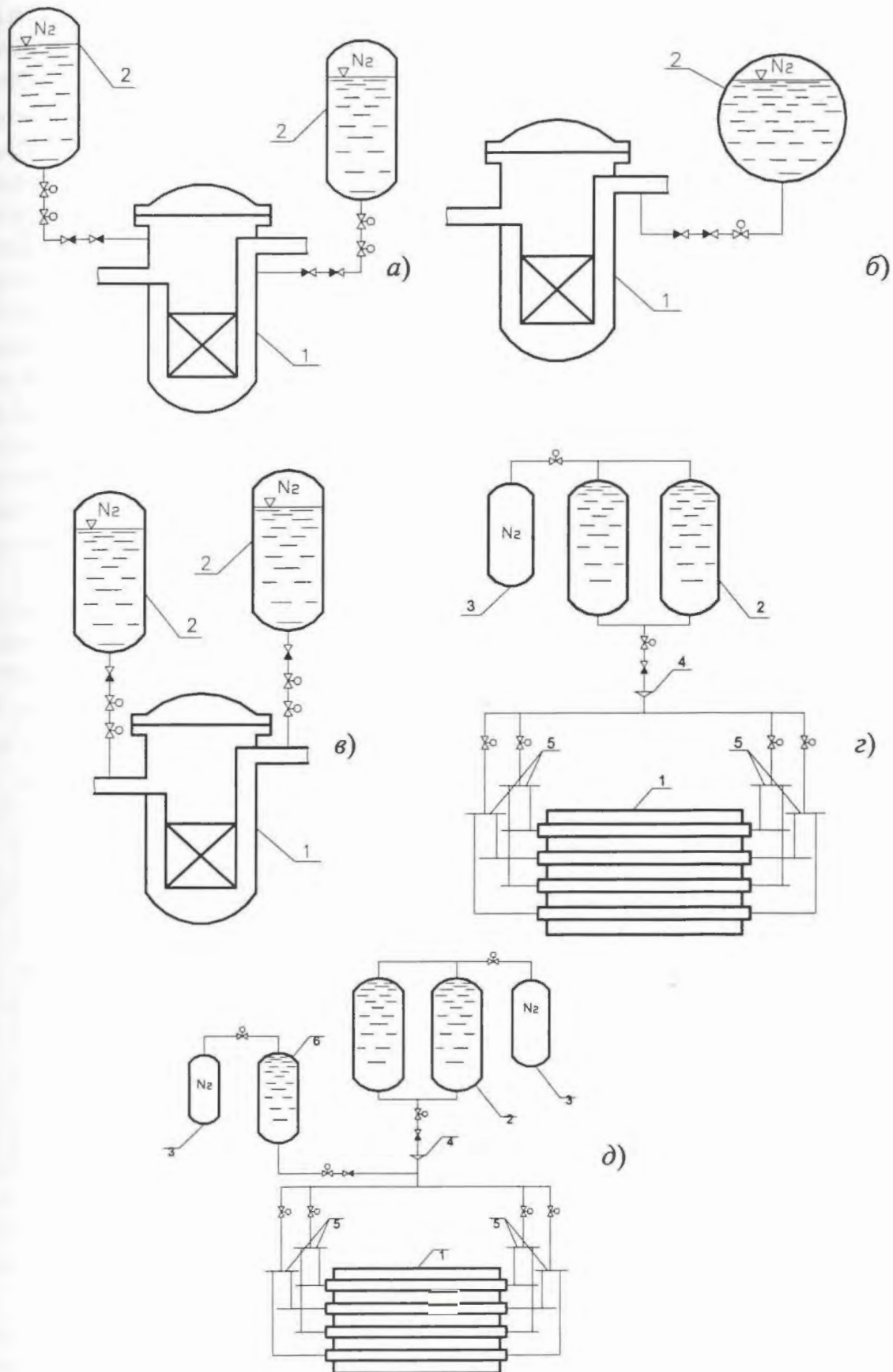


Рис. 1. Существующие СПЗАЗ: а) – реактор ВВЭР 440/1000; б) – PWR фирмы Westinghouse; в) – PWR фирмы Siemens/KWU; г) – реактор типа CANDU-6; д) – индийский PHWR; 1 – реактор, 2 – гидроаккумулятор, 3 – бак со сжатым азотом, 4 – односторонний разрывной диск, 5 – входные и выходные коллектора реактора, 6 – гидроемкость с D<sub>2</sub>O

За рубежом, в первую очередь в США, САОЗ были применены на АЭС в середине 60-х годов. В частности, на энергоблоке Dresden-3 с кипящим реактором (Boiling Water Reactor – BWR), сооруженном компанией General Electric в 1966 г., впервые использована САОЗ, включавшая в себя насосы высокого и низкого давления, а также систему автоматического снижения давления в контуре (Automatic Depressurization System – ADS), предназначенную для увеличения расхода охлаждающей воды от насосов низкого давления САОЗ в процессе аварии. В 1967 г. компания Westinghouse впервые применила в качестве средства для залива АЗ гидроаккумуляторные емкости, находящиеся под давлением азота [5].

В настоящее время система залива АЗ из гидроаккумуляторов используется на всех энергоблоках реакторов с водой под давлением (Pressurized Water Reactor – PWR), работающих в США. В конструкции реакторов PWR компании Westinghouse предусматривается подключение гидроемкостей к холодным веткам ГЦК (рис. 1,б). Количество гидроаккумуляторов зависит от количества циркуляционных петель реактора. В частности, на АЭС Seabrook с реактором PWR электрической мощностью 1 150 МВт и 4-х петлевой компоновкой применены четыре гидроаккумулятора, каждый из которых обеспечивает подачу 24-х м<sup>3</sup> охлаждающей воды в АЗ при падении давления в реакторе до 4,14 МПа [6].

В реакторах, разработанных немецкой фирмой Siemens/KWU, предусмотрено подключение гидроемкостей как к холодным, так и горячим веткам. Например, на блоке АЭС Biblis B с реактором PWR электрической мощностью 1 300 МВт используется СПЗАЗ, состоящая из восьми гидроаккумуляторов, попарно подключенных к каждой из четырех петель (рис. 1,в). Каждый из них содержит 34 м<sup>3</sup> воды, которая подается в реактор при снижении давления до 2,5 МПа [7].

В системах безопасности действующих тяжеловодных реакторов (Pressurized Heavy Water Reactor – PHWR) также применяются гидроаккумуляторы. В частности, они используются на реакторах типа CANDU, разработанных канадской компанией AECL. На энергоблоках АЭС Bruce СПЗАЗ состоит из двух емкостей объемом 108 м<sup>3</sup> каждая, заполненных обычной водой под давлением 0,275 МПа при температуре 21 °С. Сжатый азот под давлением 5,5 МПа находится в отдельной емкости, которая отделена от гидроаккумуляторов пневматическими клапанами [8]. Выбор такой схемы системы обусловлен желанием снизить концентрацию растворенного азота в воде.

Гидроаккумуляторы и все вспомогательные системы находятся в отдельно стоящем здании, размещенном за пределами защитной оболочки реактора. Система гидроемкостей подает охлаждающую воду во входные и выходные коллектора реактора. Сливные линии кроме запорной арматуры и обратных клапанов оснащены односторонними разрывными дисками, которые разделяют контуры обычной (в системе гидроаккумуляторов) и тяжелой (в контуре охлаждения реактора) воды.

В системе безопасности реактора CANDU-6 (экспортный вариант канадского тяжеловодного реактора) используется аналогичная СПЗ (рис. 1,г). Единственным отличием является более низкое (4,14 МПа) давление азота в газовой емкости системы [9].

В индийском тяжеловодном реакторе (Indian HWR) электрической мощностью 220 МВт применяемая СПЗАЗ включает в себя баки, заполненные как обычной, так и тяжелой водой (рис. 1,д). Гидроаккумуляторы с D<sub>2</sub>O находятся под более высо-

ким давлением (6 МПа) и предназначены для использования при авариях с малой течью без ухудшения свойств теплоносителя (тяжелой воды). В случае же более серьезного инцидента в работу включаются гидроемкости, заполненные обычной водой и находящиеся под давлением 4 МПа [10].

Особенностью данной системы охлаждения является то, что подача жидкости в реактор производится в два из четырех коллекторов в зависимости от местоположения течи. В случае разрыва трубопровода на выходе из реактора вода поступает в два входных коллектора. При аварии же на входе в АЗ, приводящей к изменению направления движения теплоносителя в половине топливных каналов, система подает воду на входной и выходные коллектора, расположенные на другой стороне реактора. Выбор точек подвода охлаждающей жидкости производится автоматически на основании данных о перепаде давления по АЗ и направлении движения жидкости в реакторе [11].

Несмотря на широкое применение на действующих энергоблоках системы залива АЗ с помощью гидроаккумуляторов, она имеет определенные недостатки, к которым относятся невозможность профилирования расхода из емкостей и вероятность поступления неконденсирующихся газов в I контур ЯЭУ. Поэтому в проектах АЭС с реакторами нового поколения, разрабатываемых во многих странах мира, предусмотрена замена или, по крайней мере, модернизация данной системы.

### 3. Системы пассивного залива АЗ разрабатываемых АЭС

Компанией Westinghouse разработан проект усовершенствованной АЭС AP600 электрической мощностью 600 МВт. Для повышения безопасности станции и удовлетворения лицензионным требованиям, действующим в США, в данном проекте широко используются пассивные системы безопасности [12].

Пассивная система подпитки АЗ данного реактора (рис. 2,а) предназначена для подавления малых и больших течей в I контуре РУ в случае аварии с разгерметизацией I контура [13] и состоит из следующих компонентов:

- двух баков подпитки АЗ (Core Makeup Tanks – СМТ);
- двух традиционных гидроаккумуляторов (Accumulators – АСС);
- бака запаса воды, расположенного внутри защитной оболочки (In-Containment Refueling Water Storage Tank – IRWST).

Баки подпитки АЗ предназначены для преодоления аварий при любом давлении. Гидроемкости расположены выше реактора, соединены с ним с помощью линии выравнивания давления (Pressure Balance Line – PBL) и используют гидростатический напор для своей работы. Объем каждого бака – 57 м<sup>3</sup>, и он полностью залит раствором борной кислоты. Во время работы гидроемкостей вода из них поступает по сливной линии в опускную камеру реактора через два специальных патрубка на корпусе реактора (Direct Vessel Injection – DVI).

При работе реактора на мощности сливная линия из гидроемкости закрыта двумя параллельно расположенными пневматическими клапанами, а линия выравнивания давления открыта. Таким образом, давления в баке и I контуре равны. Сливная линия и гидроемкость в нормальных условиях заполнены холодной водой, а в линии выравнивания давления находится горячий теплоноситель.

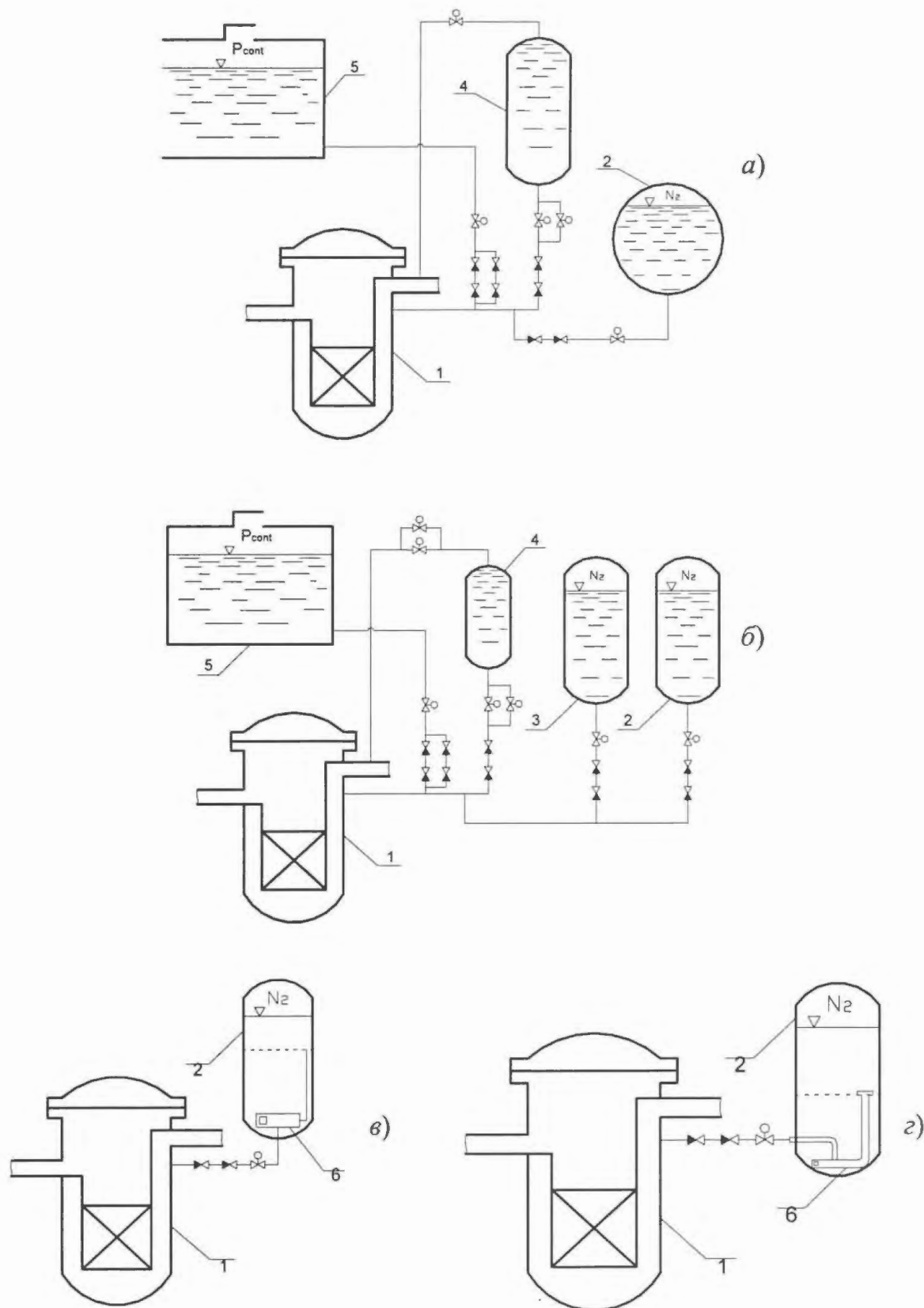


Рис. 2. Разрабатываемые СПЗА3: а) – реактор AP600(1000); б) – реактор EP1000; в) – реактор APR1400 (Корея); г) – реактор APWR (Япония); 1 – реактор, 2 – гидроаккумулятор, 3 – бак повторно-го залива АЗ, 4 – бак подпитки АЗ, 5 – бак запаса воды, 6 – устройство для профилирования расхода

В случае аварии автоматически (по сигналу уменьшения уровня в КД или при снижении давления воздуха в пневмоприводах) открываются клапаны на сливной линии. После этого горячая вода из I контура начинает поступать в гидроемкость через линию выравнивания давления, замещая холодную воду в баке, которая идет на охлаждение АЗ. Происходит первый этап работы системы, который носит название фазы рециркуляции. Во второй фазе, когда пар после снижения уровня теплоносителя в реакторе начинает поступать в холодную петлю РУ (к которой подключена линия выравнивания давления), в гидроемкость идет двухфазная смесь, при этом уровень в баке начинает понижаться, а расход из системы становится неустойчивым. Эта фаза носит название колебательной. На третьем этапе работы в гидроемкость начинает поступать чистый пар, что ускоряет снижение уровня в ней. Эта фаза называется фазой залива [14].

Кроме баков подпитки в конструкции реактора используются и стандартные гидроаккумуляторы, предназначенные для подавления крупных аварий, т.к. в этих случаях необходимо очень быстро повторно заполнить реактор. Каждый гидроаккумулятор объемом  $57 \text{ м}^3$  содержит  $48 \text{ м}^3$  раствора борной кислоты, в верхней части под давлением  $\sim 4,83 \text{ МПа}$  находится азотная подушка.

Для долговременного охлаждения АЗ в конструкции АЭС предусмотрено размещение бака запаса воды объемом  $\sim 2 \cdot 10^8 \text{ м}^3$ . В случае аварии с разрывом I контура предполагается затопление пространства защитной оболочки водой из этого бака выше уровня патрубков реактора. Это обеспечит надежный теплоотвод от АЗ.

Для обеспечения возможности залива реактора из бака запаса воды, находящегося при давлении в защитной оболочке, необходимо понизить давление в I контуре РУ. Для этих целей в проекте АЭС используется автоматическая система ADS сброса давления. Она представляет собой ряд клапанов, соединенных с компенсатором объема и обеспечивающих поэтапное понижение давления. Эти клапаны расположены на трех ступенях, что уменьшает возникающие динамические нагрузки на оборудование [15].

В рамках развития программы реакторов с пассивными системами безопасности компанией Westinghouse на основе технических решений, заложенных в проект AP600, разработан проект энергоблока установленной мощностью 1000 МВт. Конструкция СПЗ в РУ AP1000 также осталась аналогичной реактору AP600. Однако в связи с возросшей мощностью РУ возникла необходимость в некоторых изменениях в системах безопасности [16].

В частности, для реактора AP1000 объем гидроемкостей и расход воды из них увеличены на 25 %. Из-за ограниченных размеров здания (защитной оболочки) увеличение объема достигнуто за счет гидроемкостей большего диаметра. Увеличение расхода осуществлено заменой дроссельной шайбы, расположенной в линии слива. Степень изменения этих параметров выбрана так, чтобы общая продолжительность работы системы осталась прежней. Также на 84 % вырос расход из бака запаса воды. Указанные изменения позволили обеспечить надежный отвод остаточных тепловыделений от реактора AP1000 [17].

Европейские энергетические компании совместно с компаниями Westinghouse и Ansaldo Nucleare разработали проект усовершенствованной АЭС EP1000, удовлетворяющий европейским требованиям по безопасности [18]. Проект EP1000 близок к конструкции реактора SPWR (Simplified Pressurized Water Reactor), разработанно-

го компанией Westinghouse совместно с научно-исследовательскими центрами Японии [19], в части систем безопасности и конструкции защитной оболочки. В то же время реактор AP600 послужил прототипом в плане компоновки станции и конструкции вспомогательных систем. Основным отличием EP1000 от реакторов серии AP является использование трехпетлевой схемы I контура.

Система пассивного залива АЗ реактора EP1000 (рис. 2,б) состоит из двух баков подпитки АЗ, двух гидроаккумуляторов, двух баков повторного залива АЗ (Core Reflood Tank – CRT), бака запаса воды, расположенного внутри защитной оболочки.

Основные отличия СПЗАЗ данного реактора от реакторов серии AP в следующем:

- применение меньших по размеру баков подпитки АЗ, что обеспечивает значительный выигрыш в стоимости и упрощает компоновку защитной оболочки;
- использование двух баков повторного залива АЗ с азотной подушкой, которые срабатывают, когда давление в I контуре упадет ниже 1,72 МПа.

В проекте корейского реактора следующего поколения – KNGR (Korean Next Generation Reactor) APR-1400 в составе СПЗАЗ (рис. 2,в) предусмотрено применение четырех гидроаккумуляторов объемом 68 м<sup>3</sup> каждый, подключенных непосредственно к корпусу реактора через специальные патрубки DVI [20].

Прототипом для данного реактора послужил проект System 80+ фирмы Combustion Engineering (ныне часть компании BNFL-Westinghouse) [21]. Гидроаккумуляторы, примененные на APR-1400, оснащены устройством для пассивного изменения расхода, разработанным в научно-исследовательском центре KAERI (Korean Atomic Energy Research Institute) [22].

Профилирующее устройство установлено в нижней части емкости и имеет два различных пути для подвода воды: основной (через вертикальную трубу) и регулирующий (через отверстия в самом устройстве). Через регулирующие патрубки вода подводится в камеру смешения по касательной, что приводит к сильному вихревому течению и большим гидравлическим сопротивлениям. По основному пути вода поступает под углом 160°, что значительно уменьшает образование вихрей, обеспечивая более низкое сопротивление.

Пока уровень воды в гидроемкости большой, в камеру смешения поступают потоки воды как по основным, так и по регулирующим патрубкам, следовательно, расход воды из емкости максимальный. Когда же уровень в баке опускается ниже вертикальной трубы, то движение воды по ней прекращается, и общий расход системы определяется только расходом через регулирующие патрубки.

Двухступенчатая расходная характеристика гидроемкостей должна удовлетворять следующим требованиям, установленным корейской топливной компанией KNFC (Korean Nuclear Fuel Company):

- величина максимального расхода на первой ступени – не менее 950 кг/с;
- длительность данной ступени – не менее 30 с;
- минимальный расход на второй ступени – не менее 214,5 кг/с.

В проекте японского реактора APWR (Advanced Pressurised Water Reactor) предусмотрено использование усовершенствованных гидроемкостей, разработанных

компанией Mitsubishi Heavy Industries [23]. Они представляют собой традиционные гидроаккумуляторы с азотной подушкой, в которых реализовано двухступенчатое профилирование расхода (рис. 2,з).

Предусматривается применение четырех гидроемкостей, подключенных к холодным петлям реактора. Объем каждого бака  $\sim 115 \text{ м}^3$ . В случае аварии с разрывом трубопровода большого диаметра данные гидроемкости должны в течение 200 с выполнять функцию залива АЗ для недопущения ее расплава.

Профилирование расхода позволяет отказаться от использования насосов аварийного впрыска низкого давления в системе безопасности реактора. Соотношение расходов изливающейся воды на ступенях – 5:1. Для профилирования расхода применяется специальное устройство, установленное в нижней части гидроемкости. Оно имеет два входных патрубка, один из которых установлен вертикально, а другой расположен горизонтально очень близко к дну емкости.

Пока уровень воды в гидроемкости высокий, в камеру устройства поступает расход по двум линиям: большой из вертикального участка и незначительный из горизонтальной трубы. После смешения потоков в вихревой камере они общим расходом направляются вверх через выходное отверстие. Когда уровень воды в сосуде опустится достаточно низко, то расход по вертикальной линии прекратится, и общий расход системы будет определяться только расходом по маленькой горизонтальной трубе. В этом случае поток жидкости выходит из камеры после своего завихрения, теряя часть кинетической энергии. Так как устройство для профилирования расхода расположено практически на дне гидроемкости, а выходной патрубок направлен вверх, то “мертвая” зона в баке практически отсутствует.

В СПЗАЗ реактора MS-600 (рис. 3,а), также разработанного в Японии компанией Mitsubishi, используются аналогичные гидроаккумуляторы с профилированием расхода. Для предотвращения попадания азота в I контур РУ в нижней части баков установлено газоотводное устройство. Выход азота осуществляется через газовый тракт при открытии блока клапанов, после того как уровень воды в баке опустится ниже определенной отметки [24]. Кроме того, в СПЗАЗ данного реактора применены усовершенствованные баки для впрыска раствора борной кислоты (Advanced Boron Injection Tank – ABIT).

Данная усовершенствованная система предназначена для залива АЗ раствором борной кислоты, используя в качестве движущей силы перепад давлений между реактором и гидроемкостью. Раствор борной кислоты, находящийся в баке объемом  $\sim 15,2 \text{ м}^3$ , разделен на две зоны: горячую ( $T = 180 \text{ }^\circ\text{C}$ ) в верхней части емкости, которая нагревается с помощью электронагревателей, и холодную ( $T = 30 \text{ }^\circ\text{C}$ ) внизу бака.

Во время снижения давления в I контуре в результате аварии происходит вскипание нагретой воды в верхней части гидроемкости, сопровождающееся повышением давления в баке, вследствие этого вода из холодной зоны начинает поступать в реактор. Во время работы реактора на мощности система находится в состоянии ожидания. Температура жидкости в горячей зоне с помощью нагревателей поддерживается около температуры насыщения при проектном рабочем давлении, поэтому кипение в баке начинается только тогда, когда давление в I контуре упадет ниже этого значения.

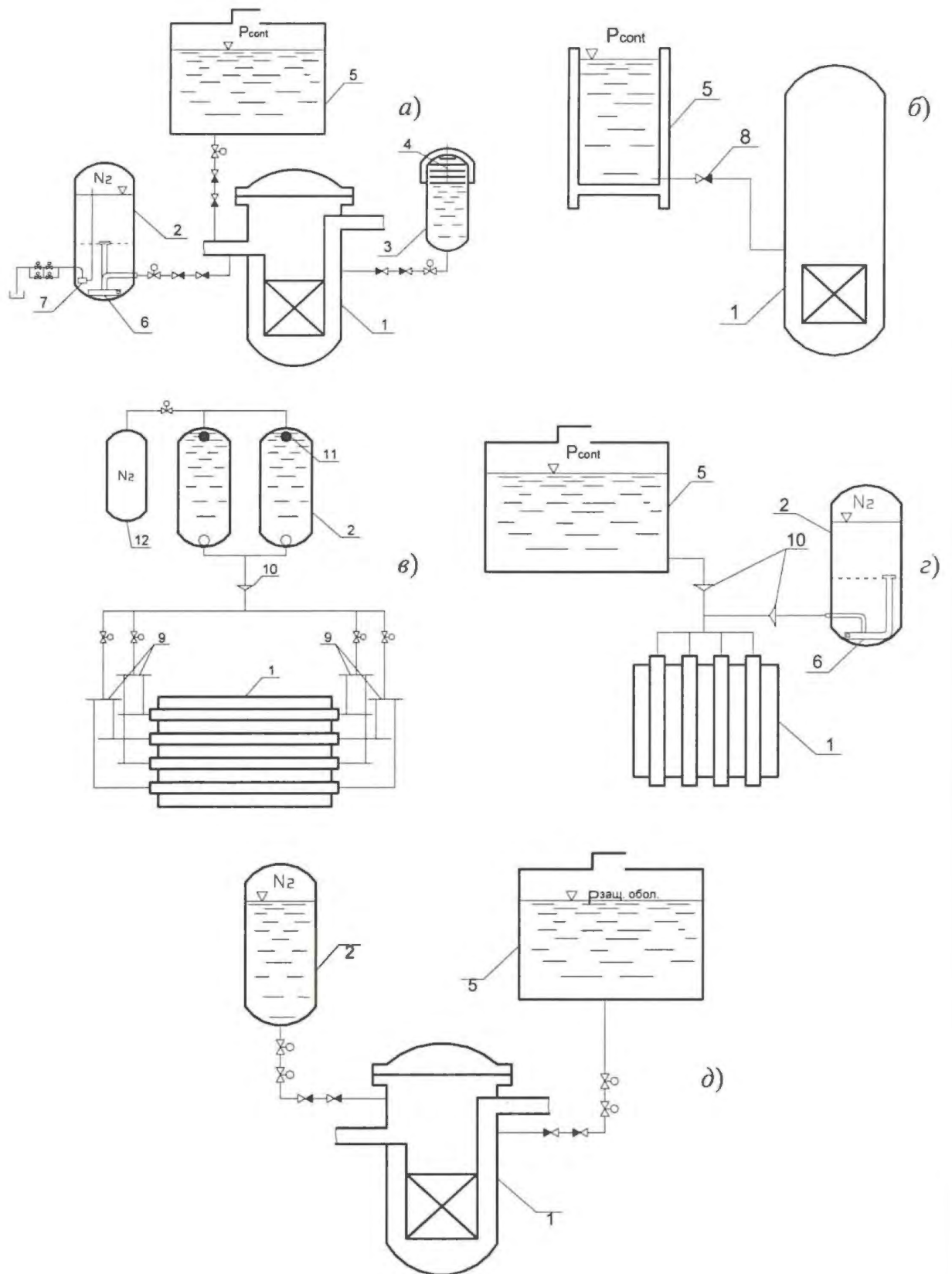


Рис. 3. Разрабатываемые СПЗАЗ (продолжение): а) – реактор MS-600; б) – реактор SWR-1000; в) – реактор CANDU-9; г) – реактор АНWR (Индия); д) – реактор ВВЭР-640/В-407; 1 – реактор, 2 – гидроаккумулятор, 3 – гидроемкость с нагревом верхней части, 4 – нагреватель и изоляция, 5 – бак запаса воды, 6 – устройство для профилирования расхода, 7 – газосбросное устройство, 8 – пружинный обратный клапан, 9 – входные и выходные коллектора, 10 – односторонний разрывной диск, 11 – шаровой поплавковый клапан, 12 – бак со сжатым азотом

По сравнению с традиционными гидроаккумуляторами, использующими при своей работе неконденсирующиеся газы, ничто не препятствует организации естественной циркуляции в I контуре, потому что газ не может попасть туда при работе системы. Кроме того, размеры баков уменьшены, так как не требуется организация в них газового пространства [25].

В состав систем безопасности кипящего реактора SWR-1000, разработанного фирмой Siemens, входит СПЗАЗ (рис. 3,б), состоящая из четырех специальных бассейнов (Core Flooding Pools) общим объемом  $\sim 3\,600\text{ м}^3$  [26]. Бассейны находятся под давлением защитной оболочки и подают воду непосредственно в АЗ по сливным линиям, оборудованным специальными пружинными обратными клапанами. Клапаны открываются с помощью пружины при снижении разности давлений между реактором и защитной оболочкой до 0,25 МПа при большем давлении в реактор. Первоначально поток пара из АЗ направляется в охлаждающий бассейн, снижая давление в реакторе. После выравнивания давлений направление движения среды в сливной линии меняется на противоположное и вода под действием сил гравитации начинает поступать в АЗ.

В проекте нового тяжеловодного реактора CANDU-9 электрической мощностью 900...1300 МВт применяется СПЗАЗ (рис. 3,в), аналогичная реактору CANDU-6 [11]. Основными отличиями являются использование азота более высокого давления ( $\sim 8\text{ МПа}$ ), а также применение шаровых поплавковых клапанов в объеме баков, предназначенных для предотвращения попадания азота в контур охлаждения реактора. Кроме того, гидроемкости и все вспомогательные системы размещены теперь непосредственно под защитной оболочкой реактора [27].

Индийскими исследовательскими организациями разработан проект реактора АНWR (Advanced Heavy Water Reactor) электрической мощностью 235 МВт, в котором тяжелая вода используется только в качестве замедлителя [28]. АЗ данного реактора состоит из вертикальных топливных каналов, охлаждаемых кипящей водой, движущейся за счет естественной циркуляции.

СПЗАЗ реактора АНWR (рис. 3,г) состоит из четырех гидроемкостей, предназначенных для залива АЗ на ранних стадиях аварии и оснащенных устройствами для пассивного двухступенчатого изменения расхода, а также водного бассейна объемом  $\sim 6\,000\text{ м}^3$  для долговременного (более трех суток) отвода остаточных тепловыделений. Подвод охлаждающей воды из СПЗАЗ осуществляется непосредственно в топливные каналы, что повышает эффективность охлаждения твэлов.

Институтом "Атомэнергопроект" (г. С.-Петербург) совместно с ОКБ "Гидропресс" и РИЦ "Курчатовский институт" разработан проект АЭС средней мощности нового поколения с ВВЭР-640 [29], выполненный на базе проектов уже действующих АЭС с ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, которые успешно эксплуатируются в течение длительного времени. Однако в данном проекте в отличие от проекта действующих АЭС предусматриваются новые концептуальные решения, направленные на повышение показателей безопасности. Принципиальным моментом является оснащение АЭС с ВВЭР-640 набором пассивных систем, обеспечивающих останов, расхолаживание реактора и длительный отвод остаточного тепла (как при плотном I контуре, так и при его разгерметизации) и не требующих при функционировании вмешательства оператора, а также подачи энергии извне в течение не менее 24-х часов.

Система аварийного охлаждения АЗ реактора ВВЭР-640 состоит из четырех гидроемкостей и четырех баков низкого давления (рис. 3, д). В аварийной ситуации после снижения давления в I контуре до 4 МПа открываются обратные клапаны на гидроемкостях САОЗ высокого давления, и борный раствор начинает поступать в корпус реактора. Дальнейшее расхолаживание и снижение давления при малых и средних течах теплоносителя осуществляются через СПОТ парогенератора (ПГ) и, если необходимо, сбросом пара из КД через разгрузочный клапан.

Для больших или длительных течей после снижения разницы давлений в I контуре и герметичной оболочке до 0,6 МПа открываются специальные клапаны – аварийные блоки разгерметизации (АБР), соединяющие горячие и холодные нитки петель с объемом топливного бассейна. Эти клапаны представляют собой пассивные устройства, которые при нормальной эксплуатации закрыты под действием давления I контура. Открытие АБР приводит к дальнейшему снижению давления. После снижения перепада давления между I контуром и размещенными внутри герметичной оболочки баками САОЗ ниже 0,3 МПа начинается залив реактора из этих баков (четыре бака по 460 м<sup>3</sup>).

Теплоноситель и борный раствор из гидроемкостей и баков САОЗ, вытекающие из места разрыва, собираются в специальном герметичном ограждении вокруг реактора и петель I контура, образуя так называемый аварийный бассейн. После опорожнения двух емкостей и двух баков САОЗ уровень в аварийном бассейне устанавливается выше уровня выходных патрубков реактора, а после опорожнения всех гидроаккумуляторов и всех баков САОЗ – на уровне разъема ГЦН [30].

Институтом “Атомэнергопроект” (г. Москва) совместно с ОКБ “Гидропресс” и РНЦ “Курчатовский институт” разработан проект АЭС нового поколения с РУ ВВЭР-1000/В-392 [31], которая является модернизацией широко применяющейся на действующих АЭС установки В-320. Сооружение двух энергоблоков по этому проекту предполагается на II очереди НВАЭС, а основные решения по безопасности используются в проекте АЭС “Куданкулам” в Индии.

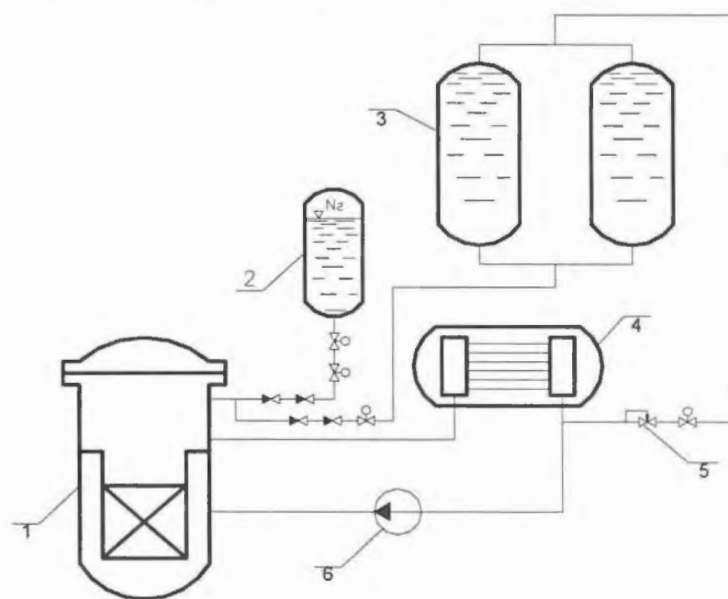


Рис. 4. СПЗАЗ реактора ВВЭР-1000 с РУ В-392 (один канал из четырех): 1 – реактор, 2 – ГЕ-1, 3 – ГЕ-2, 4 – ПГ, 5 – двухходовой обратный клапан, 6 – ГЦН

В состав СПЗАЗ РУ В-392 входят системы гидроемкостей первой и второй ступеней – ГЕ-1 и ГЕ-2 (рис. 4). Система ГЕ-1 состоит из четырех гидроаккумулирующих емкостей. Объем каждой емкости ~ 60 м<sup>3</sup>, из них ~ 50 м<sup>3</sup> заполнено водным раствором борной кислоты с концентрацией 16 г/кг Н<sub>2</sub>О. В гидроаккумуляторе с помощью азота создается и поддерживается давление ~ 5,9 МПа.

Общий запас воды в емкостях 200 м<sup>3</sup>, что обеспечивает подачу требуемого объема ох-

лаждающей жидкости в АЗ ( $150 \text{ м}^3$ ), если произойдет отказ одной емкости. Каждая из емкостей соединена с реактором отдельным трубопроводом. Две емкости соединены с входной, а две другие с выходной камерами реактора [32].

Во время нормальной эксплуатации каждая емкость отделена от реактора с помощью двух последовательно расположенных обратных клапанов и быстродействующих запорных задвижек Ду300, которые обеспечивают отсечение емкости от реактора с целью исключения попадания азота в I контур при ее опорожнении.

Система ГЕ-2 предназначена для пассивной подачи раствора борной кислоты с концентрацией 16 г/кг в АЗ реактора с целью отвода остаточных тепловыделений в условиях полной потери источников электроснабжения переменного тока, включая дизель-генераторы, и при течах I контура РУ в течение максимально возможного периода времени [33].

Система состоит из четырех групп гидроаккумулирующих емкостей (по две емкости объемом  $120 \text{ м}^3$  в каждой) с раствором борной кислоты, находящихся под атмосферным давлением. Емкости представляют собой вертикальные цилиндрические сосуды, размещенные на площадке обслуживания центрального зала, что обеспечивает требуемый гидростатический напор по отношению к реактору. Общий запас воды в системе ГЕ-2  $960 \text{ м}^3$ , что обеспечивает подачу требуемого объема охлаждающей жидкости в АЗ ( $720 \text{ м}^3$ ) при отказе одной группы емкостей. В соответствии с выполненными расчетами данного запаса воды достаточно для съема остаточных тепловыделений в течение 24-х часов при учете работы СПОТ. Если работа СПОТ не учитывается, то запаса воды хватает на 7...8 часов испарительного охлаждения АЗ [34].

В верхней части ГЕ-2 через специальные двухходовые обратные клапаны подключены к "холодным" ниткам ГЦТ в зоне непосредственной их близости к коллекторам ПГ. При возникновении аварийной ситуации с потерей теплоносителя I контура и падении давления в ГЦК до 1,5 МПа клапаны открываются и после опорожнения парового трубопровода в верхнюю часть гидроемкостей начинает поступать насыщенный пар под давлением, соответствующим давлению в РУ. Клапан представляет собой обратный клапан с пружиной, в котором среда с давлением I контура обеспечивает закрытое состояние до тех пор, пока усилие пружины не преодолеет это давление. При давлении ниже 1,5 МПа пружина открывает клапан и обеспечивает проход среды I контура в верхнюю часть гидроемкостей. Для приведения клапана в исходное состояние, а также для обеспечения закрытого состояния при штатном расхолаживании, клапан снабжен электрическим приводом.

Трубопровод, связывающий гидроемкости с I контуром РУ, подключен к холодной ветке ГЦК в точке, расположенной выше высотной отметки подсоединения горячей ветки к реактору. Такая отметка выбрана для того, чтобы поступление пара в систему ГЕ-2, а следовательно, и начало истечения начались не позже момента, когда уровень воды в реакторе снизится до уровня присоединения горячей ветки ГЦК. Это с достаточным запасом гарантирует надежное охлаждение АЗ реактора.

По линии слива ГЕ-2 подключены к трубопроводам Ду300 подсоединения к реактору ГЕ-1 в неотключаемой от I контура части. На трубопроводах слива установлены запорные задвижки, необходимые для отключения гидроемкостей от I контура при необходимости ремонта, и обратные клапаны (с байпасной системой контроля их плотности), предназначенные для исключения роста давления в гидро-

емкостях в состоянии ожидания и автоматического пассивного открытия линии слива в аварийной ситуации после снижения давления ниже 1,5 МПа.

Гидроемкости второй ступени имеют устройство защиты от превышения давления (по два предохранительных клапана на каждую группу гидроемкостей), а также связи с системами газовых сдувок, организованных протечек, заполнения и дренирования гидроемкостей.

В системе реализовано четырехступенчатое профилирование расходной характеристики, которое обеспечивается использованием коллектора, позволяющего осуществлять пассивное изменение расхода, основанное на идее последовательного прекращения истечения по сливной линии, оказавшейся выше уровня воды в баке. Пока уровень находится выше верхнего патрубка коллектора, расход воды максимальный и складывается из расходов всех линий. В процессе опорожнения гидроемкости, после прохождения уровнем отметки самой верхней линии, происходит переход на вторую ступень расхода. Таким образом, линии слива последовательно оказываются выше уровня жидкости.

Величина расхода из гидроемкостей с необходимым запасом отслеживает закон спада мощности остаточных энерговыделений в АЗ. Расчетными исследованиями ОКБ ГП и АЭП доказано, что ступенчатое изменение расхода (10 – 5 – 3,333 – 1,525 кг/с) из каждого канала системы ГЕ-2 обеспечит надежный теплоотвод от ТВЭЛОВ даже в случае запроектной аварии [35].

### Заключение

Системы пассивного залива АЗ активно применяются в современных проектах АЭС для обеспечения охлаждения реактора даже в условиях запроектных аварий. Проведенное исследование конструкций СПЗАЗ показало, что используемые технические решения позволяют добиться выполнения системами пассивного залива дополнительных функций, кроме залива реактора большим расходом охлаждающей воды на ранней стадии аварии. Современные СПЗАЗ обеспечивают подачу охлаждающей воды с профилированным расходом в течение длительного периода времени (до 24-х часов). Кроме того, в качестве движущей силы для обеспечения своей работы в них используется не только азот, как в традиционных гидроаккумуляторах, но и среда I контура, что исключает попадание неконденсирующихся газов в реактор, обеспечивая надежную работу аварийных систем теплоотвода.

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Мальшев А.Б.* Анализ совершенствования решений по обеспечению безопасности АЭС с реакторами водо-водяного типа // Сб. трудов АЭП. Вып. 2. 2001. – С. 3 – 17.
2. *Nigmatulin B.I., Fedorov V.G., Sidorov A.S.* Evolution of reactor plants with VVER-type reactors and basic principles of safety systems and normal systems application in accidents with core damage // Proceedings of ICONE 5: 5<sup>th</sup> Intern. Conf. on Nuclear Engineering, May 26 – 30, 1997, Nice, France, ICONE-2101.
3. *Validation Matrix for the Assessment of Thermal-Hydraulic Codes for VVER LOCA and Transients*// A Report by the OECD Support Group on the VVER Thermal-Hydraulic Code Validation Matrix, July 2000.

4. *Драгунов Ю.Г., Денисов В.П.* Реакторные установки ВВЭР для атомной энергетики. – М.: ИздАТ, 2002.
5. *Westinghouse Worldview*, № 1, January 2001, pp. 8 – 11.
6. *Coryell E.W., Harvego E.A., Siefken L.J.* The development and application of SCDAP-3D<sup>®</sup> // Proceedings of ICONE 10: 10<sup>th</sup> Intern. Conf. on Nuclear Engineering, April 14 – 18, 2002, Arlington, VA, ICONE-22638.
7. *Mull T., Burwitz P., Umminger K.* Impact of secondary injection conditions on PWR thermal hydraulics – experimental investigations in the PKL – test facility // Proceedings of ICONE 8: 8<sup>th</sup> Intern. Conf. on Nuclear Engineering, April 2 – 6, 2000, Baltimore, MD USA, ICONE-8134.
8. *CNSC Training Courses: Fundamentals of Power Reactors, Module Two – Nuclear Reactor Systems, Emergency Core Cooling System*, January 1996.
9. *Draft Regulatory Guide, Safety Analysis of CANDU Nuclear Power Plants, C-006 (Rev. 1) (E)*, September 1999.
10. *Mukhopadhyay D., Behera G.H., Banopadhyay S.K. et al.* Thermal-Hydraulic Analysis of SmallBreak LOCA for Indian PHWRs with RELAP-COBRA // Proceedings of ICONE 8: 8<sup>th</sup> Intern. Conf. on Nuclear Engineering, April 2 – 6, 2000, Baltimore, MD USA, ICONE-8185.
11. *Heavy Water Reactors: Status and projected development*, Technical Report Series No. 407. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2002.
12. *Tower S.N., Schulz T.L., Vijuk R.P.* Passive and simplified system features for the advanced Westinghouse 600 MWe PWR // *Nuclear Engineering and Design*, 109, 1988, pp. 147 – 154.
13. *Chang C.J., Lee C.H., Hong W.T. et al.* Study of the performance of the passive core cooling system on IIST SBLOCA experiments // Proceedings of ICONE 8: 8<sup>th</sup> Intern. Conf. on Nuclear Engineering, April 2 – 6, 2000, Baltimore, MD USA, ICONE-8078.
14. *Vihavainen J., Hanninen M., Tuunanen J.* Improved thermal stratification modeling in the APROS code simulations of passive safety injection experiments // Proceedings of Ninth International Topic Meeting in Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-9), San Francisco, California, October 3 – 8, 1999.
15. *Munther R., Kalli Heikki, Kouhia J.* Condensation during gravity driven ECC: experiments with PACTEL // Proceedings of Seventh International Topic Meeting in Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-7).
16. *Cummins W.E., Wright R.F., Schulz T.L.* AP1000 status overview // Proceedings of ICONE 9: 9<sup>th</sup> Intern. Conf. on Nuclear Engineering, April 8 – 12, 2001, Nice, France, ICONE-9516.
17. *Paulson C.K.* Westinghouse AP1000 advanced plant simplification results, measures, and benefits // Proceedings of ICONE 10: 10<sup>th</sup> Intern. Conf. on Nuclear Engineering, April 14 – 18, 2002, Arlington, VA, ICONE-22784.
18. *King K.J., Saiu G., Kallio H.* European passive plant (EP1000) design status // Proceedings of ICONE 9: 9<sup>th</sup> Intern. Conf. on Nuclear Engineering, April 8 – 12, 2001, Nice, France, ICONE-9564.
19. *Wright R.F., Wiseman D.A., Tabata H. et al.* A 1200 MWe simplified pressurized water reactor // Proceedings of ICONE 5: 5<sup>th</sup> Intern. Conf. on Nuclear Engineering, May 26 – 30, 1997, Nice, France, ICONE-2037.
20. *Insik Kim, Dong-Su Kim.* APR1400 – evolutionary Korean next generation // Proceedings of ICONE 10: 10<sup>th</sup> Intern. Conf. on Nuclear Engineering, April 14 – 18, 2002, Arlington, VA, ICONE-22441.
21. *Pottorf J., Bajorek S.M.* Large break LOCA safety injection sensitivity for a CE/ABB system 80+ PWR. Там же, ICONE-22519.
22. *Sung Jae Cho, Byong Sup Kim, Myung Gi Kang et al.* The development of passive design features for the Korean next generation reactor // *Nuclear Engineering and Design*, 201, 2000, pp. 259 – 271.

23. *Chu I.C., Chung H.J., Park W.M. et al.* Performance evaluation of passive safety injection flow controllers for the APR1400 reactor // Proceedings of ICONE 10: 10<sup>th</sup> Intern. Conf. on Nuclear Engineering, April 14 – 18, 2002, Arlington, VA, ICONE-22479.
24. *Ichimura T., Ueda S., Saito S. et al.* Design verification of the advanced accumulator for the APWR in Japan // Proceedings of ICONE 8: 8<sup>th</sup> Intern. Conf. on Nuclear Engineering, April 2 – 6, 2000, Baltimore, MD USA, ICONE-84353.
25. *Tujikura Yonezo, Oshibe Toshihiro, Kijima Kazuo et al.* Development of passive safety systems for next generation PWR in Japan // Nuclear Engineering and Design, 201, 2000, pp. 61 – 70.
26. *Neumann D.* The passive safety systems of the SWR 1000 // Proceedings of ICONE 9: 9<sup>th</sup> Intern. Conf. on Nuclear Engineering, April 8 – 12, 2001, Nice, France, ICONE-9851.
27. *Juhn P.E., Kupitz J., Cleveland J. et al.* IAEA activities on passive safety systems and overview of international development // Nuclear Engineering and Design, 201, 2000, pp. 41 – 59.
28. *Kakodkar A., Sinha R.K., Dhawan M.L.* General description of advanced heavy water reactor, Evolutionary Water Cooled Reactors: Strategic Issues, Technologies and Economic Viability, IAEA-TECDOC-1117, IAEA, Vienna, 1999, pp. 569 – 584.
29. *Афров А.М., Безлепкии В.В., Кухтевич И.В. и др.* Методические особенности обоснования пассивных систем безопасности АЭС с ВВЭР-640 // Теплоэнергетика. 1996. № 11. – С. 16 – 21.
30. *Волкова С.Н., Ковалев А.Н., Кутьин В.В., Мигров Ю.А.* Особенности теплогидравлических процессов в контуре аварийного расхолаживания реактора ВВЭР-640 через бассейн на заключительной стадии аварий с потерей теплоносителя I контура // Теплофизика-98. Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. Труды межд. конф. – Обнинск. 1998. Т. 1. – С. 248 – 256.
31. *Taranov G.S., Berkovich V.M.* The concept and main solutions for the safety of a new Russian project of a nuclear power station with a VVER-1000 reactor // Proceedings of ICONE 8: 8<sup>th</sup> Intern. Conf. on Nuclear Engineering, April 2 – 6, 2000, Baltimore, MD USA, ICONE-8019.
32. *Беркович В.М., Малышев А.Б., Таранов Г.С., Мальцев М.Б.* Влияние пассивных систем АЭС нового поколения на обеспечение локализующих функций контайнмента // Сб. трудов АЭП. Вып. 3. 2002. – С. 3 – 14.
33. *Berkovich V.M., Malyshev A.B., Taranov G.S. et al.* Ensuring integrity and functional capability of the containment under beyond design basis accident in the design of new generation NPP with WVER-1000 // Proceedings of ICONE 10: 10<sup>th</sup> Intern. Conf. on Nuclear Engineering, April 14 – 18, 2002, Arlington, VA, ICONE-22394.
34. *Крушельницкий В.Н., Беркович В.М., Швыряев Ю.В. и др.* Оптимизация проектных решений по безопасности и экономике для энергоблоков АЭС с реактором ВВЭР нового поколения // Сб. трудов АЭП. Вып. 2. 2001. – С. 18 – 28.
35. *Беркович В.М., Калякин С.Г., Малышев А.Б. и др.* Крупномасштабный гидравлический стенд для обоснования проектных функций пассивного залива GE-2 проекта РУ-392 // Материалы отрасл. конф. “Вопросы безопасности АЭС с ВВЭР”, 12 – 14 сентября 2000 г., СПб., 2000.

Статья поступила в редакцию 20 июля 2004 г.  
 Вопросы атомной науки и техники.  
 Сер. Физика ядерных реакторов, 2004, вып. 2, с. 66 – 82.

# ДОЛГОВЕЧНОСТЬ И РЕСУРС

УДК 539.3

## Методические основы оценки ресурса оборудования ЯЭУ

*В.Б. Кайдалов, Ю.Г. Коротких, В.А. Панов,*

ФГУП "ОКБМ им. И.И. Африкантова", 603074, Н. Новгород, Бурнаковский пр., 15,  
*С.А. Капустин*, НИИ механики ННГУ, 603600, Н. Новгород, пр. Гагарина, 23, к. 6

Изложены методические основы оценки выработанного и прогноза остаточного ресурса оборудования ядерных энергетических установок (ЯЭУ) и их реализация в рамках системы эксплуатационного мониторинга ресурса.

**THE METHODOLOGICAL BASIS FOR ASSESSING THE RESOURCE OF THE NPP EQUIPMENT. V.B. KAYDALOV, Yu.G. KOROTKIKH, V.A. PANOV, S.A. KAPUSTIN.** The methodological basis for assessing the service life and predicting the remaining life of the equipment of nuclear power plants and their implementation in the frame of the operational life monitoring system is presented.

Анализ мировых тенденций изменения ресурсных характеристик ЯЭУ свидетельствует о существенном увеличении требований к длительности эксплуатации оборудования ЯЭУ и повышению его надежности. Проблема сведения до минимума вероятности возникновения внезапных отказов оборудования ЯЭУ и сокращения трудовых и материальных затрат на поддержание его работоспособности не может быть решена без достоверной информации о долговечности ответственных узлов ЯЭУ, определяющих его надежность. Кроме того, современные экономические условия в России приводят к экономической оправданности максимального использования всех резервов реальной физической долговечности оборудования таких установок.

Современная практика регламентного обслуживания оборудования ЯЭУ, основанная на допусковых подходах, коэффициентах запаса, закладываемых при проектировании, и среднестатистических данных о наработках оборудования на отказ, в связи с большой дисперсией оценок темпов наработки и величины остаточного ресурса не обеспечивает оптимального решения данных проблем. Решение их возможно только при переходе на обслуживание оборудования по фактическому техническому состоянию на базе достоверных оценок выработанного и прогноза остаточного ресурса ответственных конструктивных узлов в процессе эксплуатации. В связи с этим в настоящее время одной из актуальных задач проектирования и эксплуатации конструкций ЯЭУ является задача надежной оценки их ресурса, диагностики выработанного и прогноза остаточного ресурса в процессе эксплуатации.

Как правило, эксплуатационные условия работы оборудования ЯЭУ характеризуются многопараметрическими нестационарными термосиловыми воздействиями, взаимодействиями с внешней средой, воздействиями внешних полей различной природы, приводящими к развитию различных механизмов деградации начальных прочностных свойств конструктивных элементов и, в конечном итоге, исчерпанию ресурса конструктивных узлов объекта.

Процессы истощения ресурса являются многостадийными, нелинейными, взаимосвязанными и зависящими от конкретных условий изготовления и эксплуатации индивидуального объекта. Все изготовленные конструкции содержат те или иные начальные дефекты. Принятие концепции присутствия в конструкциях дефектов, имевшихся в момент изготовления или развившихся в процессе эксплуатации, налагает большую ответственность – условия распространения дефектов должны быть ограничены количественно с помощью некоторого контроля за процессом разрушения. Для обеспечения надежности конструкции с дефектами необходимо, чтобы повреждение можно было обнаружить прежде, чем оно достигнет опасного размера в течение всего расчетного срока службы. Таким образом, любая конструкция имеет ограниченную долговечность.

Остаточная прочность конструкции объективно уменьшается с некоторой скоростью вследствие развития поврежденности в процессе ее эксплуатации. Наличие дефектов в материале, имевшихся при изготовлении или развившихся в процессе эксплуатации, ставит первоочередной проблемой контроля за темпом деградиационных процессов, величиной накопленной поврежденности и остаточной прочностью конструктивного узла с целью безопасной эксплуатации реакторной установки и, при необходимости, назначения межконтрольных интервалов для оценки состояния материала неразрушающими методами контроля.

Эффективное решение этих проблем определяется совокупностью методов и средств оценки поврежденности материала (определение степени поврежденности материала, топологии и геометрии макроскопических дефектов) конструктивных узлов в процессе изготовления, монтажа и эксплуатации, точностью знаний истинных условий нагруженности контролируемых зон и адекватностью прогнозных моделей развития деградиационных процессов для каждой контролируемой зоны физическим процессам накопления повреждений в этой зоне.

Для надежной оценки состояния материала контролируемых зон не только на стадии развивающихся макроскопических дефектов, но и на предшествующей ей стадии накопления рассеянных повреждений в материале, занимающей значительную долю долговечности, необходимо привлечение современных нетрадиционных средств неразрушающего контроля (спектрально-акустических систем, непрерывной регистрации диаграмм вдавливания, акустико-эмиссионных и т.д.). Для выявления топологии и геометрии глубинных и поверхностных дефектов необходимо, наряду с традиционными, применение инструментальных средств, использующих акустическую голографию, а для контроля параметров растущих дефектов – акустико-эмиссионный контроль.

При построении прогнозных моделей оценки остаточного ресурса можно использовать следующие подходы. Согласно первому на основе обработки имеющейся информации строится вероятностная прогнозная модель и вычисляются групповые, точечные или интервальные оценки остаточного ресурса данного элемента и вероятности его безотказной работы за заданную наработку. Во втором подходе прогнозная модель строится на основе наблюдений за данным объектом или его прототипом в процессе эксплуатации. Контроль за объектом заключается в сравнении наблюдаемых значений выходных параметров с вычисленными по представительной модели, когда в качестве аргументов закладываются текущие значения входных параметров.

Третий, наиболее перспективный, подход основан на математическом моделировании реальных процессов деградации материала в контролируемых зонах элементов по различным физическим механизмам (малоцикловая, многоцикловая усталость, нестационарная ползучесть, коррозия, развитие трещин и т.д.) с помощью методов и моделей механики поврежденной среды (МПС) и механики разрушения (МР) [1...3]. Реализация такого подхода требует решения ряда проблем, определяющих основные положения МПС.

Первая проблема связана с тем, что процессы поврежденности развиваются в объемах от  $10^{-30} \text{ м}^3$  (элементарные акты разрушения на уровне атомной решетки) до  $10^{-3} \text{ м}^3$  (конструктивные элементы) и в своем развитии проходят несколько качественно различных стадий. Поэтому в рамках одной дисциплины невозможно описать весь процесс разрушения, все его стадии от зарождения микродефектов до достижения макроскопической трещины критического размера. Особенно большие трудности представляет описание процессов на мезоуровне, где определяющими являются физические закономерности коллективного взаимодействия и эволюции различных составляющих иерархической структуры конструкционного материала. С одной стороны, физика твердого тела, достаточно объективно описывающая элементарные акты разрушения, не способна в настоящий момент описать коллективные взаимодействия и эволюцию структуры материала на мезоуровне, а с другой стороны, механика сплошной среды, оперируя только классическими макропеременными типа тензоров напряжений и деформаций, также не в состоянии описывать эти эффекты.

Повреждение и разрушение материалов для рассматриваемых условий в основном обусловлены зарождением микродефектов, их ростом и слиянием в макроскопические трещины. В настоящее время для описания механического поведения этих микродефектов развивается новая дисциплина – МПС, которая изучает процессы развития микродефектов, механическое поведение поврежденных материалов (материалов с внутренними дефектами) посредством описания влияния распределенных микродефектов при помощи определенных механических параметров и процессы образования макроскопических трещин – процессы накопления повреждений, сочетая, насколько это возможно на современном уровне знаний, точки зрения материаловедения и механики сплошной среды. Микроструктурные изменения при этом описываются эволюцией специально введенных параметров, характеризующих интегрально микроскопические физико-механические свойства конструкционных материалов.

Физические процессы, обуславливающие поврежденность материала в результате вязкопластической деформации, протекают на микро- и мезоуровнях и не могут непосредственно изучаться средствами МПС. Переход от модели, описывающей событие в одном из многих микрообъемов, к типично инженерному представлению на макроуровне требует использования того или иного процесса усреднения. Применение методов усреднения, основанных на непосредственном расчете по микромасштабным моделям, влечет за собой значительное усложнение, которое может привести к значительному уменьшению эффективности численного расчета при необходимости использования этих методов на каждом временном шаге интегрирования определяющих соотношений.

В альтернативном варианте, используемом в механике сплошных сред, применяются феноменологические формулировки модели на основе макроскопических переменных, интегрально характеризующих структурные изменения на микроуровне. При описании состояния поврежденности через такие переменные необходимо выбрать соответствующие меры количественной оценки поврежденности материала на макроуровне. Очевидно, что эти меры должны быть связаны с какой-либо поддающейся измерению физической величиной (изменение модулей упругости, амплитуды пластической деформации при жестком циклическом нагружении, скорости ползучести на третьем участке кривой ползучести и т.д.). Исследование этого изменения позволяет получить связь механических параметров с процессом накопления повреждений, ввести в соответствующие механические модели влияние поврежденности на физико-механические характеристики материала и определить из соответствующих лабораторных экспериментов параметры механических эволюционных уравнений накопления повреждений.

Ю.Н. Работновым и Л.М. Качановым введен макроскопический параметр ( $0 \leq \omega \leq 1$ ), характеризующий на макроуровне степень поврежденности материала. Поскольку этот параметр и его изменение характеризуют влияние микроскопических процессов и изменений структуры материала в результате процессов накопления повреждений на его механические свойства, он служит внутренним параметром состояния, представляющим собой макроскопическую меру микроскопического геометрического повреждения материала. Сущность его состоит в следующем. Если  $S$  – полная площадь сечения элементарного объема плоскостью с нормалью  $\mathbf{n}$ , а  $S_\omega$  – общая площадь пересечения с этой плоскостью микродефектов различной природы, то  $S_n$  – эффективная площадь данного сечения элементарного объема, несущая нагрузку.

По определению  $\omega_n = S_n/S$  – скорректированная площадь микродефектов, приходящаяся на единицу поверхности сечения элементарного объема плоскостью с нормалью  $\mathbf{n}$  ( $\omega_n = 0$  – неповрежденное состояние,  $\omega_n = \omega_f \leq 1$  – полное разрушение). Поскольку  $\omega_n$  является функцией  $\mathbf{n}$ , существует внутренняя тензорная переменная повреждения (2-го или 4-го ранга), описывающая в общем случае анизотропный процесс развития поврежденности в материале. Эта математическая трактовка  $\omega$  соответствует микроскопической природе поврежденности, имеющей анизотропный характер даже в тех случаях, когда материал начально изотропен. Однако в настоящий момент отсутствуют надежные экспериментальные данные и методики исследования развития анизотропии поврежденности для различных историй нагружения. Поэтому в большинстве практических приложений принимают гипотезу изотропии, согласно которой микродефекты распределяются равномерно по всем направлениям. В этом случае  $\omega_n$  не зависит от  $\mathbf{n}$ , и внутренняя переменная повреждения материала является скалярной величиной.

Так как накопление общей поврежденности  $\omega$  в элементарном объеме материала может происходить в результате развития различных механизмов исчерпания ресурса и, в частности, механизмов усталости, нестационарной ползучести, динамического нагружения, необходимо учитывать, что суммарная функция состояния

$\omega$  является комбинацией функций состояния  $\omega_k$  повреждений, отвечающих каждому  $k$ -му механизму и отражающих различные, с точки зрения микроструктуры, классы дефектов для каждого  $k$ -го механизма.

Известно, например, что микродефекты, развивающиеся по механизму усталости по телу зерна, имеют совершенно иную природу, чем микродефекты, развивающиеся по границам зерен в результате ползучести. Таким образом, необходимо иметь адекватное правило суммирования повреждений  $\omega_k$  от различных механизмов исчерпания ресурса в единую поврежденность  $\omega$  с учетом их взаимодействия при одновременном или последовательном их развитии.

Приведенные выше соображения имеют очень приближенный характер с точки зрения реальных процессов на уровне микроструктуры материала. Однако существующая на сегодняшний день практика использования скалярного параметра поврежденности  $\omega$  для различных механизмов исчерпания ресурса позволяет утверждать, что такой подход достаточно эффективен и с его помощью можно достаточно корректно оценивать ресурс реальных объектов [1].

Следующая проблема – введение адекватного внутреннего времени, позволяющего объективно оценивать текущие параметры для различных условий протекания процесса. С этой проблемой тесно связаны вопросы адекватного моделирования зависимости скоростей процессов накопления повреждений по различным механизмам в опасных зонах конструктивных узлов от условий эксплуатации объекта, установления эквивалентности процессов между собой и их эквивалентности экспериментальным данным лабораторных испытаний, суммирования повреждений при изменении эксплуатационных условий и от различных механизмов исчерпания ресурса при их взаимодействии.

Вследствие нелинейной зависимости скоростей протекания данных процессов от эксплуатационных условий большое значение имеет проблема выявления основных факторов, влияющих на скорости процессов накопления повреждений, и установления конкретных зависимостей этого влияния. Среди них наиболее важными являются факторы, связанные с внешними воздействиями, определяемыми условиями эксплуатации объекта; технологические факторы, определяющие начальную поврежденность материала конструктивных узлов; геометрические факторы, определяющие пространственно-временное распределение физических полей; факторы взаимодействия конструктивных материалов с внешними средами и физическими полями различной природы; масштабные эффекты, играющие большую роль при использовании данных лабораторных испытаний в определении параметров процессов для натуральных конструкций; факторы статистического разброса параметров физических и технологических процессов, свойств конструкционных материалов и неучтенные при моделировании физических процессов неизвестные факторы.

Существует большое количество механизмов, которые могут определять процессы исчерпания ресурса конкретного инженерного объекта в зависимости от условий его эксплуатации. Для инженерных объектов, работающих в условиях нестационарных термосиловых нагружений, к которым относятся ЯЭУ, основными до-

минирующими механизмами, определяющими ресурс конструктивных узлов, служат много- и малоцикловая усталость, нестационарная ползучесть, взаимодействие усталости и ползучести, коррозионная усталость.

Образование макроскопической трещины является результатом последовательного действия определенного числа очень сложных с физической точки зрения процессов преобразования начальной структуры конструкционного материала, включающих зарождение, развитие и взаимодействие различных дефектов кристаллической решетки в металлах и взаимодействие иерархических структурных составляющих различного уровня. Необратимые структурные изменения подготавливают образование и распространение макроскопической трещины и являются неотъемлемой составляющей процесса разрушения материала.

Таким образом, зарождению макротрещины предшествует прогрессирующее внутреннее ослабление материала ввиду развития распределенных дефектов, приводящее к ухудшению свойств материала за счет микроструктурных изменений, уменьшению прочности, жесткости, вязкости. Развитие указанных дефектов может приводить к образованию транскристаллитной либо межкристаллитной макротрещины, либо макротрещины смешанного типа, что служит окончанием стадии развития распределенных по объему материала микродефектов. При этом под макроскопической трещиной понимается наличие разрывности в материале, достаточно большой на уровне гетерогенности (блоков) структуры материала, которая может быть охарактеризована геометрически и наличие которой существенно меняет макроскопическое напряженно-деформированное состояние в ее окрестности.

С точки зрения механики сплошных сред, стадия развития распределенных микродефектов описывается уравнениями МПС, а стадия распространения опасной макротрещины – уравнениями МР. В переходной зоне, где размер микродефектов имеет порядок 0,1 мм, применимость уравнений МПС и МР носит условный характер. В этой зоне невозможно применение МР, поскольку трещины недостаточно определены, а возможности МПС достигают своих пределов. Следовательно, для адекватного моделирования процесса накопления повреждений в этой зоне необходимо сближение границ действия МПС и МР. Это можно сделать путем введения для процесса накопления распределенных микродефектов двух стадий: зарождения микродефектов и стадии распространения их (взаимодействия), заканчивающейся образованием макроскопической трещины определенных размеров.

Введение этих стадий позволяет расширить область применения МПС и в случае действия механизмов усталости и ползучести объяснить взаимодействие этих механизмов и явление нелинейного суммирования повреждений при изменении условий нагружения.

Таким образом, современный подход к оценке выработанного ресурса инженерных объектов при доминирующих механизмах усталости и ползучести с учетом их взаимодействия должен базироваться на следующих основных положениях:

- моделирование основных физических стадий развития процесса разрушения;
- введение для каждого механизма исчерпания ресурса адекватного внутреннего времени процесса;
- учет нелинейного суммирования повреждений при изменении условий нагружения и от различных механизмов исчерпания ресурса;

– формулировка принципов эквивалентности процессов для разных условий нагружения и различных напряженно-деформированных состояний, их эквивалентность экспериментальным данным лабораторных испытаний образцов;

– учет влияния вида траектории деформирования, параметров напряженно-деформированного состояния на скорости процессов;

– учет реальной истории нагружения и влияние истории нагружения на скорости процессов;

– формулировка эволюционных уравнений процессов деформирования и накопления повреждений с учетом их взаимного влияния и критериев, определяющих устойчивость данных процессов;

– разработка на базе эволюционных уравнений процессов деформирования и накопления повреждений алгоритмов оперативной оценки выработанного ресурса, позволяющих с использованием предварительной экспериментальной и расчетной информации в реальном масштабе времени проводить оценку ресурса на ПЭВМ, бортовых ЭВМ.

Реализация предлагаемого подхода для оценки выработанного и прогноза остаточного ресурса ЯЭУ может быть осуществлена на основе создания системы эксплуатационного мониторинга ресурса (ЭМР).

Основное назначение ЭМР заключается в обеспечении эксплуатации оборудования и систем ЯЭУ по их фактическому состоянию. Для этого должны быть решены две основные задачи:

– оценка текущей поврежденности материала контролируемых зон неразрушающими методами контроля и путем моделирования процессов развития поврежденности по фактической истории эксплуатации установки;

– прогноз развития текущей поврежденности в каждой опасной зоне до наступления предельного состояния для прогнозируемых условий эксплуатации ЯЭУ.

Функционирование системы предполагается осуществлять путем последовательного выполнения следующих основных этапов.

На этапе создания системы на основе анализа технической и эксплуатационной документации, результатов технического освидетельствования объекта, расчетов и лабораторных экспериментов по определению свойств конструкционных материалов объекта создается модель эксплуатации объекта: выделяются нагружающие факторы (включая взаимодействие объекта с внешней средой), устанавливается связь этих факторов с регистрируемыми параметрами процесса эксплуатации объекта и воздействия внешней среды. Для выявления нагружающих факторов определяются доминирующие механизмы и модели исчерпания ресурса объекта. На основе созданных моделей эксплуатации и исчерпания ресурса выполняются расчеты конструктивных элементов объекта и определяются опасные зоны этих элементов, выявленные в результате расчетов или на основе применения методов технической диагностики зоны.

Для каждой опасной зоны и каждого режима модели эксплуатации объекта рассчитываются характеристики процессов деформирования и исчерпания ресурса. Формируются соответствующие базы данных технологической и рабочей компонент ЭМР. Полученная информация применяется для обоснования срока службы отдельных элементов и реакторной установки в целом. Разработанные прогнозные

модели с соответствующими базами данных и пакетами прикладных программ, реализующих оценку выработанного ресурса по фактической истории нагружения каждой контролируемой зоны, используются в рабочей компоненте ЭМР, устанавливаемой непосредственно на объекте.

На этапе применения система устанавливается на объект и может использоваться в двух режимах: оценка выработанного и прогноз остаточного ресурса.

В режиме оценки выработанного ресурса система автоматически отслеживает текущие состояния материала в опасных зонах объекта, соответствующие фактической истории эксплуатации ЯЭУ. В каждой контролируемой зоне с помощью прогнозных моделей развития поврежденности проводится расчет текущей поврежденности материала или развития имеющегося макроскопического дефекта. Входной информацией для системы на этом этапе служат регистрируемые параметры процесса эксплуатации объекта и воздействия внешней среды на текущем временном интервале, а выходной – новые текущие состояния материала в опасных зонах.

Остаточный ресурс объекта определяется условиями его будущей эксплуатации. Для заданных прогнозных моделей эксплуатации установки в каждой контролируемой зоне производится оценка остаточной наработки до достижения предельного состояния. По результатам таких оценок назначается срок проверки состояния материала неразрушающими методами контроля либо для заданного срока службы выбирается модель эксплуатации установки, при которой прогнозируемые темпы накопления повреждений на заданном временном интервале не приведут к достижению предельного состояния.

В режиме прогноза остаточного ресурса входной информацией для системы служит предполагаемая (прогнозная) модель эксплуатации на заданном временном интервале, выходной – прогнозируемые состояния материала в опасных зонах. В системе предусматриваются средства для формирования библиотеки прогнозных моделей эксплуатации объекта.

В процессе эксплуатации объекта могут появиться новые данные по дефектности объекта, полученные методами технической диагностики. Кроме того, у объекта могут заменяться отдельные узлы, появляться новые режимы эксплуатации, новые нагружающие факторы и т.д. На этапе развития эти обстоятельства учитываются путем включения новых опасных зон, новых режимов эксплуатации объекта, уточнения моделей исчерпания ресурса материала.

### **Заключение**

Рассмотренная технология может использоваться на стадии проектирования объектов. В этом случае входом системы является проектная модель эксплуатации объекта. Наибольший эффект применения технологии достигается при использовании ее на всех стадиях жизни объекта: проектирования, изготовления, монтажа, эксплуатации, ремонта, продления ресурса, вывода из эксплуатации.

Реализация рассмотренных методических положений и алгоритмов позволила создать методическую, техническую и критериальную базу для анализа и прогнозирования остаточного ресурса реальных объектов и, в частности, для систем компенсации давления реакторной установки ледокола “Арктика”.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Коротких Ю.Г.* Методология оперативной оценки выработанного ресурса при неизотермической усталости // Прикладные проблемы прочности и пластичности. Численное моделирование физико-механических процессов. – Н. Новгород: Изд-во ННГУ, 1991. – С. 126 – 132.
2. *Митенков Ф.М., Городов Г.Ф., Коротких Ю.Г., Пичков С.Н.* Определение и обоснование остаточного ресурса машиностроительных объектов при долговременной эксплуатации // Проблемы машиностроения и надежности машин. – 1995. – № 1. – С. 5 – 13.
3. *Казаков Д.А., Капустин С.А., Коротких Ю.Г.* Моделирование процессов деформирования и разрушения материалов и конструкций // Монография. – Н. Новгород: Изд-во ННГУ, 1999.

Статья поступила в редакцию 17 сентября 2004 г.  
Вопросы атомной науки и техники.  
Сер. Физика ядерных реакторов, 2004, вып. 2, с. 83–91.

### От реакции выпуска

Актуальность рассматриваемой в статье проблемы требует углубления имеющихся и поиска новых подходов к обоснованию и продлению ресурса ЯЭУ.

Заинтересованный читатель может найти дополнительную информацию по проблеме в последней главе выпущенной в 2004 году монографии “Динамика и прочность водо-водяных энергетических реакторов” / Н.А. Махутов, Ю.Г. Драгунов, К.В. Фролов и др. // Отв. ред. Н.А. Махутов. – М.: Наука, 2004.

## СОДЕРЖАНИЕ

Памяти В.П. Спасскова .....	3
-----------------------------	---

### ПЕРЕХОДНЫЕ И АВАРИЙНЫЕ РЕЖИМЫ

<i>Митенков Ф.М., Кресов Д.Г., Панов В.А., Пахомов В.А.</i> Влияние расширения объема первого контура на самозащищенность реакторов.....	20
------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----

### ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

<i>Горячев А.В., Киселева И.В., Махин В.М., Шулимов В.Н.</i> Интегральные реакторные эксперименты по испытанию многоэлементных фрагментов ТВС ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 при параметрах аварии с потерей теплоносителя. Обобщение результатов по циклу экспериментов "Малая течь" .....	29
-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----

<i>Алексеев А.В., Махин В.М., Шулимов В.Н.</i> Применение кода MELCOR для расчетного анализа параметров испытаний 19-элементного фрагмента ТВС ВВЭР в канале исследовательского реактора МИР (эксперимент "Малая течь-2").....	38
--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----

<i>Самойлов О.Б., Шитов Д.Л., Фальков А.А., Богряков В.Г., Сорокин Н.М., Дмитриев С.М.</i> Теплогидравлические и гидродинамические исследования характеристик ТВС альтернативной конструкции ВВЭР-1000 .....	47
--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----

<i>Дмитриев С.М., Легчанов М.А., Хробостов А.Е., Сорокин Н.М., Самойлов О.Б.</i> Особенности гидродинамики альтернативных ТВС ВВЭР-1000 в районе направляющих каналов различной конструкции .....	56
---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----

### БЕЗОПАСНОСТЬ

<i>Калякин С.Г., Морозов А.В., Ремизов О.В.</i> Современное состояние систем пассивного залива активной зоны и пути их дальнейшего развития .....	66
---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----

### ДОЛГОВЕЧНОСТЬ И РЕСУРС

<i>Кайдалов В.Б., Коротких Ю.Г., Панов В.А., Капустин С.А.</i> Методические основы оценки ресурса оборудования ЯЭУ .....	83
--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----

## CONTENTS

In the memory of V.P. Spasskov .....	3
--------------------------------------	---

### NON-STATIONARY AND EMERGENCY PROCESSES

<i>Mitencov F.M., Kresov D.G., Panov V.A., Pakhomov V.A.</i> The influence of primary circuit volume expansion upon the reactor self-protection .....	20
-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----

### EXPERIMENTAL STUDIES

<i>Goryachev A.V., Kiseleva I.V., Makhin V.M., Shulimov V.N.</i> Integral in-pile experiments with a VVER-TYPE fuel assembly "SB-LOCA"-test .....	29
---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----

<i>Alekseev A.V., Makhin V.M., Shulimov V.N.</i> MELCOR code application to simulation of VVER-type fuel assembly test "SB LOCA-2" in research reactor MIR .....	38
------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----

<i>Samoilov O.B., Shipov D.L., Falkov A.A., Bogryakov V.G., Sorokin N.M., Dmitriev S.M.</i> Thermal hydraulic and hydrodynamic researches of the alternative FA of VVER-1000 characteristics .....	47
----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----

<i>Dmitriev S.M., Legchanov M.A., Khrobostov A.E., Sorokin N.M., Samoilov O.B.</i> Peculiarities of hydrodynamics of the alternative FA of VVER-1000 in the region of directing channels of various design types .....	56
------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----

### SAFETY

<i>Kalyakin S.G., Morozov A.V., Remizov O.V.</i> State-of-the-art of the core passive reflooding systems and ways of theirs further development .....	66
-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----

### DURABILITY AND RESOURCE

<i>Kaydalov V.B., Korotkikh Yu.G., Panov V.A., Kapustin S.A.</i> The methodological basis for assessing the resource of the NPP equipment.....	83
------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	----

## Правила оформления статей

При подготовке статьи в сборник автор должен руководствоваться стандартом “Оригиналы авторские и текстовые издательские” (ОСТ 29.115 – 88). К авторским оригиналам, передаваемым для издания, предъявляются следующие требования:

1. Экземпляр статьи должен быть первым, отпечатан на одной стороне листа формата А4 шрифтом № 12 через 2 интервала. Статья должна быть составлена в следующем порядке: индекс УДК; заглавие; инициалы и фамилии авторов; место работы каждого автора с почтовым адресом; аннотация на русском и английском языках (не более 10 строк каждая); текст; список литературы; рисунки; подрисуночные подписи (на отдельном листе).

2. Статья должна также предоставляться **обязательно** в виде электронной версии обычным шрифтом № 11 Times New Roman, междустрочный интервал – одинарный, в редакторе Word 97 или более поздних версий. Текст не форматируется, в качестве имени файла используется ФИО первого автора статьи. Кавычки в тексте ставятся при английской раскладке клавиатуры (“..”).

3. Содержание статьи должно быть кратким и четким. Исключаются общие рассуждения, известные положения. Не допускается дублирование материала в тексте, таблицах, подрисуночных надписях. Необходимо соблюдать единообразие в написании терминов, наименований физических величин и единиц измерения, условных обозначений, сокращений, символов. Наименования и обозначения единиц физических величин необходимо приводить в системе СИ.

Необходимо обращать внимание на написание прописных и строчных букв: русские и греческие буквы ( $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$ ,  $\phi$  и т.д.) набираются прямо, а латинские ( $x$ ,  $y$ ,  $z$ ,  $w$  и т.д.) – курсивом. Те же требования в обозначениях нужно соблюдать при написании индексов и степеней в формулах. Обозначения матриц и векторов набираются полужирным шрифтом прямо. Формулы, включенные в текст, следует набирать без увеличения интервала между строками, например  $b/d$ ,  $\exp(x/e)$ .

4. Таблицы нумеруются, каждая таблица должна иметь заголовки. Сокращения в графах таблицы не допускаются. В тексте необходимы ссылки на все таблицы. Таблицы печатаются в общем тексте после первой ссылки.

5. Формулы и буквенные обозначения величин должны быть размечены и сразу расшифрованы. Формулы нумеруются арабскими цифрами, номер ставится с правой стороны листа в круглых скобках. Нумеровать следует только те формулы и уравнения, на которые есть ссылка в последующем изложении. Формулы выполняются в редакторе Equation 3.0 при невозможности набора на клавиатуре

( $x_n^2$ ,  $y_m^n$ ,  $\sqrt{x}$ ,  $\int_0^1 x$ ,  $\frac{1}{y}$  и т.д.). Подстрочные и надстрочные индексы вводятся с клавиатуры

( $x_3$ ,  $км^2$  и т.д.), греческие буквы вставляются через Меню *Вставка* → *символ*.

6. В тексте статьи рисунок **обязательно** представляется на отдельном листе формата не более А4. На рисунках допускается минимальное число обозначений – краткие цифровые (по порядку номеров слева направо или по часовой стрелке) или буквенные обозначения. Все пояснения выносятся в подрисуночные подписи. На обороте каждого рисунка указываются фамилии авторов, название статьи, номер рисунка, обозначения верха и низа. Внутренние надписи на рисунках набираются

шрифтом № 10. Внизу каждого рисунка должны быть приведены его номер и подписочная подпись шрифтом № 10. При наличии нескольких различных графиков на одном рисунке каждый из них обозначается русскими буквами а), б), в) и т.д. и расшифровывается.

В компьютерном виде рисунки представляются в отдельных файлах, выполненные в графических редакторах *Paint*, *PhotoShop*, *CorelDraw* в черно-белом цвете (фотографии в растровом формате *tif*, *dpi-300*). Рисунки в *Word* не вставлять кроме случаев, когда рисунок изначально выполнен в *Word*.

7. Ссылки на литературу в тексте даются по порядку арабскими цифрами в квадратных скобках. Список литературы составляется в той же последовательности, в которой приводятся ссылки на литературу. Фамилии и инициалы авторов набираются полужирным курсивом.

8. Список литературы следует оформлять в соответствии с Государственным стандартом "Библиографическое описание документа" (ГОСТ 7. 1-2003), в частности, необходимо указать:

а) для журнальных статей – фамилии и инициалы авторов (не менее трех первых), название статьи, название журнала (без кавычек), год, том, выпуск, номер, страницы;

б) для книг – фамилии и инициалы авторов, полное название книги, место издания, издательство (без кавычек), год издания;

в) для авторефератов диссертаций – фамилию и инициалы автора, название автореферата диссертации, на соискание какой ученой степени написана диссертация, место и год защиты;

г) для препринтов – фамилии и инициалы авторов, название препринта, наименование издающей организации, шифр и номер, место и год издания;

д) для патентов – фамилии и инициалы авторов, название патента, страну, номер и класс патента, дату и год заявления и опубликования патента;

е) для отчетов – фамилии и инициалы авторов, название отчета, инвентарный №, наименование организации, год выпуска;

ж) для электронных источников – полный электронный адрес, позволяющий обратиться к публикации.

9. В конце текста перед списком литературы указываются контактный телефон и, желательно, адрес электронной почты.

**ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ**

С е р и я: Физика ядерных реакторов

**Выпуск 2**

Ответственный за выпуск С.М. Зарицкий

Редакторы: В.Б. Усищева от НИИ механики ННГУ, В.В. Пчелин

Подписано в печать 1.11.04. Формат 70×108/16

Печать офсетная. Усл. печ. л. 10,0. Уч.-изд. л. 11,5. Тираж 300. Индекс 3646. 7 статей. Заказ 67

Распространяется бесплатно

Отпечатано в Российском научном центре "Курчатовский институт"  
123182, Москва, пл. Академика Курчатова

