

621.039,5

В 74

ISSN 0205-4671

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР "КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"

# ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

---

СЕРИЯ:

Физика ядерных реакторов

ВЫПУСК

3

2003

ИЗДАТЕЛЬСТВО «НАУЧТЕХЛИТИЗДАТ» ГОТОВИТ К ВЫПУСКУ В 2004 г.

## КАТАЛОГ «ПРИБОРЫ И СРЕДСТВА АВТОМАТИЗАЦИИ»

(в восьми томах)

Весь спектр приборов и средств автоматизации собран в группы по измеряемым параметрам и размещены в следующих томах:

1. Приборы для измерения температуры.
2. Приборы для измерения давления, перепада давления и разрежения.
3. Приборы для измерения расхода жидкости, газа, пара и сыпучих сред.
4. Приборы для измерения уровня.
5. Приборы для определения состава и свойств веществ.
6. Приборы отображения информации (вторичные приборы: потенциометры, мосты, электроизмерительные приборы и др.).
7. Регуляторы, регулирующие устройства электрические, пневматические, датчики-реле, сигнализаторы.
8. Программно-логические контроллеры (ПЛК) и программно-технические комплексы (ПТК).

Каталог включает в себя информацию по серийным приборам, выпускаемым предприятиями-изготовителями отечественного и зарубежного производства.

Информация по приборам, представленная в каталоге, рассчитана на специалистов, занятых разработкой, производством и эксплуатацией приборной продукции и средств автоматизации. Каталог составлен на основании номенклатурных перечней по состоянию на 31.12.2003 г. и каталожных описаний заводов-изготовителей и предполагает ежегодное обновление.

В январе 2004 года будут изданы два тома Каталога:

Том 1 – Приборы для измерения температуры.

Том 2 – Приборы для измерения давления, перепада давлений, разрежения.

Тираж 1000 экз., формат издания 60x88 1/8.

Цена одного тома каталога в печатном исполнении (а также в электронном исполнении) в настоящее время уточняется и будет опубликована дополнительно.

**Издательство принимает заказы на эти издания.**

**Издательство приглашает Вас к сотрудничеству.**

...номенклатурный каталог (либо в печатном, либо в электронном  
...изготавливаемые и(или) реализуемые Вашим предприятием в  
...ых разработках.

...риалов бесплатная.

...можно разместить рекламу Вашей организации. Стоимость одно-  
...НДС.

...заказа и получения каталога обращайтесь по адресу:

**Москва, Алымов пер., д. 17, стр. 2**

**Издательство «Научтехлитиздат»**

**737-52-19, тел./факс: (095) 231-78-80**

**e-mail: [buh@tgizdat.ru](mailto:buh@tgizdat.ru)**

621.039,5

B74

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР "КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"

каб. 45

38372 клар

# ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

НАУЧНО - ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

СЕРИЯ

ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Издается с 1989 г.

**ВЫПУСК 3**

Федеральное государственное  
бюджетное учреждение  
"Национальный исследовательский центр  
"Курчатовский институт"

Центральный научно-исследовательский институт  
**ДИНАМИКА И БЕЗОПАСНОСТЬ**

**ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК**

Издается с 1971 г.

МОСКВА - 2003

У1703нер

Выпуски "Динамика и безопасность ядерных энергетических установок" готовятся  
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)

#### **Редакция выпуска:**

В.В. Безлепкин, С.Н. Богдан, 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. Махин, О.И. Мелихов,  
Л.Н. Подлазов, В.В. Пчелин (отв. секретарь выпуска), Е.Ф. Сабаев, Л.В. Смирнов (зам. гл. редактора),  
В.П. Соловьев, В.П. Спассков, В.Ф. Стрижов, В.Ф. Токаренко, 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  
Льва Николаевича Подлазова**

**23 июля 2003 года скончался ведущий ученый в области динамики  
и управления ядерных энергетических установок,  
кандидат технических наук, Лауреат Государственной премии  
Подлазов Лев Николаевич**

Лев Николаевич Подлазов родился 7 сентября 1932 года. После успешного окончания МИФИ был направлен в НИКИЭТ, в котором работал до последнего времени. С первых дней работы все свои силы, умение и организаторские способности он отдавал новому в то время направлению – комплексному моделированию ядерных энергетических установок, разработке систем управления и обеспечению их безопасной эксплуатации.

Обладая хорошей теоретической подготовкой, организаторскими способностями и мышлением научного работника, за эти годы Лев Николаевич прошел путь от инженера до заместителя директора Отделения физики и безопасности. В 1965 г. Л.Н. Подлазов успешно защитил кандидатскую диссертацию, а в 1973 г. был утвержден в научном звании старшего научного сотрудника. Лев Николаевич был высококвалифицированным специалистом, снискавшим заслуженный авторитет в коллективе института и среди российских и зарубежных ученых.

Наибольший научный и инженерный вклад Подлазов Л.Н. внес в исследования динамики полей энерговыделения больших канальных реакторов типа РБМК, а также в проведение пусконаладочных работ на Ленинградской и Игналинской АЭС, в отработку эксплуатационных режимов, систем регулирования основных параметров и разработку мероприятий по стабилизации нейтронных полей. Подлазовым Л.Н. многое сделано для анализа Чернобыльской аварии и предотвращения аварий на реакторах типа РБМК.

Научные и производственные достижения Льва Николаевича неоднократно отмечены правительственными наградами. Лев Николаевич пользовался заслуженным авторитетом, его знали и любили на многих АЭС, других атомных объектах, всюду, где он проявлял свои знания и опыт, умение сплотить сотрудников для решения актуальных задач.

Добрая память о Льве Николаевиче навсегда сохранится в наших сердцах.

## Памяти Льва Николаевича Подлазова

23 июля 2003 года ушел из жизни ведущий ученый в области атомной энергетики сотрудник Научно-исследовательского и конструкторского института энерготехники Подлазов Лев Николаевич.

Подлазов Л.Н. пришел в атомную энергетику с первых шагов ее развития и всегда был активным сторонником комплексных исследований сложных нейтронно-физических и теплогидравлических процессов в реакторных установках с одновременным глубоким проникновением в сущность протекающих процессов. Высокая эрудированность и аналитические способности, повышенная восприимчивость к новому, способность оценить перспективное значение высказываемых и обсуждаемых идей, обстоятельность и дотошность ученого сделали его настоящим лидером развивающегося направления и одним из ведущих специалистов атомной энергетики.

Начало широкого внедрения атомной энергетики в народное хозяйство потребовало создания новых методов обоснования проектных решений по разработке систем управления, алгоритмов ведения эксплуатационных режимов и обоснования безопасных условий эксплуатации реакторных установок. В 1967 г. в отрасли была создана комиссия (позднее секция НТС Минатома) по динамике под руководством Шевелева Я.В., которая объединила ведущих специалистов отрасли, занимавшихся вопросами динамики ЯЭУ. Активным участником этой комиссии от НИКИЭТ в качестве заместителя председателя всегда был Лев Николаевич. Работа комиссии (секции) позволила координировать и направлять основные силы на создание и совершенствование разработки математических моделей, расчетных методов и методов анализа проектируемых установок.

В НИКИЭТ с самого начала развития направления вопросам динамики и безопасности также придавалось большое значение. Уже в 1959 г. был издан приказ – “создать расчетно-теоретический отдел с задачами проведения комплексных исследований явлений, имеющихся в установках, а также проведения вычислительных и моделирующих работ на машинах УРАЛ и БАЙКАЛ”. Из имеющегося коллектива специалистов был создан отдел динамики, управления и безопасности, в который вошли будущие ведущие специалисты по исследованиям динамики ЯЭУ, включая Подлазова Л.Н. Они были первопроходцами, на плечи которых легли основные трудности по становлению расчетных исследований по динамике, управлению и безопасности в атомной энергетике и последующему широкому внедрению их в практику проектирования и эксплуатации ЯЭУ.

Первые математические модели и методы решения ограничивались возможностями имевшейся в то время вычислительной техники: электрические арифмометры REINMETALL, MERSEDES и др., а также малые аналоговые вычислительные машины типа МН-2 и цифровые машины с быстродействием 100 операций в секунду типа УРАЛ. Но даже при таких ограниченных вычислительных возможностях уже в то время под руководством Подлазова Л.Н. делались первые попытки комплексного моделирования реакторных установок, проводились работы по созданию и отработке систем управления и обоснованию безопасности.

В 70-е годы широко развернулись работы по внедрению ЯЭУ в различные отрасли народного хозяйства. Разрабатывались установки для малой энергетики и теплофикации. Проведена комплексная разработка теплофикационной установки АТУ-15 с органическим теплоносителем для небольших промышленных городов, которая могла бы полностью обеспечить их теплофикацию. Для обеспечения процессов химической технологии был разработан проект высокотемпературной РУ ГРОТТ с принципиально новой концепцией отвода тепла. Тепловыделение в твердом движущемся по кольцу топливе осуществлялось в малом объеме активной зоны, а теплоотвод осуществлялся по всей длине кольца. Такая “карусельная” конструкция активной зоны позволяла получить высокие температуры для использования в химической промышленности. Были проработаны проекты РУ с газообразным циркулирующим топливом. Также большое внимание уделялось разработке тепловых и быстрых реакторов с газовым теплоносителем. Был разработан проект быстрого реактора с гелиевым теплоносителем БГР-300. При разработке этих установок под руководством Подлазова Л.Н. проводились широкие расчетные и экспериментальные исследования по созданию их систем управления и обоснованию безопасности.

Бурное развитие различных направлений реакторостроения привело к необходимости развития комплексных моделей для исследования их динамических характеристик, разработки систем управления и обоснования безопасности. Возникла потребность в разработке новых расчетных методов и расчетных программ, обеспечивающих требуемое качество проведения расчетных исследований.

С конца 70-х годов начинают широко развиваться методы пространственного моделирования нейтронной кинетики активных зон ЯЭУ. Используемые ранее одноточечные модели нейтронной кинетики уже не обеспечивали необходимой точности моделирования при разработке систем управления и обосно-

вании безопасности. Активные зоны больших реакторов требуют детального изучения распределения потоков нейтронов в активной зоне и их учета при создании систем управления и защиты. Под руководством Подлазова Л.Н. создается и успешно эксплуатируется комплекс программ DINA, которые обеспечивают исследования пространственных эффектов в активных зонах реакторных установок различного типа. Создаются и успешно эксплуатируются локальные регуляторы нейтронной мощности и защиты реактора РБМК. Определяющую роль в создании таких моделей, разработке программ и внедрении их в практику проектирования и эксплуатации сыграл Подлазов Л.Н.

В этот период создаются комплексные расчетные программы, которые позволяют проводить комплексные исследования динамики переходных и аварийных режимов совместно с системами контроля, управления и защиты, обрабатывать алгоритмы ведения режимов и настройки систем автоматического регулирования. Характерным примером таких программ может служить программа PRISET, которая позволяет проводить комплексные исследования для установок различного назначения. Программа построена по блочному принципу, может совершенствоваться и расширяться за счет разработки новых более совершенных блоков. Для ускорения времени счета в программе использованы методы расчета, оптимально использующие расчетные возможности вычислительной техники.

За комплекс расчетно-теоретических и экспериментальных работ по исследованию динамических свойств реакторов РБМК, по обоснованию и внедрению локальных систем регулирования и защиты и разработке методов контроля динамических характеристик РБМК в 1975 г. Подлазову Л.Н. присвоено звание лауреата Государственной премии.

Следующим шагом в освоении вычислительной техники и использовании ее как для обоснования безопасности, так и для управления было создание комплексной системы контроля, управления, регулирования и защиты (КСУРЗ) для установки 300, которая была успешно разработана и запущена в 1975 г. На базе УВМ Днепр-2 разработана и введена в эксплуатацию КСУРЗ, которая обеспечивала контроль работоспособности установки, диагностику и сбор экспериментальной информации. Второй успешной попыткой использования управляющих вычислительных машин было создание КСУРЗ для реакторов типа РБМК на базе УВМ СКАЛА. Эти системы созданы и успешно эксплуатируются на всех блоках с реакторами РБМК.

После аварии на IV блоке ЧАЭС началось комплексное усовершенствование всех математических моделей и программ, включая статические нейтронно-физические расчеты и подготовку на новой расчетной базе малогрупповых нейтронных констант. Это позволило уже во второй половине 1986 г. создать связанный программный комплекс TRIADA (НИКИЭТ) с трехмерным моделированием нейтронной кинетики, с одномерной теплогидравликой в каждой расчетной полиячейке реактора совместно с моделированием основного оборудования АЭС, систем контроля, управления и защит, который широко использовался для анализа первой фазы аварии на ЧАЭС и обоснования мер повышения безопасности на РБМК до начала 1990-х гг.

На основе опыта создания, отработки и использования комплекса TRIADA с учетом наметившейся устойчивой тенденции по ужесточению требований к безопасности АЭС к концу 80-х годов сформировалась концепция развития связанного комплексного математического моделирования динамики и безопасности АЭС.

Параллельно с развитием математических моделей и расчетных программ пространственной кинетики совершенствовались расчетные модели теплогидравлических процессов в активной зоне и оборудовании контуров охлаждения реактора. Были разработаны математические модели, позволяющие проводить полномасштабные расчетные исследования с учетом неравновесной теплогидравлики в каждой ТВС активной зоны. В разработке комплексных моделей реакторных установок большую научную и организаторскую роль сыграл Подлазов Л.Н.. Под его руководством разработаны полномасштабные расчетные комплексы для ЯЭУ РБМК, ВК-300, БРЕСТ и др., которые позволяют проводить полномасштабные исследования динамики и обоснования безопасности с учетом современных требований к эксплуатации ЯЭУ.

В последние годы своей жизни Подлазов Л.Н. уделял большое внимание разработке и усовершенствованию полномасштабных моделирующих расчетных комплексов и более углубленному описанию процессов в реакторных установках.

*Светлая память о Льве Николаевиче навсегда останется в наших сердцах.*

*Коллектив сотрудников НИКИЭТ им. Н.А. Доллежалы  
Редколлегия сборника "ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов"  
Секция по динамике и безопасности реакторов и АЭС НТС № 1 Минатома*

УДК 621.039.51

## Моделирование экспериментов по определению подкритичности РБМК с помощью программ трехмерной нейтронной кинетики

Л.Н. Подлазов, Н.Л. Чичулин, НИКИЭТ, 101000, Москва, а/я 788

В настоящее время для определения подкритичности РБМК используется метод сброса стержней СУЗ. В статье анализируются корректность и повторяемость этого метода, зависимость его результатов от выбора группы стержней, скорости сброса и исходной реактивности реактора. Приводятся результаты полномасштабного динамического моделирования измерения подкритичности. Производится также сравнение полученных расчетных результатов с результатами условно-критического расчета. Численное исследование проводится с помощью программы нейтронного расчета DINA. На основании полученных результатов даются критерии корректности и границы применимости описываемого метода.

### 3-D NUMERICAL SIMULATION OF RBMK SUBCRITICALITY DETERMINATION EXPERIMENTS.

L.N. PODLAZOV, N.L. CHICHULIN. At present the method of control rods insertion (CRI) is used for the experimental determination of RBMK subcriticality. The correctness and recurrence of CRI-method and its dependence on the rods group choice, insertion time and initial subcriticality is analyzed in the paper. Results of full-scale 3-D computer simulation of subcriticality measurements are adduced. Also, the comparison between the CRI-method and  $K_{eff}$ -method is conducted. The numerical simulation is carried out with the DINA neutron kinetics code. On the grounds of the comparison results the limits of applicability for the CRI-method are given.

## 1. Постановка задачи

Для штатного экспериментального определения подкритичности РБМК используется метод сброса управляющих стержней СУЗ, который состоит в следующем. Сначала реактор выводится в надкритическое состояние с помощью последовательного извлечения группы стержней СУЗ, определенной заранее по штатной методике. Достижение критического состояния выражается в начале устойчивого роста мощности реактора, период которого в соответствии с существующими правилами не должен быть меньше 60 с и обычно составляет порядка 100 с, что соответствует надкритичности около  $0,1 \beta_{эфф}$ . Рост мощности реактора продолжается до уровня, на 3 – 4 порядка превышающего исходный уровень мощности реактора в подкритике. Далее производится компенсация реактора – приведение его в критическое состояние путем погружения в активную зону нескольких последних извлеченных стержней управления. Таким образом, реактор оказывается в стационарном состоянии на мощности (тепловой) около 1 МВт. После этого производится сброс всех извлеченных стержней СУЗ обратно в активную зону. Сброс стержней происходит со штатной скоростью около 40 см/с за время, равное примерно 12 – 14-ти с. При этом мощность реактора падает, и по зависимости ее от времени с помощью реакти-

метра, построенного на обратной точечной модели нейтронной кинетики [1], производится расчет реактивности реактора.

Оценка корректности применения метода сброса стержней СУЗ для измерения подкритичности РБМК включает в себя анализ зависимости результатов измерения от следующих исходных условий:

– от точности соблюдения требований ПБЯ в части исходного состояния реактора перед сбросом стержней, т.е. исходной над- (под-) критичности реактора. Для проведения такого анализа необходимо численно смоделировать сброс стержней из состояния с надкритичностью, находящейся в более широких, чем предусмотрено ПБЯ (от 0 до  $0,1 \beta_{эфф}$ ), пределах;

– от выбора группы стержней, с помощью которых производится измерение подкритичности. Известно, что РБМК как реактор больших физических размеров можно вывести в критсостояние разным количеством стержней СУЗ [2]. Штатное количество стержней – около 90, при этом коэффициент неравномерности пространственной формы энерговыделения в активной зоне на момент достижения критсостояния находится в пределах 2 – 3. При выводе реактора в критсостояние с помощью максимально “тяжелых” стержней их

может понадобиться около 5 – 10, а коэффициент неравномерности может достигать 20 – 30. В связи с существованием в подкритическом и критическом состояниях реактора [2] аномально “тяжелых” стержней представляет интерес зависимость получаемых результатов от того, какими стержнями реактор был выведен в критсостояние, а также повторяемость этих результатов;

– от скорости сброса стержней.

Для исследования этих зависимостей проведены численные моделирование вывода РБМК в критическое состояние разными группами стержней и последующий сброс этих стержней с различной скоростью. Подкритичность реактора при этом измерялась с помощью реактиметра, аналогичного штатному, используемому на АЭС. На вход реактиметра в качестве управляющего параметра подавалось расчетное значение средней мощности реактора в данный момент времени.

Моделирование производилось при помощи программы полномасштабной 3-D нейтронной кинетики DINA [3] с учетом распределения внут-

ренних источников нейтронов в подкритическом реакторе. Для расчетов использовалась библиотека макроконстант, предоставленная РНЦ “КИ” [4]. К таким источникам относятся спонтанное деление накопленных актиноидов, а также ( $\alpha, n$ ) и ( $\gamma, n$ ) реакции. В общем случае интенсивность внутренних источников описывается эмпирической зависимостью от выгорания топлива и времени простоя реактора. В качестве исходного состояния для расчета взято состояние конкретного блока РБМК перед выводом в критическое состояние. Исходное состояние реактора – разотравленное, разогретое с помощью ГЦН, с известной штатной пусковой последовательностью извлечения стержней СУЗ. Кроме штатной последовательности, по ранее разработанной методологии [2] найдены несколько дополнительных групп стержней, извлечением которых реактор может быть выведен в критсостояние. Количество и координаты стержней для всех групп стержней СУЗ, использовавшихся в исследовании, приведены в табл. 1.

Таблица 1. Группы стержней для измерения подкритичности реактора

Группа стержней СУЗ	Количество стержней в группе	Неравномерность энерговыделения в плане реактора перед сбросом	Реактивность после извлечения всей группы
Штатная	91	$K_r = 3,2$ (3622)	0,6 $\beta_{эфф}$
Минимальная	3	$K_r = 27,2$ (4663)	0,5 $\beta_{эфф}$
Группа 2	6	$K_r = 28,4$ (3136)	0,5 $\beta_{эфф}$
Группа 3	6	$K_r = 26,8$ (3163)	0,3 $\beta_{эфф}$
Группа 4	12	$K_r = 13,5$ (5420)	0,4 $\beta_{эфф}$
Группа 5	6	$K_r = 20,5$ (1333)	0,4 $\beta_{эфф}$
Группа 6	19	$K_r = 11,8$ (2640)	0,4 $\beta_{эфф}$

Из таблицы следует, что после вывода реактора в критическое состояние неравномерность энерговыделения в плане активной зоны реактора варьируется в широких пределах – от 2 – 3 в случае штатного выхода в критсостояние до почти 30 в случаях извлечения максимально “тяжелых” стержней СУЗ на периферии активной зоны.

При выполнении исследования проведены следующие расчеты:

- извлечение штатной последовательности стержней до достижения устойчивого роста мощности и последующая компенсация реактора до различных величин над- и подкритичности. В частности, проведены расчеты с двумя степенями компенсации: а) до надкритичности 0,17  $\beta_{эфф}$  и б) до подкритичности 0,01  $\beta_{эфф}$ . Установившиеся пе-

риоды реактора в этих случаях составляют соответственно порядка 50 с (рост) и 100 с (падение). Затем был смоделирован сброс оставшихся стержней группы. Для изучения зависимости результатов от скорости сброса стержней использованы два значения скорости: штатная (около 40 см/с) и увеличенная (200 см/с);

- аналогичное измерение подкритичности с помощью минимальной группы (МГ) стержней. В этой серии проведены расчеты с двумя степенями компенсации: а) до надкритичности 0,46  $\beta_{эфф}$  и б) до надкритичности 0,06  $\beta_{эфф}$ . Установившиеся периоды реактора в этих случаях составляют соответственно порядка 8 и 200 с;
- измерение подкритичности реактора с помощью дополнительных групп стержней СУЗ.

## 2. Результаты исследования

Временное поведение реактивности при скорости сброса стержней 40 см/с для штатной и минимальной групп приведено на рис. 1 – 4. Из графиков следует, что во всех случаях реактивность, достигнув минимума, в

течение сотен секунд сохраняет свое значение с точностью до нескольких процентов (т.н. "полка"). Это означает, что после остановки стержней мощность реактора еще много больше уровня мощности исходного подкритического состояния и далее спадает с практически неизменным периодом. Уровень мощности исходного подкритического состояния определяется интенсивностью внутренних источников (фоном).

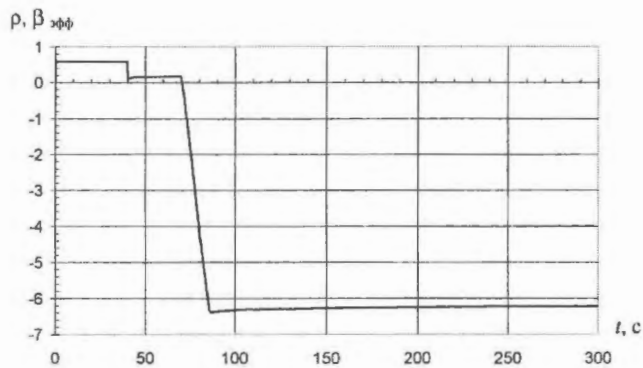


Рис. 1. Сброс штатной последовательности, надкритичность  $0,17 \beta_{эфф}$

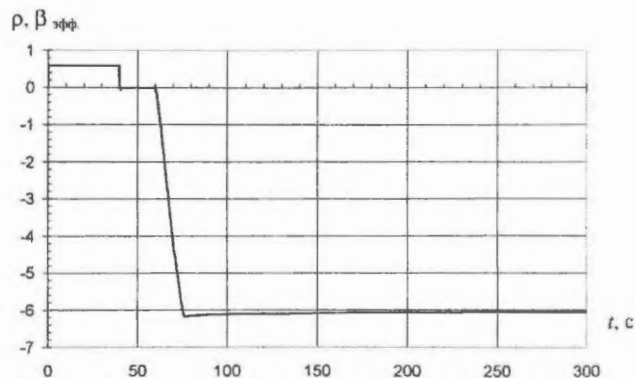


Рис. 2. Сброс штатной последовательности, подкритичность  $0,01 \beta_{эфф}$

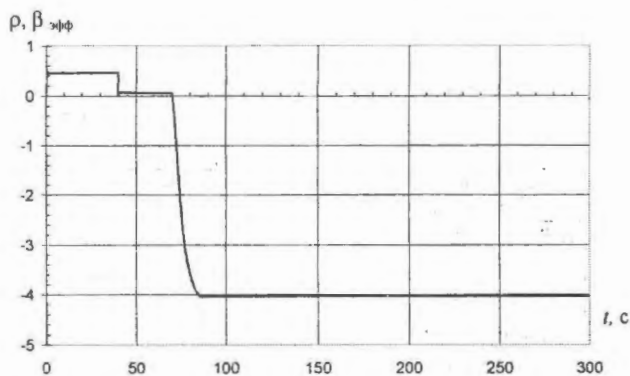


Рис. 3. Сброс МГ, надкритичность  $0,06 \beta_{эфф}$

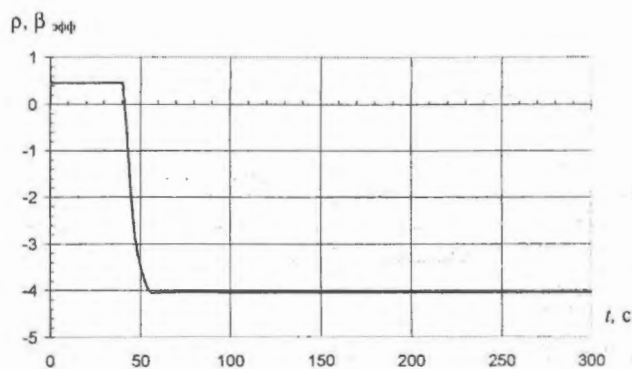


Рис. 4. Сброс МГ, надкритичность  $0,46 \beta_{эфф}$

Временное поведение реактивности при сбросе тех же групп стержней с увеличенной до 200 см/с скоростью приведено на рис. 5 – 8.

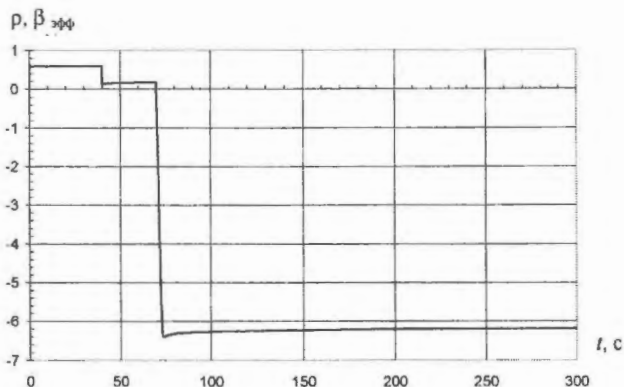


Рис. 5. Сброс штатной последовательности, надкритичность  $0,17 \beta_{эфф}$

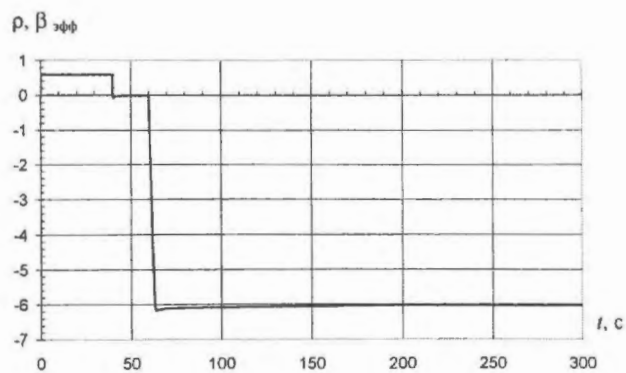


Рис. 6. Сброс штатной последовательности, подкритичность  $0,01 \beta_{эфф}$

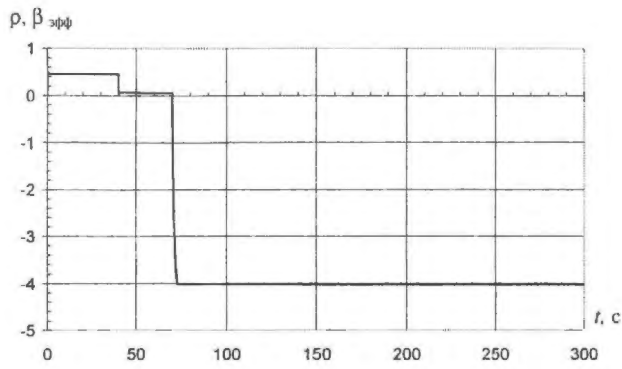


Рис. 7. Сброс МГ, надкритичность  $0,06 \beta_{эфф}$

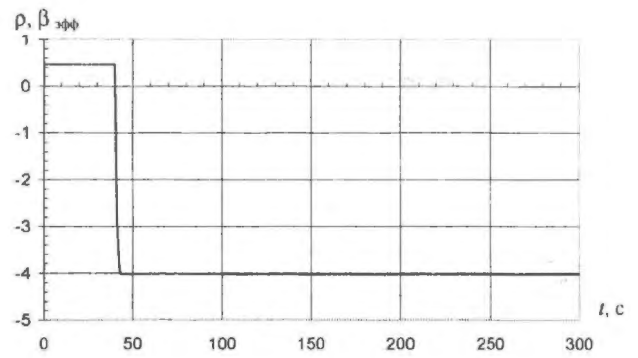


Рис. 8. Сброс МГ, надкритичность  $0,46 \beta_{эфф}$

Сравнивая результаты, можно сделать вывод, что значения реактивности, полученные при сбросе группы стержней, практически не зависят от реактивности реактора перед сбросом. Различия между ними составляют не более 3%. Исходя из этого, сброс дополнительных групп стержней СУЗ проводился из состояний с немного различающейся исходной реактивностью.

На рис. 9 – 13 приведены результаты измерений подкритичности реактора с помощью дополнительных групп стержней 2 – 6.

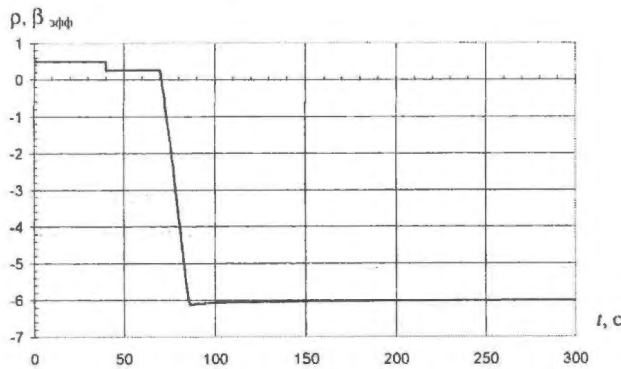


Рис. 9. Сброс группы 2

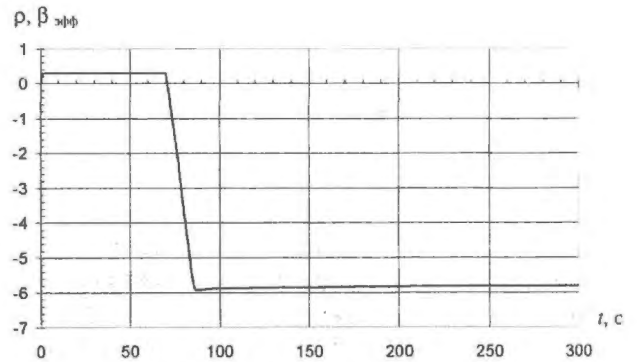


Рис. 10. Сброс группы 3

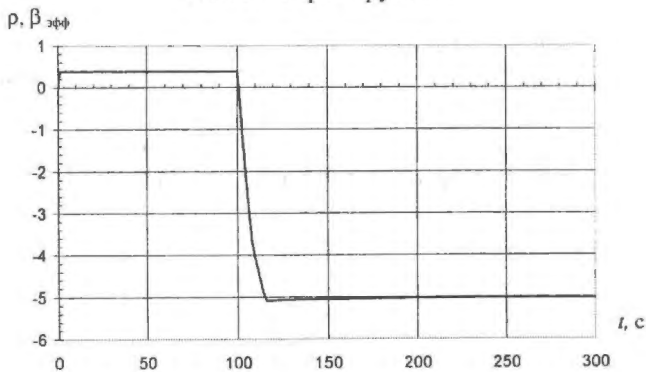


Рис. 11. Сброс группы 4

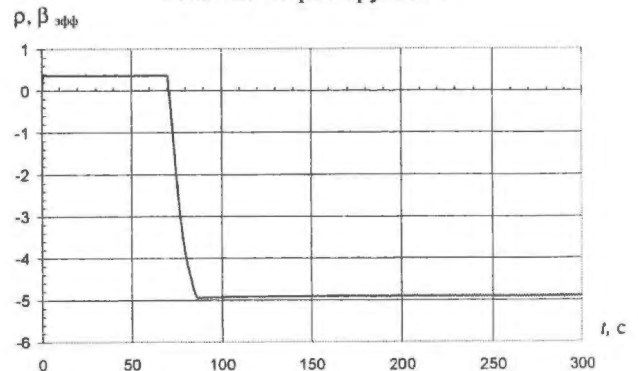


Рис. 12. Сброс группы 5

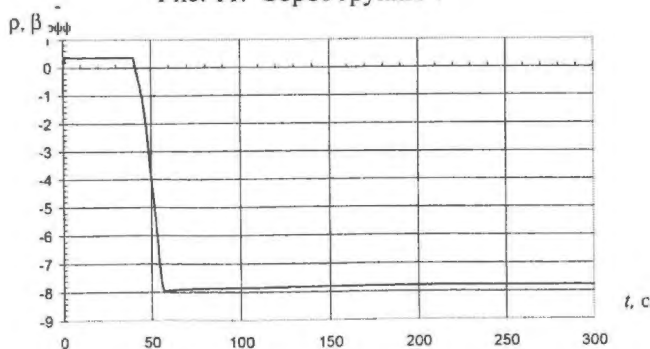


Рис. 13. Сброс группы 6

Все полученные результаты сведены в табл. 2.

Таблица 2. Результаты измерения подкритичности

Исходная надкритичность и группа стержней	Показание реактиметра при штатной скорости сброса	Показание реактиметра при скорости сброса 200 см/с	Исходный $K_r$ (YX)	Конечный $K_r$ (YX)
Штатная группа, надкритичность 0,17 $\beta_{эфф}$	6,40 $\beta_{эфф}$	6,41 $\beta_{эфф}$	3,21 (3622)	2,99 (3114)
Штатная группа, подкритичность 0,01 $\beta_{эфф}$	6,18 $\beta_{эфф}$	6,18 $\beta_{эфф}$	2,11 (3622)	3,01 (5063)
МГ, надкритичность 0,06 $\beta_{эфф}$	4,05 $\beta_{эфф}$	4,01 $\beta_{эфф}$	27,22 (4663)	23,19 (5063)
МГ, надкритичность 0,46 $\beta_{эфф}$	4,06 $\beta_{эфф}$	4,01 $\beta_{эфф}$	26,71 (4663)	22,92 (5063)
Группа 2	6,13 $\beta_{эфф}$	—	28,43 (3163)	15,44 (3263)
Группа 3	5,93 $\beta_{эфф}$	—	26,75 (3163)	14,21 (3263)
Группа 4	5,06 $\beta_{эфф}$	—	13,48 (5420)	12,67 (5417)
Группа 5	4,95 $\beta_{эфф}$	—	20,54 (1333)	14,89 (1333)
Группа 6	7,97 $\beta_{эфф}$	—	11,76 (2640)	8,33 (2737)

Для сравнения приведем величину подкритичности состояния реактора со всеми погруженными стержнями СУЗ, рассчитанную по условно-критической модели (без учета влияния внутренних источников), — она оказалась равна 4,29  $\beta_{эфф}$ .

Анализ результатов показывает, что:

— значение подкритичности, полученное методом сброса стержней, мало зависит от скорости сброса стержней. Различие в результатах составляет примерно 1 %, что близко к погрешности реактиметра. Такое постоянство является следствием того, что сброс стержней начинается с мощности реактора, на несколько порядков превышающей исходный (фоновый) уровень мощности;

— значение подкритичности, полученное методом сброса стержней, также мало зависит от надкритичности реактора перед сбросом стержней СУЗ. Разница в результатах составила примерно 2 – 3 %. Этот вывод, очевидно, объясняется тем, что в каждый момент времени  $t$ , включая момент останова стержней  $t_{ост}$ , реактиметр рассчитывает реактивность состояния реактора  $\rho(t)$ , которая никак не зависит от исходной реактивности;

— наиболее важным выводом из проведенных исследований является явная и сильная зависимость результатов, получаемых рассматриваемым методом, от количества и расположения стержней СУЗ, выбранных для вывода реактора в критсостояния и последующего сброса. Различие результатов, полученных при сбросе различных групп стержней, существенно больше погрешности реактиметра (табл. 2). Результаты, наиболее близкие к условно-критическим, дает сброс стержней из наиболее искривленных исходных состояний (МГ, группы 4 и 5).

Объяснение факта зависимости результатов от группы стержней СУЗ лежит в характере изменения пространственно-временной зависимости плотности нейтронного потока в активной зоне реактора в процессе сброса стержней СУЗ. Известно, что “точечная” модель реактора, на которой построен штатный

реактиметр, справедлива только в приближении, когда пространственная форма плотности нейтронного потока сохраняется, а пространственно-временные переменные разделяются:

$\Phi(\vec{r}, t) = A(t)\Psi(\vec{r})$ , где  $A$  — амплитуда,  $\Psi$  — функция формы; в этом случае уравнение переноса нейтронов, например, в диффузионном приближении  $\partial\Phi/\partial t + \Delta\Phi = \hat{L}\Phi$  преобразуется к виду  $\dot{A}\Psi + A\Delta\Psi = A\hat{L}\Psi$ . Здесь  $\hat{L}$  — суммарный оператор деления, поглощения и рассеяния нейтронов. Делением на  $A\Psi$  получим:

$$\frac{\dot{A}}{A} = \frac{\Delta\Psi}{\Psi} + \frac{\hat{L}\Psi}{\Psi} = \text{const}, \quad (1)$$

что дает для  $A$  решение в виде экспоненты, а для  $\Psi$  — стационарное уравнение переноса.

Понятно, что чем меньше в процессе сброса стержней деформируется пространственная форма плотности потока нейтронов, тем точнее решение нестационарного уравнения переноса можно представить в виде (1) и тем точнее динамика процесса будет описываться “точной” моделью, а следовательно, и реактиметром, построенным на ней. Подчеркнем, что речь здесь должна идти именно о деформации формы энерговыделения, а не о степени ее исходной неравномерности.

Процесс деформации пространственной формы плотности нейтронного потока можно приближенно описывать с помощью коэффициента радиальной неравномерности  $K_r$ :

$$K_r = \frac{\Psi_r^{\max}|_{s_r}}{\bar{\Psi}}, \quad \Psi_r = \frac{1}{H} \int dz \Psi(\vec{r}), \quad \bar{\Psi} = \frac{1}{V} \int d\vec{r} \Psi(\vec{r}).$$

Для иллюстрации приведем графики изменения  $K_r$  в процессе сброса групп стержней (рис. 14 – 20, скорость сброса 40 см/с).

На рис. 21 для наглядности приведен сводный график изменения  $K_r$  в относительных единицах  $K_r' = K_r / K_r^0$ .

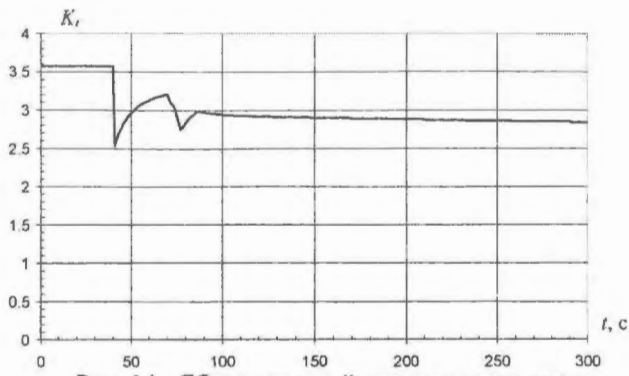


Рис. 14. Сброс штатной последовательности

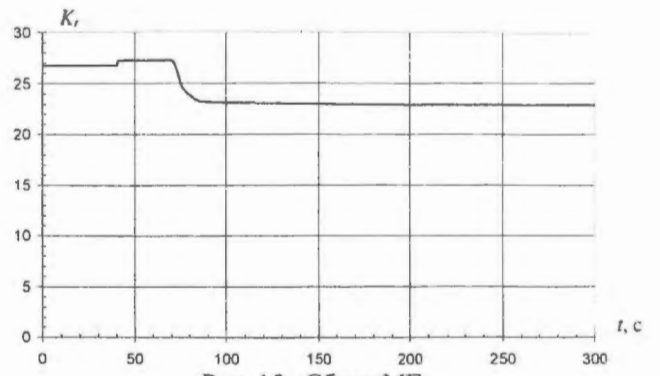


Рис. 15. Сброс МГ

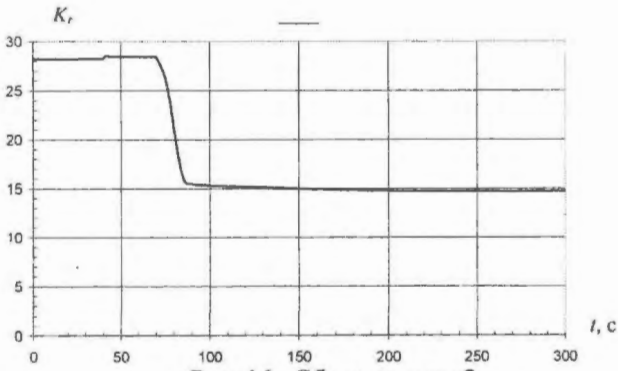


Рис. 16. Сброс группы 2

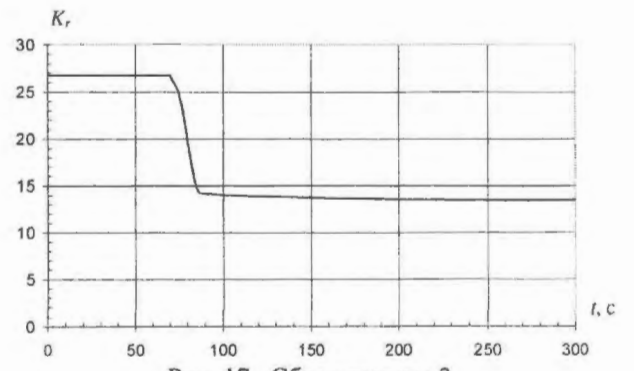


Рис. 17. Сброс группы 3

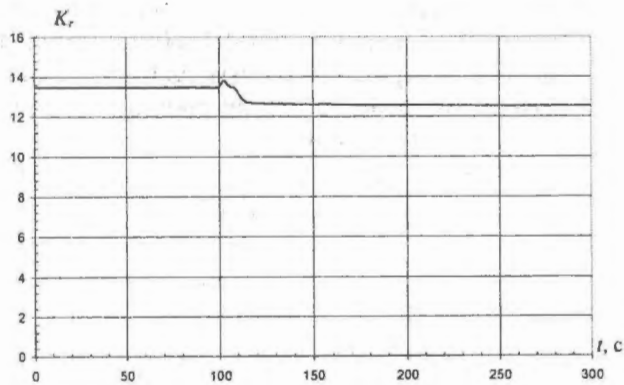


Рис. 18. Сброс группы 4

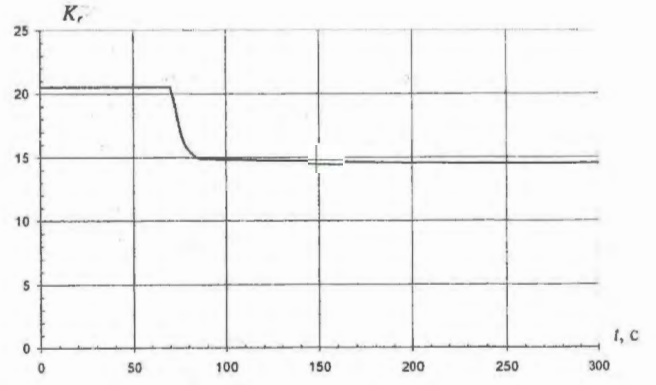


Рис. 19. Сброс группы 5

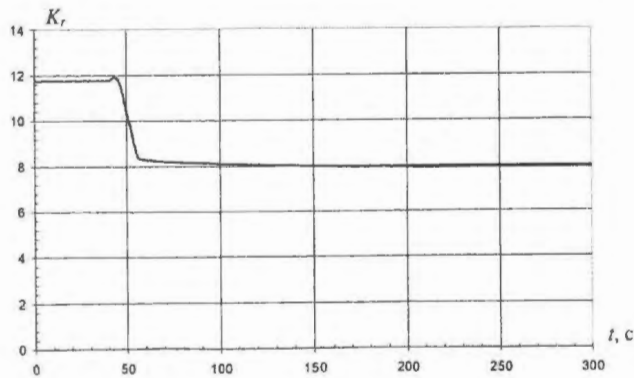


Рис. 20. Сброс группы 6

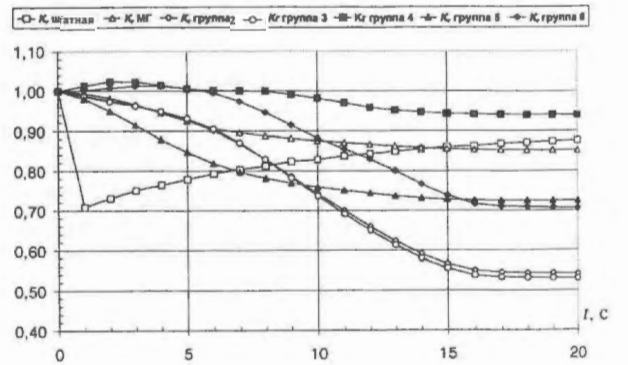


Рис. 21. Сводный график поведения  $K_r$  для всех групп во время сброса

Введем для характеристики изменения  $K_r$  отношение  $\delta K_r = K_r^{\max}/K_r^{\min}$  ( $t \in T_{сбр}$ ). Наименее всего меняется  $K_r$  при сбросе МГ и группы 4: отношение  $K_r^{\max}/K_r^{\min}$  составило для них соответственно 1,17 и 1,09 (рис. 21). Из табл. 2 следует, что наиболее близким к результату условно-критической модели оказался результат сброса именно минимальной группы стержней и группы 4. Однако, помимо изменения величины  $K_r$ , следует учитывать также и координаты канала максимальной мощности в активной зоне. Для применения "точечной" модели реактора к процессу сброса стержней СУЗ расположение максимального канала не должно сильно меняться. Из табл. 2 следует, что при сбросе штатной пусковой последовательности это требование не выполняется, тогда как для МГ и группы 4 оно соблюдено – отклонение положения максимума энерговыделения составляет не более 0,5 м. Таким образом, наиболее близкое к "точечному" поведение демонстрирует реактор с наиболее искривленным исходным полем энерговыделения.

Покажем, что при таком способе введения реактивности, когда пространственная форма нейтронного поля в процессе ввода не изменится *совершенно*, результат, полученный с помощью динамического метода сброса стержней СУЗ, совпадет с результатом статического условно-критического расчета. Для этого приведем расчеты введения отрицательной реактивности в исходное состояние реактора не с помощью сброса конкретных стержней СУЗ, а с помощью одновременного и равномерного изменения (в частности, уменьшения) макроконстант сечения деления  $\nu\Sigma_{f1}$  и  $\nu\Sigma_{f2}$  во всех топливных ячейках. Изменение макроконстант проводилось за время, равное времени сброса стержней СУЗ, и так, чтобы в конечном состоянии реактор имел такую же

подкритичность, как и после погружения всех стержней СУЗ. Напомним, что подкритичность конечного состояния по условно-критической модели равна  $4,29 \beta_{эфф}$ . Результат ввода реактивности через изменение констант приведен в табл. 3. Кривизна плотности нейтронного потока при таком способе ввода реактивности не изменяется ( $K_r^{\max} = K_r^0 = 2,66$ ). Показания реактиметра составили  $4,25 \beta_{эфф}$ , что совпадает с расчетами по условно-критической модели с точностью менее 1 %, что и требовалось доказать.

Т а б л и ц а 3. Результаты измерения подкритичности с помощью изменения макросечений деления

Исходное состояние	Результаты
После извлечения штатной последовательности и компенсации реактора ( $\rho_0 = 0,10 \beta_{эфф}$ ) $K_r^0 = 2,66$ (5345)	$- 4,25 \beta_{эфф}$ $\delta = 1 \%$ $K_r^{\max} = 2,66$ (5345)

Таким образом, основной вывод из проведенных исследований состоит в том, что для корректности и повторяемости результатов измерения реактивности динамическим методом критерием выбора группы стержней должна служить неизменность пространственного профиля нейтронного поля в процессе погружения стержней в активную зону. Однако в РБМК общее количество стержней СУЗ, используемых для измерения подкритичности, составляет примерно 130 шт., что весьма мало (примерно 7 %) по сравнению с общим количеством каналов в активной зоне реактора (1884). Отсюда следует, что вероятность удовлетворения поставленному критерию довольно низка. Это повышает роль программных способов для расчетов подкритичности реактора с помощью 3-D полномасштабных программ нейтронной кинетики.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шкурпелов А.А., Борщев В.П., Веселов В.П. и др. Программа БОКР-БИС двумерного расчета РБМК на ЭВМ серии ЕС.// Атомная энергия, 1981, т. 50, вып. 5. – С. 352 – 353.
2. Ионов А.И., Подлазов Л.Н., Чичулин Н.Л. Исследования динамических свойств нейтронного поля при несанкционированном извлечении стержней СУЗ при выводе реактора РБМК из подкритического состояния. Годовой отчет НИКИЭТ, 2002. – С. 98 – 101.

3. Danilova E.N., Podlazov L.N., Ivont'eva T.N., Chichulin N.L. Package of codes of DINA series intended for solution of neutron spatial kinetics equations. RDIFE. Topical meeting on 3D computer codes for RBMK core and system analysis, 18 – 22 November 1996, Munich.

4. Babaytsev M.N., Fedosov A.M., Glembotsky A.V. et al. The STEPAN Code for RBMK Reactor Calculation: Препринт № IAE/5660/5. – М.: РНЦ "КИ", 1993.

Статья поступила в редакцию 17 ноября 2003 г.  
Вопросы атомной науки и техники.  
Сер. Физика ядерных реакторов, 2003, вып. 3, с. 6 – 12.

Хаотическая динамика ядерных реакторов<sup>1</sup>

Н.С. Постников,

НИИ механики Нижегородского госуниверситета, 603950, Н.Новгород, пр. Гагарина, 23, к. 6

Представлен обзор результатов по изучению динамического хаоса в ядерных реакторах, полученных автором работы. Приведены новые результаты по исследованию импульсных стохастических режимов в реакторах с газообразным топливом, водо-водяных кипящих реакторах и в исследовательских реакторах малой мощности.

**CHAOTIC DYNAMICS OF NUCLEAR REACTORS. N.S. POSTNIKOV.** The review of results obtained by the author and devoted to the analysis of dynamic chaos in nuclear reactors is presented. The new results of the impulse stochastic regime analysis in gas-fuel reactors, water-cooled and water-moderated boiler reactors and research low-energy reactors are given.

## 1. Теория и приложения динамического хаоса

Одним из важнейших открытий, сделанных во второй половине прошлого века, явилось установление факта, что нелинейная детерминированная динамическая система при отсутствии в ней каких-либо случайных внешних возмущений или параметров может генерировать стохастические колебания или другими словами порождать динамический или детерминированный хаос.

Такой хаос возникает в ситуации, когда в фазовом пространстве динамической системы имеется ограниченная область, из которой траектории не выходят, и при этом эти траектории являются неустойчивыми по Ляпунову. В такой области, наряду с конечным числом неустойчивых состояний равновесия, может существовать бесконечное (счетное) число неустойчивых периодических траекторий, между которыми блуждают все другие траектории. Притягивающим множеством для них служат странные (хаотические) аттракторы, состоящие из континуума неустойчивых траекторий. В силу неустойчивости сколь угодно близкие вначале траектории расходятся на конечном интервале времени. При этом становится практически невозможным предсказать длительное поведение детерминированной динамической системы, поскольку реально можно задать начальные условия лишь с конечной степенью точности.

Первые работы по исследованию динамического хаоса появились в начале шестидесятых годов прошлого столетия. Бурный поток публикаций по этой теме начал наблюдаться с середины семидесятых годов и продолжается в настоящее время. В результате совместных усилий ученых из различных стран достигнуты значительные успехи в решении данной проблемы: выяснены механизмы и сценарии возникновения де-

терминированного хаоса, определены его количественные характеристики, разработаны аналитические и численные методы исследования хаоса. Основные результаты по теории динамического хаоса изложены в книгах [1 – 18].

Тем не менее по некоторым важным вопросам теория динамического хаоса еще далека до завершения. В частности, отсутствуют конструктивные критерии хаоса, применимые к любой заданной нелинейной системе.

Известно, что хаос в нелинейных системах возникает при наличии в их фазовом пространстве гомоклинических структур, включающих седловые состояния равновесия или периодические движения и двоякоасимптотические к ним траектории. Имеются критерии хаоса, которые связывают его возникновение с существованием таких траекторий, приближающихся к седловым движениям как при возрастании, так и при убывании времени. Подобные критерии труднопроверяемы, так как требуют определения условий взаимного пересечения неустойчивых и устойчивых инвариантных многообразий седловых движений. Построение же инвариантных многообразий – весьма сложная задача, особенно для систем высокого порядка и распределенных систем.

Более удобными для использования были бы критерии, которые связывают наличие хаоса с параметрами правых частей исследуемой системы или с характеристиками, легко вычисляемыми по правым частям системы. Однако в общей теории динамического хаоса такие критерии, применимые к любой рассматриваемой нелинейной системе, в настоящее время отсутствуют. Поэтому применение общей теории к выявлению динамического хаоса в конкретных задачах, как правило,

<sup>1</sup> Работа поддержана грантом РФФИ (проект 03-02-16056)

оказывается невозможным. Актуальной остается задача разработки конструктивных критериев хаоса, применимых к конкретным классам нелинейных систем, описывающих динамические процессы в той или иной области знаний.

Стохастические колебания, начиная с модели тепловой конвекции, рассмотренной Лоренцом в 1963 г., за прошедшие сорок лет выявлены и исследованы в многочисленных динамических системах из различных областей естествознания и техники. Хаос обнаружен в гидродинамике, радиофизических, электротехнических, биологических системах, механике, в области химических реакций, моделях циркуляции атмосферы и во многих других областях. Многочисленные примеры динамического хаоса в конкретных системах можно найти в работах [1 – 18].

Во многих случаях стохастические колебания считаются недопустимыми, поскольку в стохастиче-

## 2. Основные результаты по исследованию хаотических колебаний в динамике ядерных реакторов

Хаотические колебания могут реализоваться и в очень сложных технических устройствах, какими являются ядерные реакторы. В июле 1984 г. автор данной работы сделал доклад на Всесоюзном семинаре по динамике ядерных энергетических установок, в котором шла речь о возможности возникновения стохастических автоколебаний в системах регулирования мощности ядерного реактора. Одновременно с этим была направлена статья [19] в сборник “Вопросы атомной науки и техники”, в которой были опубликованы результаты, изложенные в докладе. Это были первые в мире работы по хаотической динамике ядерных реакторов. С тех пор и по настоящее время автор проводит систематические исследования динамического хаоса в ядерных реакторах. Полученные им результаты по данной теме опубликованы более чем в сорока работах, в том числе в двенадцати статьях в журнале “Атомная энергия” и в семи статьях в сборниках “Вопросы атомной науки и техники”. Все основные результаты изложены в работах [19 – 50].

Следует отметить, что работ других авторов по хаотической динамике ядерных реакторов насчитывается совсем немного (наиболее важными из них являются работы [51, 52]). Связано это вовсе не с тем, что тема неактуальна, а с огромными сложностями, возникающими при попытке решения конкретных задач. Эти сложности в первую очередь обусловлены тем, что общая теория из-за отсутствия конструктивных критериев хаоса не позволяет выявить хаотические колебания в конкретных задачах динамики реакторов и определить тем самым предмет дальнейших исследова-

ских режимах неизвестна точная зависимость параметров от времени. В связи с этим разработаны и находят применение методы подавления хаотических колебаний и регулируемого перехода от хаотических режимов к регулярным. Однако в последнее время появились исследования в направлении практического использования динамического хаоса и конструирования хаотических систем с заданными характеристиками. В частности, хаотические колебания используются в системах регулирования с целью улучшения качества управления. Разработаны способы сжатия, кодирования, переработки и передачи информации с помощью динамического хаоса. Хаотические колебания находят применение в различных радиотехнических и электронных устройствах. В настоящее время исследования хаоса в конкретных динамических системах активно продолжаются. Сфера приложений динамического хаоса постоянно расширяется.

Авторы работ [51, 52], занимаясь изучением динамики конкретных реакторов, натолкнулись на нерегулярные колебания в простейших моделях этих реакторов и правильно определили, что эта нерегулярность является проявлением динамического хаоса. В работе [52] хаос обнаружен и исследован в моделях импульсных реакторов периодического действия, а в статье [51] хаотические колебания выявлены в точечной модели реактора с линейной обратной связью, описывающей динамику конкретного кипящего реактора.

Автор данной работы, не связывая себя поначалу с каким-либо конкретным типом реакторов, проводил систематический и целенаправленный поиск динамического хаоса в самых разнообразных классах нелинейных моделей ядерного реактора. Рассматривались различные нелинейности, которые могли бы привести к возникновению динамического хаоса в реакторах. Это в первую очередь естественная и присущая только ядерным реакторам нелинейность типа произведения мощности на реактивность, а также нелинейные зависимости реактивности и коэффициента размножения нейтронов от параметров реактора, нелинейности в системах управления, связанные с ограниченным вкладом регулирующих органов в реактивность и их перемещением по активной зоне реактора, и нелинейность релейного типа в механизмах, приводящих в движение регулирующие стержни. Большое внимание уделялось изучению предельно упрощенных моделей реактора, что позволяло получить важные качественные результаты.

Для изучения хаоса в моделях реактора использовались методы и результаты теории динамичес-

кого хаоса и, в частности, метод точечных отображений и методы сравнения, сводящие исследование нелинейных систем к анализу вспомогательных преобразований или систем, сохраняющих свойства исходной модели. Кроме этого использовались статистические методы, позволяющие определять средние характеристики колебаний.

При исследовании динамического хаоса важнейшее значение имеют численные методы. Автором разработаны специальные алгоритмы и программы численного исследования хаоса на ЭВМ, ориентированные на определенные классы нелинейных моделей реактора. С их помощью проводился расчет на ЭВМ установившихся автоколебаний, строились сечения Пуанкаре и вычислялись количественные характеристики хаотических движений. Диагностическим признаком хаоса служили плотное и нерегулярное во времени заполнение траекторией отдельных областей фазового пространства и сечений Пуанкаре, а также непрерывный Фурье-спектр колебаний, убывание до нуля автокорреляционной функции, положительность показателя Ляпунова.

В работах [19 – 50] с помощью известных, а также специально разработанных методов получены следующие результаты. Определены разнообразные случаи возникновения хаоса, различные типы хаотических колебаний и хаотических аттракторов в нелинейных моделях ядерного реактора – выделены типы внутренних и внешних обратных связей и типы нелинейностей, при которых стохастические колебания в реакторе могут возникать, и те обратные связи, при которых они невозможны. Показано, что наряду с временным хаосом, при котором форма распределения нейтронного поля не меняется со временем, в реакторах больших размеров возможен пространственно-временной хаос, характеризующийся тем, что в процессе колебаний случайными оказываются не только временные реализации процесса, но и пространственные распределения нейтронного поля. Выяснена роль запаздывающих нейтронов и всех перечисленных выше нелинейностей в возникновении хаоса, определены его механизмы и сценарии возникновения при изменении параметров реактора, выделены множества параметров, при которых реактор генерирует стохастические колебания (области стохастичности.). Проведено вычисление различных характеристик динамического хаоса и исследована их зависимость от параметров реактора. Разработаны легко проверяемые критерии хаоса для разнообразных моделей реактора, применявшиеся для выявления конкретных типов ядерных реакторов, в которых воз-

можна реализация стохастических режимов. Определены различные случаи, когда хаотические колебания целесообразно использовать в качестве установившегося режима работы реактора, и предложены способы выбора параметров, при которых в реакторе реализуется стохастический режим. Рассмотрены задачи управления хаотическими колебаниями в ядерных реакторах.

Суммируя сказанное, можно сказать, что в работах [19 – 50] созданы теоретические основы хаотической динамики ядерных реакторов и определены возможные приложения динамического хаоса в реакторах. Полученные результаты вывели исследования хаоса в ядерных реакторах на такой же высокий уровень исследований хаоса, который достигнут в некоторых других областях науки и техники. По ряду позиций (выработка критериев хаоса, синтез хаотических систем) исследования хаоса в динамике реакторов находятся на уровне, который еще не достигнут в других областях. Получены оригинальные критерии, связывающие возникновение хаоса в нелинейных моделях реактора со свойствами импульсных или переходных функций, характеризующих линейные части исследуемых систем [24, 33, 36, 38, 43 – 46]. Построены одномерные отображения, стохастичность которых служит критерием хаоса в моделях реакторов. Для этих отображений получены аналитические выражения, использующие лишь явный вид переходной и импульсной функций. Предложенные критерии связали возникновение хаоса с такими характеристиками, которые ранее для прогнозирования хаоса нигде не использовались, но широко применяются при исследовании других свойств нелинейных систем, таких, например, как устойчивость и ограниченность движений. Полученные критерии очень удобны для практического использования, так как связывают наличие хаоса с легко вычисляемыми по правым частям характеристиками исследуемых систем.

В работах [33, 36, 38, 43, 44] определены условия, при которых рассмотренные классы нелинейных моделей реактора эквивалентны классу кусочно-линейных систем. Поэтому критерии хаоса, полученные для моделей реактора, переносятся на этот важный класс нелинейных систем общего вида. Таким образом, не теория динамического хаоса дает методы для исследования хаотической динамики ядерных реакторов, а наоборот, способы, разработанные при решении конкретных задач динамики реакторов, служат источником критериев хаоса для нелинейных систем общего вида.

### 3. Хаотические колебания в реакторе с нелинейными системами регулирования

Следует отметить, что ядерные реакторы явились одними из самых первых объектов, для которых представлены и обоснованы случаи практического использования стохастических колебаний. Было предложено реализовать эти колебания в системах стабилизации мощности и нейтронного поля реактора [19 – 21, 26, 27, 30, 31, 35, 41]. Дело в том, что многие современные реакторы характеризуются нестабильностью нейтронного поля и их эксплуатация осуществляется только при наличии специальных систем автоматического регулирования. В практике управления реакторами используются релейные и дискретные системы регулирования. Таким системам присущи неидеальности типа временного и пространственного запаздываний (зона нечувствительности, петля гистерезиса). Из-за этого в условиях неустойчивого объекта регулирования установившимся режимом работы регулируемого реактора служат автоколебания. В работах [19 – 21, 26, 27, 30, 31, 35, 41] исследование динамики реактора с системой регулирования проведено в рамках точечных уравнений кинетики и уравнений однопикового диффузионного приближения. Показано, что если реактор является колебательно-неустойчивым, то возникающие автоколебания в широком диапазоне параметров реактора и системы регулирования носят стохастический характер. Получены критерии, которые связывают существование стохастических колебаний с взаимным расположением на комплексной плоскости корней двух характеристических уравнений, соответствующих объекту регулирования (реактору) и системе регулирования. Аналогии таких критериев в теории динамического хаоса отсутствуют. Исследована зависимость характеристик автоколебаний от параметров. Выяснено, что в стохастических режимах частота введения управляющих воздействий существенно ниже, чем в периодических режимах. Поэтому, реализуя в системе регулирования стохастический режим и уменьшая тем самым частоту включения механизмов, перемещающих регулирующие органы, можно увеличить срок службы этих механизмов. В работах [30, 31, 35, 41] разработаны методики синтеза управляющих сигналов, при которых в реакторе с системой регулирования реализуется стохастический режим с минимальной частотой введения управляющих воздействий. Эти методики применимы как к односвязным системам регулирования мощности реактора [30], так и к многосвязным системам стабилизации нейтронного поля [41]. Эффективность предложенных способов синтеза проиллюстрирована на примерах различных типов обратных связей, встречающихся в реакторах и приводящих к их неустойчивости.

Применение разработанных методик к конкретным реакторам позволит улучшить качество регулирования мощности и нейтронного поля.

Результаты, полученные при исследовании моделей реактора с релейной системой регулирования, явились новыми не только для динамики реакторов, но и для класса релейных систем с гистерезисом и колебательно-неустойчивой линейной частью. Оказалось, что динамический хаос, выявленный в этом классе нелинейных систем при решении задач динамики реакторов, ранее в этом классе систем не был обнаружен и не исследовался. Первой работой по хаотической динамике релейных систем с гистерезисом и колебательно-неустойчивой линейной частью явилась статья [22]. Дальнейшие результаты получены в работах [23, 29, 32, 35], в которых проведено детальное исследование хаотических колебаний в двумерных и трехмерных системах с гистерезисом. Исследование динамики таких систем сведено к построению и анализу одномерных отображений. Для этих отображений проведено приближенное построение плотности вероятности и на ее основе вычислено среднее значение интервала времени между последовательными переключениями реле. Выявлены разнообразные типы хаотических колебаний и хаотических аттракторов в двумерных и трехмерных релейных системах. В пространстве параметров этих систем выделены области стохастичности, отвечающие различным типам хаотических движений. Критерии хаоса и методы синтеза законов обратной связи, разработанные в работе [30] применительно к моделям регулируемого реактора, распространены в статье [35] на общий класс релейных систем с гистерезисом и произвольным колебательно-неустойчивым объектом. Предложены способы выбора управляющих сигналов, обеспечивающие в релейных системах произвольного порядка тот же стохастический режим и ту же частоту переключений реле, что и в выбранной в качестве эталона двумерной или трехмерной системе. Методика синтеза позволяет существенно понизить частоту введения управления по сравнению с периодическими режимами, возникающими при неправильном выборе закона управления.

В работах [25, 37, 46, 47] хаотические колебания выявлены и исследованы в моделях реактора с такими нелинейными обратными связями, которые обеспечивают существование в реакторе не одного, как обычно, а нескольких стационарных состояний. Показано, что если все они неустойчивы, то в реакторе возможны хаотические колебания, в процессе которых траектории системы блуждают между стационарными состояниями в

пределах того или иного хаотического аттрактора. Выяснено, что в реакторе с нелинейными обратными связями могут реализоваться многие из известных типов хаотических аттракторов, таких как спиральный, двойной спиральный, аттрактор Лоренца и другие. Кроме того, в работах [37, 39, 46] выявлен и исследован новый хаотический аттрактор, названный двойным винтовым аттрактором. В качестве примеров рассмотрены модели реактора со степенными (квадратичными, кубиче-

#### 4. Временные импульсные стохастические режимы и режимы импульсной турбулентности нейтронного поля

Важнейшим из полученных результатов явилось то, что были выявлены новые режимы работы ядерных реакторов – автоколебательные импульсные стохастические режимы [24, 33, 34, 36 – 38, 40, 42 – 50]. Эти режимы состоят в том, что в реакторе через случайные промежутки времени происходят нейтронные вспышки случайной интенсивности, а между ними плотность нейтронов колеблется на низком уровне. При этом, если размеры реактора малы, то вспышки охватывают сразу всю активную зону (реализуется режим временного импульсного хаоса). Если же размеры реактора достаточно велики, то нейтронные импульсы случайной интенсивности, происходящие через случайные промежутки времени, охватывают не всю активную зону, а происходят в локальных областях реактора, размеры, форма и расположение которых в активной зоне нерегулярно меняются со временем. В фиксированные моменты времени в одних зонах реактора происходят нейтронные вспышки, в то же время в других областях реактора плотность нейтронов находится на низком уровне. При очень больших размерах активной зоны нейтронные вспышки происходят не прекращаясь. Не успевает закончиться вспышка в одной локальной зоне, как начинается один или более импульсов в других зонах. Это режим пространственно-временного хаоса, впервые выявленный в работе [42] и названный в статье [45] режимом импульсной турбулентности нейтронного поля.

Импульсный хаос является принципиально новым, присущим только ядерным реакторам. Ему нет аналогов в других областях науки и техники. Хаотические аттракторы, отвечающие импульсному хаосу, также являются новыми и не сводятся ни к одному из известных типов хаотических аттракторов. Они могут пополнить список широко известных аттракторов.

Следует подчеркнуть, что в стохастических режимах нейтронные импульсы случайной интенсивности генерируются исключительно за счет

скими) и кусочно-линейными зависимостями реактивности и коэффициента размножения от параметров реактора. В случае, когда все неустойчивые состояния сосредоточены в ограниченной области фазового пространства, то и хаотические движения происходят в этой области. Если размеры этой области достаточно малы, то столь же малой будет амплитуда хаотических колебаний, и эти колебания могут оказаться допустимыми при эксплуатации реактора.

действия детерминированных внутренних обратных связей по реактивности при отсутствии в реакторе каких-либо внешних возмущений или параметров.

В работах [40, 42 – 47] проведено исследование импульсных стохастических режимов в рамках точечных и распределенных моделей реактора с обратными связями общего вида, не относящимися к конкретным типам реакторов. Определены механизмы и сценарии возникновения импульсных стохастических режимов, исследованы их основные свойства. Получены критерии возникновения импульсного хаоса. Показано, что он возникает в реакторах при увеличении коэффициента усиления обратной связи (мощности реактора), если обратные связи в этих реакторах таковы, что их импульсная функция (отклик реактивности на импульсное изменение плотности нейтронов) является отрицательной и немонотонной.

Показано [43 – 50], что этому критерию могут удовлетворять плотностные обратные связи, присущие классу ядерных реакторов со сжимаемым топливом или теплоносителем. К этому классу реакторов относятся перспективные реакторы на газообразном топливе и широко применяемые на практике водо-водяные кипящие реакторы и реакторы с газообразным теплоносителем.

В работах [45 – 50] начато исследование возможности, допустимости и целесообразности реализации импульсных стохастических режимов в реакторах со сжимаемым топливом или теплоносителем. Исследование проводится путем прямого расчета на ЭВМ предлагаемых режимов по специально разработанным моделям, алгоритмам и программам. Для описания изменения плотности нейтронов используются уравнения одnogруппового диффузионного приближения. Плотностные обратные связи и параметры газообразного топлива, кипящего или газообразного теплоносителя описываются распределенными уравнениями состояния, неразрывности, движения и теплового баланса.

## 5. Возможность, допустимость и целесообразность реализации импульсных стохастических режимов в реакторах с газообразным ядерным топливом

Реакторы на газообразном топливе являются перспективным типом ядерных реакторов, которые могут быть основой ядерных ракетных двигателей, а также служить мощным источником электроэнергии. Возможность возникновения акустического импульсного хаоса в реакторах с газообразным ядерным топливом впервые выявлена в работе [34].

Основными параметрами, определяющими динамику реакторов с газообразным топливом, являются стационарная мощность, плотностной коэффициент реактивности, трение, препятствующее движению топливного газа, скорость звука в газообразном топливе, отношение скорости топлива к скорости звука, отношение постоянной времени изменения плотности нейтронов к времени прохода звуком активной зоны, размеры реактора.

Известно, что при достаточно большой стационарной мощности в реакторах рассматриваемого типа неизбежно происходит самовозбуждение акустических колебаний в топливном газе. Причиной акустической неустойчивости является достаточно сильная зависимость коэффициента размножения нейтронов от плотности газообразного топлива. Возникающие акустические колебания могут быть как неограниченными, так и ограниченными. В последнем случае реализуются периодические или стохастические автоколебательные режимы.

Проводимые исследования показывают, что импульсные стохастические режимы возникают при увеличении мощности реактора или плотностного коэффициента реактивности и углублении этих параметров в область неустойчивости стационарного режима. На основе численного построения и анализа свойств импульсной функции плотностной обратной связи в пространстве параметров реактора выделены области импульсного хаоса. С помощью численных расчетов на ЭВМ определено, как меняется амплитуда автоколебаний при пересечении тем или иным параметром границы области устойчивости стационарного режима и последующем углублении выбранного параметра в область неустойчивости. Построены зависимости амплитуд автоколебаний от перечисленных выше параметров. На основе анализа этих зависимостей выяснено, что параметры реактора всегда можно выбрать так, что несмотря на значительную амплитуду колебаний плотности нейтронов амплитуды колебаний температуры, плотности, давления, скорости циркуляции газообразного топлива не превысят допустимых пределов.

Поэтому предлагаемые стохастические режимы могут быть реализованы в реакторах с газообразным топливом.

Показано, что важную роль в возникновении акустического импульсного хаоса и ограничении амплитуды хаотических колебаний играет трение, препятствующее движению топливного газа [34]. Выяснено, что при достаточно большом трении размах колебаний плотности нейтронов и других параметров медленно возрастает с ростом стационарной мощности реактора или плотностного коэффициента реактивности. В этом случае переход к хаосу и сам стохастический режим оказываются безопасными для реактора. Если же трение мало, то граница области устойчивости оказывается опасной. При ее переходе параметрами реактора происходит резкое возрастание мощности, способное привести к аварии.

Показано, что целесообразность реализации акустических импульсных стохастических режимов в реакторах с газообразным топливом в первую очередь определяется тем, что в этих режимах можно достигнуть таких высоких уровней мощности, при которых стационарный режим реактора заведомо неустойчив, а его стабилизация имеющимися средствами управления невозможна из-за высокой частоты акустических колебаний. При этом выяснено, что мощность реактора в режиме импульсного хаоса может значительно превосходить и ту мощность, которую бы имел реактор в том неустойчивом стационарном режиме, из которого развивается режим акустического хаоса.

В предлагаемых режимах нейтронные импульсы сопровождаются колебаниями плотности, температуры, давления, скорости газообразного топлива. С одной стороны, амплитуда этих колебаний не должна превышать допустимых пределов, а с другой стороны, из этих колебаний можно извлечь пользу, причем тем большую, чем больше размах колебаний. Колебания скорости газообразного топлива можно использовать для прямого преобразования ядерной энергии в механическую, в частности, для увеличения скорости циркуляции топлива через реактор и теплообменник. В случае, когда температура колеблющегося топлива высока настолько, что топливный газ диссоциирован и ионизирован, то за счет колебаний среды можно осуществить прямое преобразование ядерной энергии в электрическую с помощью магнитоиндукционных методов.

Важно то, каким образом при увеличении размеров активной зоны происходит переход от вре-

менных акустических стохастических режимов к акустическим режимам импульсной турбулентности нейтронного поля. Показано, что при таком переходе и последующем неограниченном увеличении размеров активной зоны амплитуда и другие характеристики колебаний газообразного топлива, происходящих в локальных зонах реактора, остаются примерно такими же, какими они были в режиме временного импульсного хаоса. Поэтому режим импульсной турбулентности одинаково приемлем в реакторах любых, сколь угодно больших размеров и его реализация позволит неограниченно увеличивать размеры и мощность реакторов на газообразном топливе.

Следует отметить, что увеличение размеров реакторов – один из универсальных способов повышения их мощности и удешевления получаемой энергии. Однако в реакторах, работающих в традиционных устойчивых стационарных режимах, такое увеличение приводит к возникновению про-

странственной неустойчивости нейтронного поля, к его высокой чувствительности к локальным внешним возмущениям. При этом затруднительным, а часто невозможным становится традиционное управление реакторами, целью которого служит поддержание постоянными его параметров. Импульсная турбулентность – это саморегулируемый с помощью внутренних обратных связей и управляемый с помощью внешних обратных связей автоколебательный режим. Полученные автором результаты могут стать основой для разработки и создания ядерных реакторов на газообразном топливе (а возможно и других типов реакторов со сжимаемым топливом или теплоносителем), основным режимом работы которых будет режим импульсной турбулентности нейтронного поля. Размеры таких реакторов могут измеряться многими десятками и даже сотнями метров, а их мощность может многократно превысить мощность действующих в настоящее время реакторов.

## **6. Возможность, допустимость и целесообразность реализации импульсных стохастических режимов в водо-водяных кипящих реакторах**

Еще один тип реакторов, в которых могут возникать импульсные стохастические режимы, – это корпусные водо-водяные кипящие реакторы. В мировой практике такие реакторы получили заметное развитие. Они построены и действуют во многих странах.

Среди параметров, существенно влияющих на динамику кипящих реакторов, можно выделить мощность реактора, среднее паросодержание в активной зоне, недогрев воды на входе до температуры насыщения, коэффициенты, характеризующие трение при движении теплоносителя, коэффициенты теплоотдачи от топлива к теплоносителю, постоянная времени прогрева топлива, размеры активной зоны.

Рассматриваемым типам реакторов присуща отрицательная обратная связь по паросодержанию, которая при достаточно большом паровом коэффициенте реактивности приводит к неустойчивости кипящих реакторов. Неустойчивость с неизбежностью возникает при превышении средним паросодержанием в активной зоне некоторых предельных значений и является фактором, ограничивающим мощность реактора. Период возникающих колебаний имеет порядок времени прохода теплоносителем активной зоны.

На основе расчета и анализа импульсной функции (отклика среднего паросодержания на импульсное изменение плотности нейтронов) определены параметры, при которых возникающие в кипящих реакторах колебания остаются ограниченными и в реакторе устанавливаются автоколе-

бательные импульсные стохастические режимы. Исследовано, как они возникают, как меняются амплитуда колебаний и другие характеристики импульсного хаоса при изменении параметров. Особое внимание уделено анализу амплитуды колебаний температуры горючего, поскольку недопустимо большое повышение именно этой температуры приводит к разрушению твэлов.

Проведенные исследования позволяют сделать вывод, что параметры реактора всегда можно выбрать так, что несмотря на значительную величину нейтронных импульсов амплитуды колебаний температуры топлива, расхода теплоносителя, паросодержания в активной зоне, давления в контуре не превысят допустимых пределов. Поэтому предлагаемые автоколебательные импульсные режимы могут быть реализованы в водо-водяных кипящих реакторах.

Целесообразность реализации этих режимов состоит в возможности повышения мощности кипящих реакторов – снятии ограничений на мощность, связанных с возникновением неустойчивости стационарного режима. Выяснено, что мощность кипящего реактора в импульсном стохастическом режиме может существенно превышать ту мощность, которую бы имел этот реактор в соответствующем неустойчивом стационарном режиме, если бы его удалось стабилизировать.

Отметим, что действующие и проектируемые корпусные водо-водяные кипящие реакторы относятся к реакторам достаточно малых размеров, при которых в реакторе возможна реализация

лишь временно́го импульсного хаоса. Однако трудно представить реакторы этого типа достаточно больших размеров, при которых в реакторе может реализоваться режим импульсной турбу-

лентности нейтронного поля. Целесообразность этого режима как раз и состоит в возможности еще большего увеличения мощности кипящего реактора за счет увеличения его размеров.

## 7. Возможность реализации импульсных стохастических режимов в исследовательских и учебных реакторах малой мощности

Наряду с реакторами, предназначенными для выработки энергии, существуют исследовательские реакторы, генерирующие нейтронные импульсы, которые служат импульсным источником нейтронов для проведения физических экспериментов. К числу таких реакторов относятся, в частности, импульсные реакторы периодического действия, в которых нейтронные импульсы развиваются за счет внешней модуляции реактивности с заданным периодом.

Разнообразные серии нейтронных импульсов для проведения физических экспериментов можно генерировать и с помощью реакторов, работающих в предлагаемых автоколебательных импульсных режимах. Дело в том, что хаотические движения происходят в пределах странного аттрактора, состоящего из континуума неустойчивых движений, в том числе счетного множества неустойчивых периодических движений. Каждое такое периодическое движение может быть стабилизировано с помощью имеющихся методов управления динамическим хаосом. Управляя хаотическими режимами, можно обеспечить как стохастические, так и разнообразные периодические серии нейтронных импульсов.

Использование автоколебательных импульсных стохастических режимов в исследовательских целях, с одной стороны, исключает необходимость механизмов, осуществляющих внешнюю

модуляцию реактивности, но, с другой стороны, требует подбора и реализации обратных связей по реактивности, которые обеспечивают генерацию нейтронных импульсов. Это могут быть внутренние обратные связи, присущие реакторам различных типов, в частности, плотностные обратные связи. Однако внутренние обратные связи проявляются только при достаточно большой мощности реактора. Для исследовательских целей могут использоваться и реакторы малой (нулевой) мощности, в которых внутренние обратные связи не проявляются совсем или очень слабо выражены. В таких реакторах можно имитировать необходимые для реализации импульсного хаоса обратные связи с помощью специально подобранных систем автоматического регулирования. Разработка и реализация таких систем регулирования является вполне реальной задачей, поскольку любые реакторы снабжены средствами управления и контроля и имеется большой опыт решения разнообразных задач управления реакторами, в частности, опыт технической реализации различных законов обратной связи по реактивности.

Реакторы малой мощности со специально подобранной системой регулирования могут стать первыми ядерными реакторами, работающими в импульсных стохастических режимах, и применяться не только в исследовательских, но и в учебных целях.

## 8. Управление импульсными стохастическими режимами

Реакторы, работающие в импульсных стохастических режимах, должны быть управляемыми, как и реакторы, работающие в любых других режимах. Важными задачами управления являются возбуждение импульсных стохастических режимов, целенаправленное изменение их характеристик, стабилизация средних характеристик этих режимов на заданном уровне, подавление хаотических режимов и преобразование их в регулярные режимы.

Выяснено, что общие методы управления хаосом, позволяющие стабилизировать любое неустойчивое периодическое движение, входящее в состав странного аттрактора, могут быть применены и для управления импульсными стохастическими режимами во всех рассматриваемых типах

реакторов. Стабилизированные импульсные периодические режимы, в которых повторяется та или иная последовательность импульсов, могут в некоторых случаях оказаться более предпочтительными, чем исходный стохастический.

Рассмотрены новые способы управления временно́ыми импульсными стохастическими режимами в реакторах малых размеров и режимами импульсной турбулентности в реакторах больших размеров, основанные на введении внешнего периодического изменения коэффициента размножения нейтронов [49]. Выяснено, что совместное действие такого периодического возмущения и плотностных обратных связей может привести к возбуждению импульсных стохастических режимов в

реакторах рассматриваемых типов даже тогда, когда при отсутствии периодического воздействия стационарный режим реактора оказывается устойчивым. Показано, что за счет выбора места введения в активной зоне периодического воздействия, а также его частоты и амплитуды можно изменять среднюю интенсивность нейтронных вспышек и среднее время между ними, а также преобразовывать стохастические режимы в периодические и, наоборот, периодические в стохастические.

Для решения совершенно новых для ядерных реакторов задач управления импульсными стохас-

тическими режимами могут быть использованы имеющиеся в реакторах средства управления и контроля.

В заключение следует подчеркнуть, что автор данной работы надеется и более того уверен, что полученные им результаты станут основой для проектирования и создания учебных, исследовательских и мощных энергетических ядерных реакторов, работающих в предлагаемых импульсных стохастических режимах. Создание таких реакторов станет самым важным приложением динамического хаоса в технике.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Странные аттракторы*. Под ред. Я.Г. Синая и Л.П. Шильникова. – М.: Мир, 1981.
2. *Guckenheimer J., Holmes P.J.* Nonlinear oscillations, dynamical systems and bifurcations of vector fields. – Berlin: Springer-Verlag, 1983.
3. *Рабинович М.И., Трубецков Д.И.* Введение в теорию колебаний и волн. – М.: Наука, 1984.
4. *Гидродинамические неустойчивости и переход к турбулентности*./ Под ред. Х. Суинни и Дж. Голлаба. – М.: Мир, 1984.
5. *Заславский Г.М.* Стохастичность динамических систем. – М.: Наука, 1984.
6. *Лихтенберг А., Либерман М.* Регулярная и хаотическая динамика. – М.: Мир, 1984.
7. *Thomson J.M.T., Stewart H.B.* Nonlinear dynamics and chaos. – N.Y.: Wiley, 1986.
8. *Неймарк Ю.И., Ланда П.С.* Стохастические и хаотические колебания. – М.: Наука, 1987.
9. *Нелинейные волны. Структуры и бифуркации*./ Под ред. А.В. Гапонова-Грехова и М.И. Рабиновича. – М.: Наука, 1987.
10. *Шустер Г.* Детерминированный хаос. – М.: Мир, 1988.
11. *Дмитриев А.С., Кислов В.Я.* Стохастические колебания в радиотехнике и электронике. – М.: Наука, 1989.
12. *Анищенко В.С.* Сложные колебания в простых системах. – М.: Наука, 1990.
13. *Мун Ф.* Хаотические колебания. – М.: Мир, 1990.
14. *Берзе П., Помо И., Видаль К.* Порядок в хаосе. О детерминистическом подходе к турбулентности. – М.: Мир, 1991.
15. *Ott E.* Chaos in Dynamical Systems. – Cambridge University Press, 1993.
16. *Fradkov A.L.* Introduction in Control of Oscillations and Chaos. – Singapore: World Scientific, 1998.
17. *Shilnikov L.P., Shilnikov L.L., Turaev D.V.* Methode of Qualitative Theory in Nonlinear Dynamics. – Singapore: World Scientific, 1998.
18. *Кузнецов С.П.* Динамический хаос. – М.: Физматлит, 2001.
19. *Постников Н.С.* Стохастические колебания в системе регулирования мощности ядерного реактора.// ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1986, вып. 1. – С. 42 – 51.
20. *Постников Н.С.* Динамика реактора с дискретной системой регулирования при ограничении на величину управляющего воздействия.// ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1988, вып. 1. – С. 42 – 46.
21. *Постников Н.С.* Стохастические автоколебания в реакторе с дискретной системой регулирования.// Атомная энергия, 1989, т. 67, вып. 4. – С. 251 – 255.
22. *Постников Н.С.* Стохастические автоколебания в релейной системе с гистерезисом.// Межвуз. сб. научных трудов Горьковского ун-та, сер. “Прикладные проблемы теории колебаний”, 1990, вып. 2. – С.105 – 114.
23. *Постников Н.С.* Динамика релейной системы второго порядка с колебательно-неустойчивой линейной частью.// Межвуз. сб. научных трудов Нижегородского ун-та, сер. “Прикладные проблемы теории колебаний”, 1991, вып. 3. – С. 70 – 84.
24. *Постников Н.С.* Стохастические автоколебания в реакторе с линейной обратной связью.// Атомная энергия, 1992, т. 72, вып. 3. – С. 232 – 237.
25. *Постников Н.С.* Динамический хаос в реакторе с нелинейными обратными связями.// Атомная энергия, 1993, т. 74, вып. 4. – С. 328 – 334.
26. *Постников Н.С.* Стохастические колебания в ядерном реакторе с релейной системой регулирования.// Атомная энергия, 1994, т. 76, вып. 1. – С. 3 – 11.
27. *Постников Н.С.* Динамический хаос в реакторе с системой регулирования.// Атомная энергия, 1994, т. 77, вып. 1. – С. 3 – 10.
28. *Постников Н.С.* К исследованию автоколебаний в нелинейных моделях динамики ядерного реактора.// ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1. – С. 32 – 40.
29. *Постников Н.С.* Об установившихся движениях в трехмерной релейной системе с гистерезисом.// Межвуз. сб. научных трудов Нижегородского ун-та, сер. “Проблемы теории колебаний”, 1995. – С. 115 – 143.
30. *Постников Н.С.* Синтез релейных систем регулирования ядерного реактора.// Атомная энергия, 1996, т. 80, вып. 6. – С. 421 – 428.
31. *Постников Н.С.* Синтез релейных систем со стохастическим поведением.// Тез. докладов IV конф.

“Нелинейные колебания механических систем”. – Н. Новгород, 1996. – С. 124.

32. *Postnikov N.S.* Dynamic chaos in relay system with hysteresis.// Computational Mathematics and Modeling, 1997, vol. 8, № 1. – P. 62–72.

33. *Постников Н.С.* Простейшая модель реактора со стохастическим поведением.// Атомная энергия, 1997, т. 82, вып. 1. – С. 10–18.

34. *Постников Н.С.* Стохастичность акустических автоколебаний в ядерных реакторах с газообразным циркулирующим топливом.// Атомная энергия, 1997, т. 83, вып. 1. – С. 60–66.

35. *Постников Н.С.* Стохастичность релейных систем с гистерезисом.// Автоматика и телемеханика, 1998, № 3. – С. 57–68.

36. *Постников Н.С.* Механизмы и критерии возникновения динамического хаоса в нелинейных моделях ядерного реактора и кусочно-линейных системах.// Атомная энергия, 1998, т. 85, вып. 3. – С. 193–201.

37. *Постников Н.С.* Хаотические аттракторы кусочно-линейных систем и их распространение в нелинейных моделях ядерного реактора.// ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1998, вып. 3. – С. 75–82.

38. *Постников Н.С.* Хаотические колебания в многомерных кусочно-линейных системах.// В кн.: Тезисы докладов V межд. конф. “Нелинейные колебания механических систем”. – Н. Новгород: Издат. ННГУ, 1999. – С. 185–186.

39. *Постников Н.С.* Хаотическая динамика трехмерных систем регулирования с кусочно-линейной функцией обратной связи.// Вестник ННГУ. “Математическое моделирование и оптимальное управление”. – Н. Новгород: Издат. ННГУ, 1999, вып. 2 (21). – С. 209–224.

40. *Постников Н.С.* Механизмы и критерии возникновения динамического хаоса в кусочно-линейных системах и нелинейных моделях ядерного реактора.// В кн.: Важнейшие научные результаты. Сб. кратких описаний. – Н. Новгород: Издат. ННГУ, 1999. – С. 45.

41. *Постников Н.С.* Синтез стохастических режимов в системах регулирования нейтронного поля ядерного реактора.// ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1999, вып. 2. – С. 50–58.

42. *Постников Н.С.* Пространственно-временной

хаос в распределенных моделях реактора.// Атомная энергия, 1999, т. 86, вып. 6. – С. 450–453.

43. *Постников Н.С.* Условия существования хаотических колебаний в ядерных реакторах.// Атомная энергия, 2000, т. 88, вып. 6. – С. 432–438.

44. *Постников Н.С.* Импульсный хаос в ядерных реакторах и кусочно-линейных системах.// Вестник ННГУ. “Математическое моделирование и оптимальное управление”. – Н. Новгород: Издат. ННГУ, 2001, вып. 23 (1). – С. 65–77.

45. *Постников Н.С.* Импульсная турбулентность нейтронного поля в ядерных реакторах.// Атомная энергия, 2001, т. 91, вып. 6. – С. 434–438.

46. *Постников Н.С.* Турбулентность нейтронного поля (пространственно-временной хаос) в ядерных реакторах.// ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 4. – С. 10–17.

47. *Постников Н.С.* Пространственно-временной хаос в ядерных реакторах с линейными и нелинейными обратными связями.// Вестник ННГУ. “Математическое моделирование и оптимальное управление”. – Н. Новгород: Издат. ННГУ, 2001, вып. 2 (24). – С. 199–211.

48. *Постников Н.С.* Режим импульсной турбулентности нейтронного поля и целесообразность его реализации в ядерных реакторах.// Сб. научных трудов “Научная сессия МИФИ-2002”. Т. 8. – С. 142–143. – М.: МИФИ, 2002.

49. *Постников Н.С.* Режим импульсной турбулентности нейтронного поля и управление им в ядерных реакторах.// В кн.: Тезисы докладов VI конф. “Нелинейные колебания механических систем”. – Н. Новгород: Издат. ННГУ, 2002. – С. 124–125.

50. *Постников Н.С.* Турбулентность нейтронного поля (пространственно-временной хаос) в ядерных реакторах.// Инженерная физика, 2002, № 2. – С. 51–56. 51. *March-Leuba J.* Nonlinear dynamics and chaos in boiling water reactors.// In: Noise and Nonlinear Phenom. Nucl. Syst. Proc. NATO. Adv. Res. Workshop, Valencia, May, 23–27, 1988. – New York; London, 1989. – P. 371–385.

52. *Шабалин Е.П.* Стохастическая динамика импульсного реактора периодического действия.// ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1991, вып. 4. – С. 3–9.

Статья поступила в редакцию 7 мая 2003 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2003, вып. 3, с. 13–22.

## Особенности гидродинамики альтернативных ТВС реактора ВВЭР-1000

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

*С.М. Дмитриев, А.Е. Хробостов, М.А. Легчанов*,

Нижегородский государственный технический университет, 603600, Н.Новгород, ул. Минина, 24

Представлен анализ экспериментальных данных по исследованию локальных гидродинамических характеристик в центральной и периферийной частях альтернативной конструкции ТВС (ТВСА) и межкассетного взаимодействия теплоносителя при постановке в активную зону реактора ВВЭР-1000 ТВСА с различными типами поясов дистанционирующих решеток (ДР).

**SPECIFIC HYDRODYNAMICS FEATURES OF ALTERNATIVE FA FOR VVER-1000 REACTOR. N.M. SOROKIN, S.M. DMITRIEV, A.E. KHROBOSTOV, M.A. LEGCHANOV.** Analysis of experimental data is presented for investigation of local hydrodynamic characteristics in central and peripheral parts of alternative FA and inter-cassette interaction of the coolant when installing alternative FA with different types of belts for spacing lattices in VVER-1000 reactor core.

В процессе эксплуатации реакторной установки ВВЭР-1000 выявлены проблемы в работе органов регулирования СУЗ, вызванные пространственным искривлением формы штатных ТВС при переходе на трехгодичный топливный цикл. В настоящее время ОКБМ предложена и успешно проходит промышленную эксплуатацию на Калининской АЭС ТВСА для реакторной установки ВВЭР-1000, упрочнение каркаса которой достигается за счет применения шести вертикальных пластинообразных уголков жесткости, размещенных на периферии ТВС.

Дальнейшая модернизация ТВСА заключается в использовании различной конструкции уголков жесткости ДР, отличающихся гидравлическим сопротивлением и шагом расположения по высоте кассеты.

При совместной постановке в активную зону

ТВС со штатным и "полуторным" шагами расположения поясов ДР по высоте кассет возникает дополнительное гидродинамическое воздействие поперечной составляющей потока теплоносителя на элементы ТВСА, вызванное разновысотным расположением ДР соседних ТВС. Аналогичная ситуация возникает и при постановке в активную зону ТВС с ДР с отличными от штатных коэффициентами гидравлического сопротивления. Это приводит к необходимости дополнительного обоснования вибропрочностных характеристик ТВСА в указанных условиях.

Для обоснования теплотехнической надежности активной зоны реактора ВВЭР-1000 с ТВСА необходимо получение достоверной экспериментальной информации об условиях охлаждения центральных и периферийных ТВС при наличии уголков жесткости ТВСА.

### 1. Экспериментальный стенд и методика исследований

Экспериментальный стенд (рис. 1) для исследования гидродинамических характеристик пучков твэлов представляет собой аэродинамический разомкнутый контур, через который прокачивается воздух. В него входят: экспериментальная модель (ЭМ), расходомерное устройство с участками стабилизации потока, регулирующая аппаратура, измерительный комплекс.

Экспериментальная модель (рис. 2), представляющая собой фрагмент активной зоны реактора ВВЭР-1000 с ТВСА, выполнена с коэффициентом геометрического подобия  $K_r = 4,4$ , имеет длину  $L = 3$  м и включает в себя сегменты трех топливных кассет с 56-ю твэлами-имитаторами описан-

ными диаметрами  $40^{+0,5}$  мм, три 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. Пневмометрический зонд представляет собой пять стальных капилляров диаметром 0,8 мм, расположенных в двух перпендикулярных друг к другу диаметральных плоскостях. Чувствительная часть зонда имеет длину 20 мм. Остальная часть капилляров проложена внутри державки зонда, которая представляет собой стальную тру-

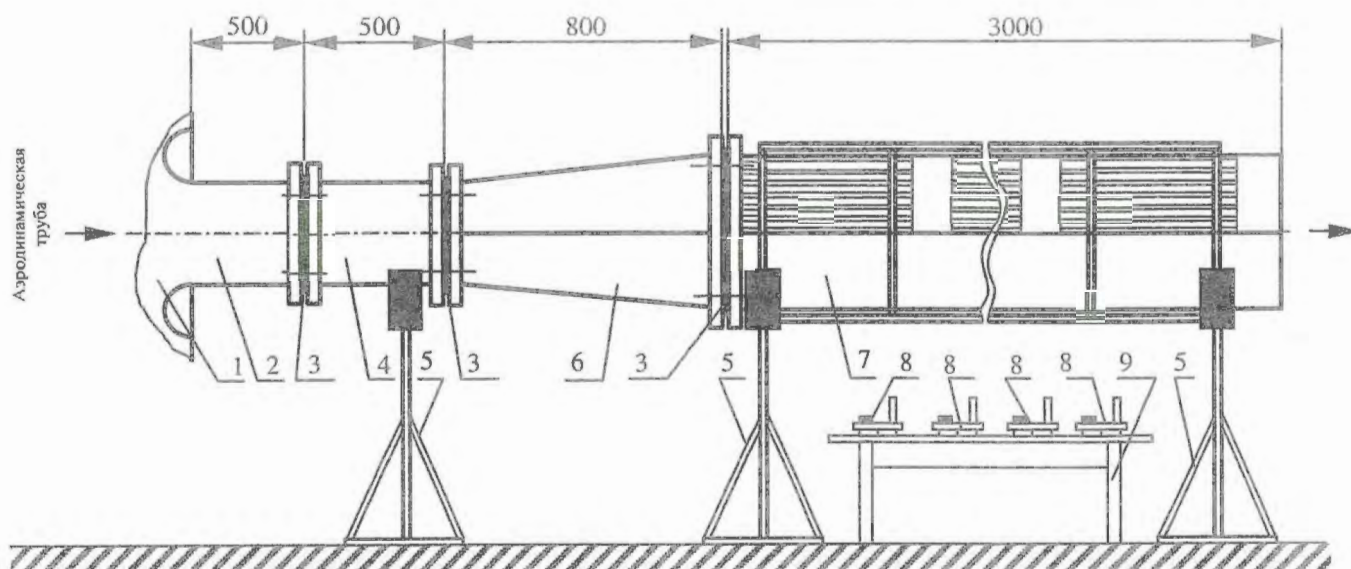


Рис. 1. Схема экспериментального стенда:

1 – аэродинамическая труба; 2 – измерительный коллектор; 3 – уплотнение; 4 – успокоительный участок; 5 – подставки; 6 – переходник; 7 – ЭМ; 8 – микроманометр ММН-2400(5)-1,0; 9 – приборный стол

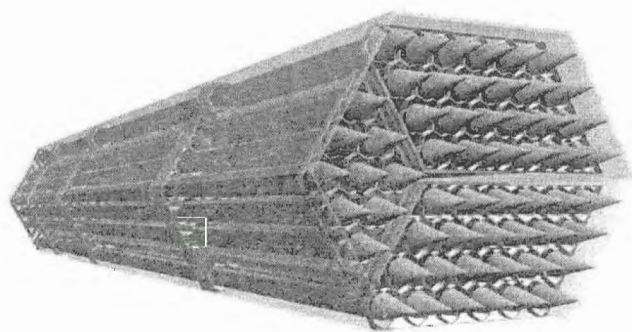


Рис. 2. Экспериментальная модель

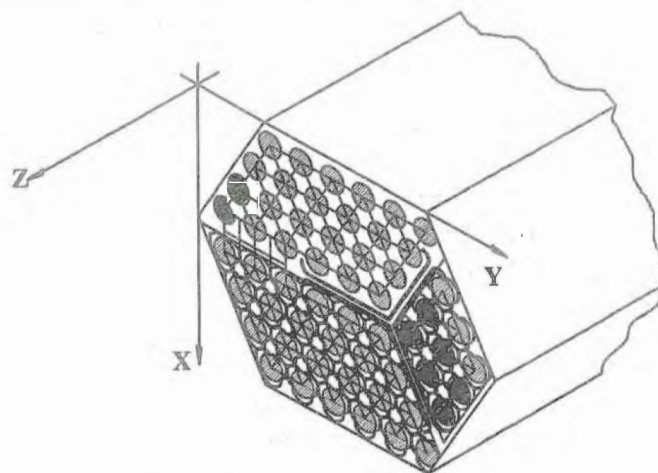


Рис. 3. Схема расположения координатных осей по отношению к ЭМ

бу диаметром 5 мм и толщиной 1 мм. Центральная трубка срезана под углом  $90^\circ$  к своей оси, а четыре боковые трубки срезаны под углом  $45^\circ$  к оси центральной трубки [1].

Согласно проведенной оценке среднеквадратические отклонения величин скорости потока и статического давления составляют 6 и 5 %, соответственно.

Экспериментальные исследования проводились в диапазоне  $8 \cdot 10^4 + 10^5$  чисел Re на участке стабилизированного автомодельного течения теплоносителя, что доказано соответствующими экспериментами. В соответствии с теорией 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 значения коэффициента местного сопротивления пояса ДР ЭМ составили  $\xi_{\text{ДР}}^{\text{ТВС}} = 0,35; 0,72; 1,2$ , что соответствует значению коэффициента гидравлического сопротивления решеток ТВСА различной конструкции.

Для построения пространственной картины течения потока теплоносителя в ЭМ измерены составляющие абсолютной скорости в исследуемом сечении. Координаты каждой точки замера подставлялись в декартовой системе координат (рис. 3).

## 2. Исследование локальных полей скорости в характерных зонах ТВСА

Исследования локальных полей скорости в ТВСА проводились:

а) в ячейках сборки, непосредственно примыкающих к уголкам жесткости, так называемых боковых и угловых ячейках;

б) в ячейках сборки, прилежащих к боковым и угловым ячейкам сборки;

в) в стандартной ячейке, расположенной в центральной части кассеты.

Измерения величин абсолютной скорости и угла набегания потока пятиканальным пневмометрическим зондом проводились на участке стабилизированного течения теплоносителя в поперечном сечении, расположенном на расстоянии 461 мм от выходного сечения сборки.

Полученные экспериментальные данные пересчитывались в средние скорости  $\bar{w}$  в площадках, ограниченных смоченным периметром, линией максимальной скорости и радиальными лучами с центральным углом  $d\varphi$  [2]. Таким образом, изменяя угол  $\varphi$  от 0 до 360° с шагом  $d\varphi$ , получим распределение аксиальной составляющей скорости  $w_z$  в площадках  $\omega$  по периметру твэла.

Анализ распределения аксиальных составляющих скоростей потока по периметрам твэлов стандартной и периферийной частей ТВСА позволяет заключить следующее:

1. Аксиальная составляющая абсолютной скорости  $w_z$  имеет минимальные значения вблизи поверхности твэлов, а максимальные значения составляющей наблюдаются в геометрических центрах ячеек и серединах межтвэльных зазоров. Распределение  $(w_z / \bar{w})$  по периметру твэлов, расположенных в центральной части ТВС, носит равномерный характер и с погрешностью 2,7% может быть аппроксимировано постоянной величиной  $(w_z / \bar{w}) = 0,98$ .

2. В стандартных ячейках, прилежащих к боковым и угловым ячейкам, распределение  $w_z$  в целом

аналогично распределению  $w_z$  в центральной части ТВСА и может быть описано теми же закономерностями.

3. На большей части периметра боковых твэлов, прилегающих к "широким" уголкам жесткости, распределение аксиальной составляющей вектора скорости находится в пределах величины  $(w_z / \bar{w}) = 0,93$  (рис. 4). Для периметра боковых твэлов, прилежащих к "узким" уголкам жесткости, распределение аксиальной составляющей вектора скорости отличается от распределения для "широкого" уголка жесткости в диапазоне углов  $\varphi$  от 180 до 270°, что объясняется наличием отгиба у "узкого" уголка жесткости в данной области (рис. 5).



Рис. 4. Распределение проекции абсолютной скорости на ось Z по сечению ЭМ для периферийной части ТВСА с "широким" уголкам жесткости (среднерасходная скорость потока  $\langle W \rangle = 35,2$  м/с,  $Re = 93\ 240$ )

4. Распределение  $w_z$  по периметру углового твэла носит более неравномерный характер. Минимумы локальной скорости находятся в зазорах между твэлами и уголком жесткости. Значение относительной скорости в этих зонах достигает  $w_z / \bar{w} \approx 0,7$ , что на 30% меньше среднерасходной скорости (рис. 6).

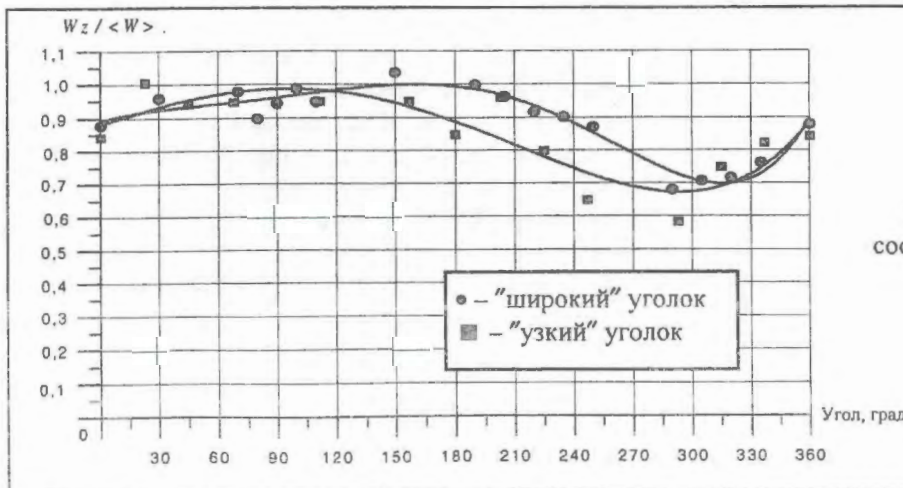


Рис. 5. Распределение аксиальной составляющей вектора скорости потока по периметру бокового твэла

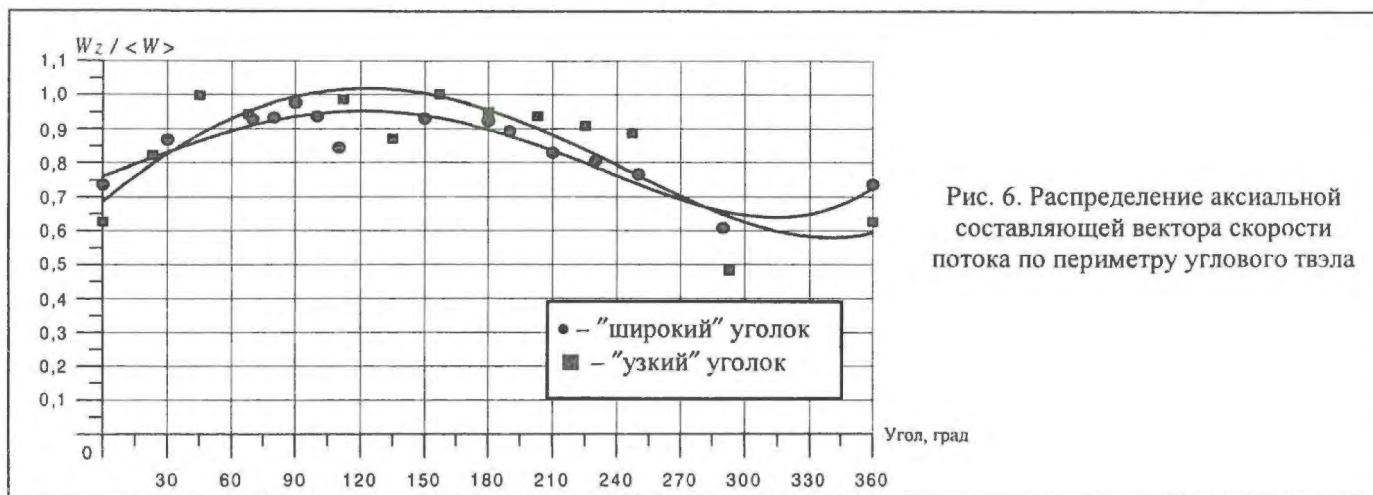


Рис. 6. Распределение аксиальной составляющей вектора скорости потока по периметру углового твэла

5. Наличие уголка жесткости приводит к вытеснению части расхода в стандартные ячейки, прилежащие к боковым и угловым ячейкам, в среднем на 5+8 %.

В результате обобщения экспериментальных данных получены соотношения для расчета локальной аксиальной скорости по периметру периферийных твэлов, расположенных вблизи уголков жесткости от центрального угла  $\varphi$ :

для бокового твэла –

а) “широкий” уголок жесткости

$$w_z / \langle w \rangle = 0,92 - 0,015e^{3\sin(\varphi+45)}; \quad (1)$$

б) “узкий” уголок жесткости

$$w_z / \langle w \rangle = 0,98 - 0,03e^{-2,3\sin(\varphi-30)}; \quad (2)$$

для углового твэла –

$$w_z / \langle w \rangle = 1 - 0,14e^{-1,12\cos(\varphi^{0,98}-120)}. \quad (3)$$

Формулы справедливы для пучка цилиндрических твэлов, расположенных в треугольной упаковке с относительным шагом  $s/d$ , равным 1,4 в диапазоне чисел  $Re = 9 \cdot 10^4 \div 5 \cdot 10^5$ .

### 3. Исследование межканального взаимодействия теплоносителя соседних ТВСА

Для исследования межкассетного взаимодействия теплоносителя при постановке в активную зону реактора ВВЭР-1000 ТВСА с различными гидравлическими сопротивлениями поясов ДР в ЭМ измерялись составляющие абсолютной скорости для характерных зон по сечению и длине модели.

На этапе исследований проводились изучение глубины распространения гидродинамических возмущений, вызванных несимметричным расположением ДР соседних ТВС, и получение дополнительной информации о процессах перераспределения потоков теплоносителя между соседними ТВСА с различными коэффициентами гидравлического сопротивления ДР до и после пояса ДР.

При рассмотрении результатов экспериментального исследования распределения скорости и статического давления потока в характерных зонах ТВСА проведено разделение зон исследования совместности по плоскостям замеров: межкассетный зазор, межтвэльный зазор 1-го ряда твэлов верхнего сегмента и межтвэльный зазор 1-го ряда твэлов нижнего сегмента.

Анализ полученных экспериментальных данных по характеру течения теплоносителя при постановке в ЭМ ТВСА поясов ДР с различными коэффициентами гидравлического сопротивления показал:

1. При равном гидравлическом сопротивлении поясов ДР ( $\xi_{др} = 0,35; 0,72; 1,2$ ) поток в межкассетном зазоре носит осевой характер по всей длине ЭМ. Значение поперечной составляющей относительной скорости  $W_x / \bar{W}$  находится в диапазоне 0 – 5 % от среднерасходной скорости (рис. 7). Непосредственно перед ДР возникают поперечные перетечки теплоносителя, которые достигают максимального значения в межтвэльном зазоре 1-го ряда твэлов. Для модели с поясом ДР с  $\xi_{др} = 0,72$  это значение  $W_x / \bar{W}$  равно 0,1 – 0,14, для модели с поясом ДР с  $\xi_{др} = 1,2$  – равно 0,2 (0,3).

2. Гидравлическое сопротивление потока в пучке твэлов с поясом ДР больше, чем гидравлическое сопротивление при продольно-поперечном обтекании двух рядов периферийных твэлов, поэтому часть потока теплоносителя из периферийной зоны ТВСА, ограниченной двумя периферийными рядами твэлов, устремляется в межкассетный зазор с меньшим гидравлическим сопротивлением с соответствующим увеличением расхода в нем. Максимальное значение аксиальной составляющей абсолютной скорости  $W_x / \bar{W}$  при этом достигает 1,83 – 1,92 в районе пояса ДР для модели с  $\xi_{др} = 1,2$  (рис. 8).

3. Наличие пояса ДР соседних ТВСА, отличающихся гидравлическим сопротивлением, приводит к возникновению поперечных перетечек теплоносителя в соседнюю кассету с меньшим гидравлическим сопротивлением или отсутствующим поясом ДР. Величина этих перетечек достигает максимального значения  $W_x / \bar{W} = 0,30 \div 0,40$  (рис. 9) при соотношении гидравлических сопротивлений поясов ДР с  $\xi_{\text{ДР}} = 1,2 - 0,72$  в зазоре между твэлами 1-го ряда ТВСА, которая содержит пояс ДР с большим гидравлическим сопротивлением.

4. Наличие в межкассетной области потока с высокими скоростями теплоносителя оказывает демпфирующее воздействие на поперечный поток теплоносителя между соседними ТВС, возникающий из-за различия гидравлических сопротивлений поясов ДР. Различие в величине составляющих поперечной скорости в направлении оси X, полученное для межтвэльных зазоров соседних сегментов ТВС, свидетельствует о том, что сквозь зазор перетекает только около половины попереч-

ного потока массы, а остальная часть сносится в продольном направлении потоком теплоносителя в межкассетном зазоре.

5. Влияние различия гидравлических сопротивлений поясов ДР распространяется только на область течения теплоносителя, включающую в себя межкассетный зазор и первые два ряда прилегающих к нему твэлов соседних ТВСА.

6. Зона перестройки профиля скорости распространяется на расстояние, равное 5 - 7 гидравлическим диаметрам до пояса ДР и 7 - 9 гидравлическим диаметрам после пояса ДР.

7. Проведенные экспериментальные исследования показали, что в зазоре между уголками жесткости существует направленное поперечное течение теплоносителя в направлении оси Y, о чем свидетельствуют результаты измерений в областях межкассетного зазора, непосредственно прилегающих к уголкам жесткости. Максимальное значение этих поперечных перетечек не превышает 8-10 % от среднерасходной скорости.

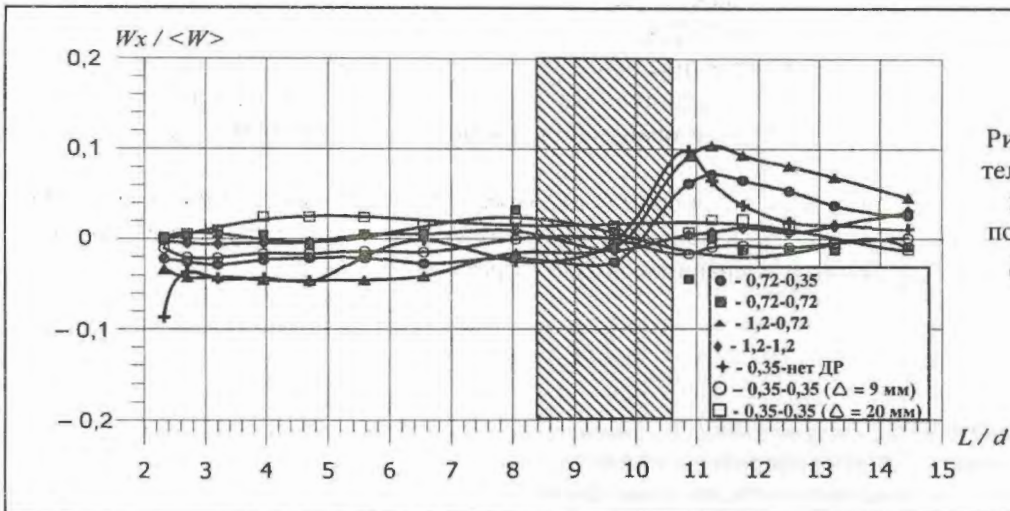


Рис. 7. Распределение относительной скорости  $W_x / \langle W \rangle$  для межкассетного зазора при постановке различных поясов ДР ( $\langle W \rangle = 33,7 - 34,9$  м/с,  $Re = 93\,860 - 97\,400$ )

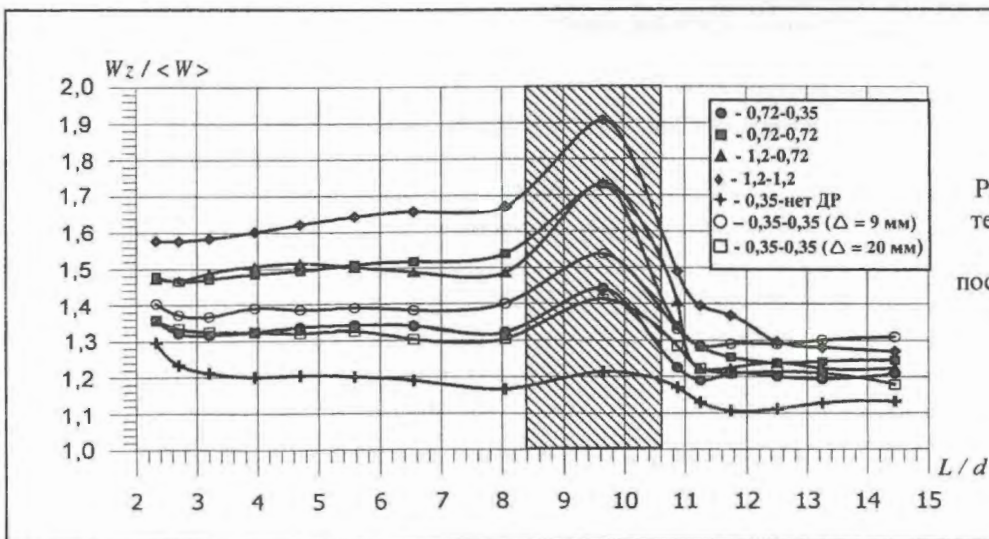
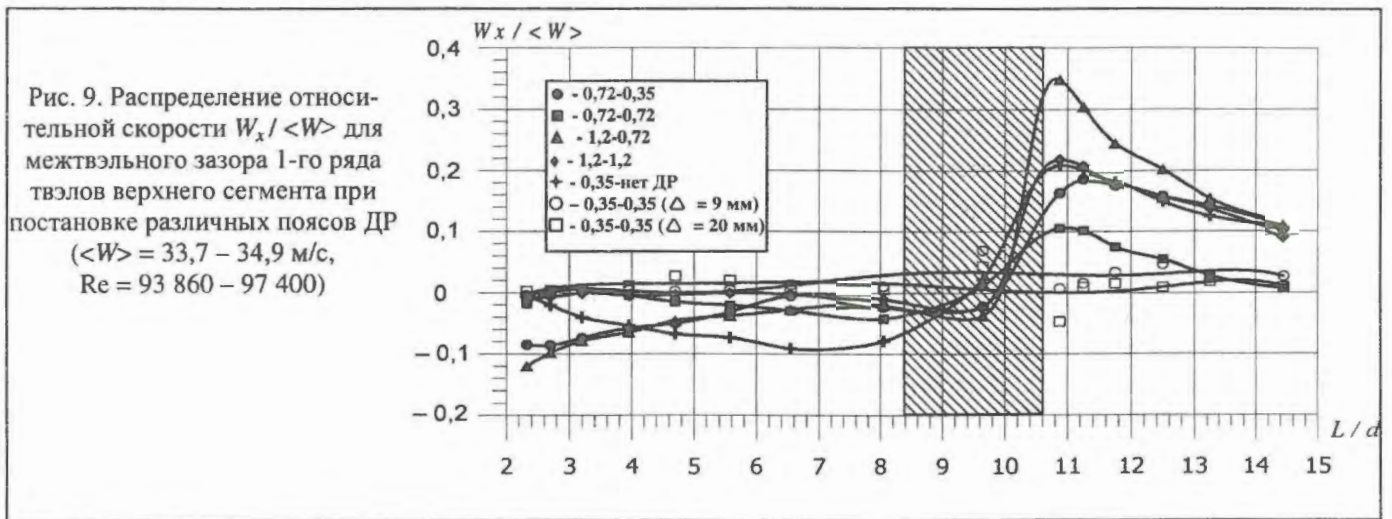


Рис. 8. Распределение относительной скорости  $W_z / \langle W \rangle$  для межкассетного зазора при постановке различных поясов ДР ( $\langle W \rangle = 33,7 - 34,9$  м/с,  $Re = 93\,860 - 97\,400$ )



## Заключение

1. Экспериментально исследованы поля скоростей на участке стабилизированного течения в характерных зонах центральной и периферийной частей ТВСА.
2. Экспериментально исследованы гидродинамические характеристики продольно-поперечного потока теплоносителя, возникающего в пучках твэлов соседних ТВС и межкассетном зазоре при обтекании поясов ДР, отличающихся как аксиальными координатами расположения, так и гидравлическим сопротивлением.
3. Результаты исследований использованы в качестве банка экспериментальных данных для верификации программ детального поясечного расчета пучков твэлов и учета совместной загрузки в активную зону реактора ВВЭР-1000 ТВСА с различным гидравлическим сопротивлением.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. 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 3-ей Российской национальной конф. по теплообмену. В 8-ми томах. Т. 1. – С. 174 – 177. – М.: Изд. МЭИ, 2002.
2. Левченко Ю.Д., Субботин В.И., Ушаков П.А. Экспериментальное исследование осредненных характеристик турбулентного потока в ячейках пучков стержней. // Атомная энергия, 1972, т. 33, вып. 5. – С. 893 – 899.

Статья поступила в редакцию 10 июля 2003 г.  
 Вопросы атомной науки и техники.  
 Сер. Физика ядерных реакторов, 2003, вып. 3, с. 23 – 28.

## Влияние конструктивных особенностей и режимных параметров рабочих сред на гидродинамическую устойчивость парогенерирующих элементов с двусторонним обогревом

*С.М. Дмитриев, А.А. Востриков, Т.С. Дмитриева, И.Г. Скобелева,*

Нижегородский государственный технический университет, 603600, Н. Новгород, ул. Минина, 24

Проанализировано влияние на гидродинамическую устойчивость парогенерирующего элемента (ПГЭ) с двусторонним обогревом и закруткой потока рабочего тела конструкции внутренней трубы при различном сочетании параметров I и II контуров.

AN INFLUENCE OF CONSTRUCTIONAL PECULIARITIES AND PARAMETERS OF REGIME OF WORKING ENVIRONS ON THE HYDRODYNAMIC STABILITY OF STEAM GENERATOR ELEMENTS WITH TWO-SIDED HEAT. S.M. DMITRIEV, A.A. VOSTRICOV, T.S. DMITRIEVA, I.Yu. SKOBELEVA. An influence of internal tube constructional on the hydrodynamic stability of steam generator elements with two-sided heat and swirl of the flow of working environs by various parameters combinations of primary and secondary circuits was analyzed.

В прямоточных поверхностных теплообменниках при определенных условиях может возникнуть неустойчивость, проявляющаяся в виде пульсаций теплотехнических параметров [1–4]. Наиболее склонны к такому виду неустойчивости теплообменники, в которых рабочее тело претерпевает фазовое превращение: парогенераторы (ПГ), кипящие реакторы и т.д. Неустойчивость таких кипящих аппаратов обычно недопустима, так как она резко снижает эффективность кипящих систем и может привести к аварийной ситуации.

Негативное влияние неустойчивости в прямоточных ПГ вызвало необходимость проведения широких расчетно-теоретических и экспериментальных исследований по изучению влияния различных факторов и конструктивных параметров

на их гидродинамическую устойчивость.

В последнее время все более интенсивно разрабатываются и внедряются прямотрубные, прямоточные ПГ, но опубликованных данных по исследованию гидродинамической устойчивости подобных ПГ недостаточно. Отсутствуют также работы по исследованию гидродинамической устойчивости ПГЭ с двусторонним обогревом и закруткой потока рабочего тела [5]. Однако теоретические исследования не претендуют на полноту и точность описания процессов, протекающих в кипящих аппаратах в условиях возникновения колебаний параметров, поэтому актуально экспериментальное исследование этих процессов.

Минимальная информация о двустороннем обогреве потока теплоносителя имеется в приложении к статье.

### 1. Численные методы расчета устойчивости парогенерирующего канала с двусторонним обогревом и закруткой потока рабочего тела

Рассмотрим наиболее распространенную многоканальную систему, состоящую из  $n$  идентичных обогреваемых каналов с общими входными и выходными коллекторами.

Вследствие существующих допусков при изготовлении и неравномерности тепловыделения каналы всегда несколько неидентичны. В этих условиях естественно предположить, что система будет терять устойчивость при попадании на границу устойчивости канала с наименьшим запасом устойчивости.

Известно, что для устойчивости многоканальной системы, состоящей из идентичных каналов, необходимо и достаточно, чтобы был устойчив канал с наименьшим запасом устойчивости [1].

Рассмотрим парогенерирующий канал с двусторонним обогревом с внутренней спирально навитой трубой. Цель расчета – определить необходимое для гидродинамической устойчивости местное сопротивление на входе и переходные характеристики при единичном возмущении на входе в канал. Канал рассматривается как система

автоматического регулирования с запаздыванием. В основу программы расчета положен метод Д-разбиения.

Исходная система уравнений включает уравнения неразрывности, энергии и количества движения. Система уравнений для одно- и двухфазного потока с соответствующими допущениями имеет вид:

$$\left. \begin{aligned} f \frac{\partial \rho}{\partial t} + \frac{\partial D}{\partial z} &= 0; \\ f \rho_1 \frac{\partial i}{\partial t} + D \frac{\partial i}{\partial z} &= \Pi^H q^H + \Pi^B q^B; \\ \frac{\partial D}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial z} \left[ \frac{D^2}{f \rho_2} \right] + f \frac{\partial P}{\partial z} &= -fg\rho \sin \Theta - \\ &- \tau (\Pi^H + \Pi^B), \end{aligned} \right\} \quad (1)$$

где

$$\left. \begin{aligned} \rho &= (1-\varphi)\rho' + \varphi\rho''; \\ \rho_1 &= \frac{\partial}{\partial i} [(1-\varphi)\rho' i' + \varphi\rho'' i'']; \\ \frac{1}{\rho_2} &= \frac{(1-x)^2}{(1-\varphi)\rho'} + \frac{x^2}{\varphi\rho''}. \end{aligned} \right\} \quad (2)$$

Здесь  $D$  – расход питательной воды, кг/с;  $f$  – площадь проходного сечения,  $m^2$ ;  $g$  – ускорение свободного падения,  $m/c^2$ ;  $q^H, q^B$  – удельные тепловые потоки на наружной и внутренней, соответственно, поверхностях канала,  $Вт/м^2$ ;  $i$  – энтальпия,  $кДж/кг$ ;  $\Pi^H, \Pi^B$  – соответственно наружный и внутренний периметры канала,  $м$ ;  $z$  – координата,  $м$ ;  $P$  – давление,  $Па$ ;  $\tau$  – касательное напряжение,  $Н/м^2$ ;  $\rho$  – плотность,  $кг/м^3$ ;  $t$  – время,  $с$ ;  $\Theta$  – угол наклона ПГЭ к горизонту,  $рад$ ;  $x$  – массовое паросодержание;  $\varphi$  – истинное паросодержание. Символы ' и '' – параметры воды и пара, соответственно, на линии насыщения.

Исходная система линеаризуется, т.е. исследование устойчивости ведется “в малом” по первому приближению. В этом случае получим некоторый запас по сравнению с действительной границей устойчивости, который будет оценен при сравнении с экспериментальными данными.

После линеаризации, преобразования по Лапласу при нулевых начальных условиях и разделения на вещественную и мнимую части уравнения количества движения получим уравнения годографа, определяющие условия устойчивости парогенерирующего канала. Эти уравнения решаются относительно параметра  $K = 2\Delta P_{вх}/D$  и имеют вид:

$$\begin{aligned} (Re K) \delta D_{1вх} &= \frac{2D}{f_{вх}^2 \rho_{вх}} \delta D_{1вх} - \left( K_1 + \frac{2D}{f_{вх}^2 \rho_{вх}} \right) \delta D_{1вых} - \\ &- \left( K_2 - \frac{D^2}{f_{вых}^2 \rho_{вых}^2} \left( \frac{\partial \rho}{\partial i} \right)_{вых} \right) \delta i_{1вых} - \int_0^H \frac{\Pi^H + \Pi^B}{f} \frac{\partial \tau}{\partial D} \delta D_1 dz + \\ &+ \int_0^H \frac{\omega}{f} \delta D_2 dz - \int_0^H \left( \frac{\Pi^H + \Pi^B}{f} \frac{\partial \tau}{\partial i} + g \sin \Theta \frac{\partial \rho}{\partial i} \right) \delta i_1 dz; \end{aligned} \quad (3)$$

$$\begin{aligned} (Im K) \delta D_{1вх} &= - \left[ K_1 + \frac{2D}{f_{вх}^2 \rho_{вх}} \right] \delta D_{2вых} - \\ &- \left( K_2 - \frac{D^2}{f_{вых}^2 \rho_{вых}^2} \left( \frac{\partial \rho}{\partial i} \right)_{вых} \right) \delta i_{2вых} - \\ &- \int_0^H \frac{\omega}{f} \delta D_1 dz - \int_0^H \frac{\Pi^B + \Pi^H}{f} \frac{\partial \tau}{\partial D} \delta D_2 dz - \\ &- \int_0^H \left( \frac{\Pi^B + \Pi^H}{f} \frac{\partial \tau}{\partial i} + g \sin \Theta \frac{\partial \rho}{\partial i} \right) \delta i_2 dz, \end{aligned} \quad (4)$$

где

$$K_1 = \frac{\partial \Delta P_{вх}}{\partial D}, \quad K_2 = \frac{\partial \Delta P_{вых}}{\partial i}. \quad (5)$$

Здесь  $H$  – высота ПГЭ,  $м$ . Индексы “вх” и “вых” относятся к параметрам на входе и выходе, соответственно. Эти уравнения определяют кривую Д-разбиения по параметру  $K$  при начальных условиях:  $\delta D_1 = 1, 0$ ;  $\delta D_2 = \delta i_1 = \delta i_2 = 0$ .

По этим уравнениям строится годограф при значениях круговой частоты, последовательно пробегающих интервал  $0 \leq \omega \leq \omega_{пр}$ , где  $\omega_{пр} = 20\pi\omega_{вх}/L_{эк}$ , где  $L_{эк}$  – длина экономайзерного участка ПГЭ. Шаг по параметру  $\omega = 0,1$  при  $0 \leq \omega \leq 1$ , а далее увеличивается до 1.

Построение годографа производится в координатах  $Re(2\Delta P_{вх}/D_{вх})$ ,  $Im(2\Delta P_{вх}/D_{вх})$ . После построения годографа определяются значения частот в местах его пересечения с положительной осью  $Re(K)$ .

За граничную частоту принимается частота, соответствующая максимальному значению величины  $Re(K)$ , и соответствующее этой точке значение  $\Delta P_{вх}^{гп} = Re(K)D/2$ , которое является граничным для обеспечения колебательной устойчивости при  $\omega \neq 0$ . Подставляя в уравнения годографа различные значения  $\delta D_{вх}$  и  $\delta i$ , определяются значения  $\Delta P_{вх}$  на различных режимах.

Расчет устойчивости парогенерирующего канала разбит на три этапа: статический расчет канала, расчет коэффициентов уравнений динамики, решение уравнений динамики и построение кривой Д-разбиения.

## 2. Результаты расчетно-теоретического исследования устойчивости ПГЭ с двусторонним обогревом и закруткой потока

За базовый вариант принят ПГЭ с шагом навивки внутренней спирально навитой трубы  $S = 40$  мм. Для теплогидравлического расчета, проводимого по методике [1], применялись расчетные соотношения, полученные на основе проведенных экспериментальных исследований [6]. Используя данные теплогидравлического расчета, выполнен расчет устойчивости ПГЭ с двусторонним обогревом и закруткой потока.

Анализ устойчивости проводился по следующим направлениям.

1. Расчет устойчивости при параметрах I и II контуров, соответствующих штатным режимам работы энергетической установки.

2. Расчет устойчивости при изменении параметров II контура и постоянных параметрах I контура:

а) величины расхода II контура;

б) величины недогрева питательной воды на входе в канал.

3. Определение влияния на устойчивость изменения параметров I контура при постоянных параметрах II контура.

4. Анализ влияния на устойчивость ПГЭ с двусторонним обогревом конструкции внутренней трубы.

Результаты статического расчета показали, что гидравлическая характеристика канала однозначна на всем диапазоне рабочих параметров, что свидетельствует об устойчивости канала при отсутствии внешних возмущений параметров I и II контуров. Однако однозначность гидравлической характеристики не исключает возникновения межканальной неустойчивости при колебании параметров рабочих сред.

Для каждого из исследуемых режимов построены годографы характеристического уравнения. Примеры полученных годографов приведены на рис. 1 – 3.

На рис. 2 приведены годографы характеристического уравнения для различных массовых скоростей II контура и параметрах первого, соответствующих номинальной мощности ПГЭ.

Для определения влияния на устойчивость ПГЭ с двусторонним обогревом с внутренней спирально навитой трубой величины недогрева питательной воды на входе в канал проведен расчет при различных ее температурах. Интервал изменения температуры варьировался от 50 до 200 °С. Параметры I контура и величина расхода по II контуру принимались постоянными.

Годографы характеристического уравнения для различных температур питательной воды на входе в канал приведены на рис. 3.

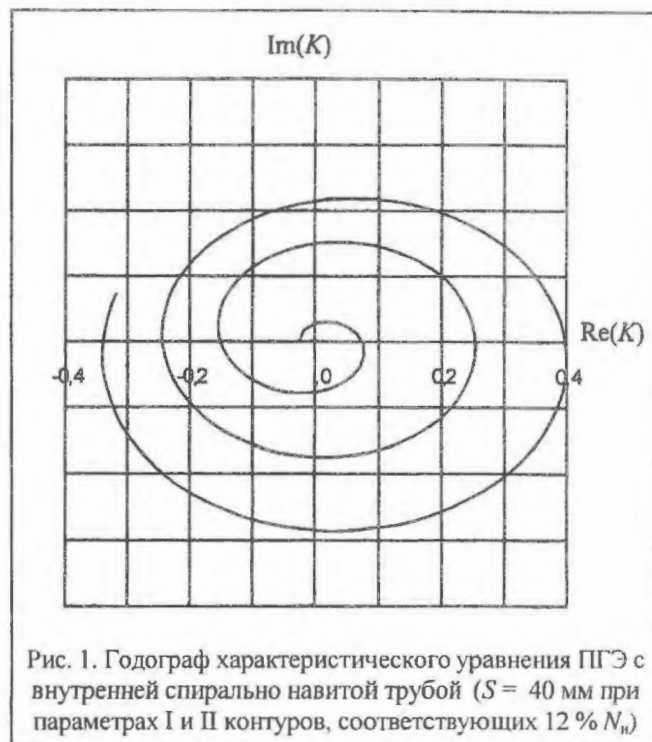


Рис. 1. Годограф характеристического уравнения ПГЭ с внутренней спирально навитой трубой ( $S = 40$  мм при параметрах I и II контуров, соответствующих 12 %  $N_n$ )

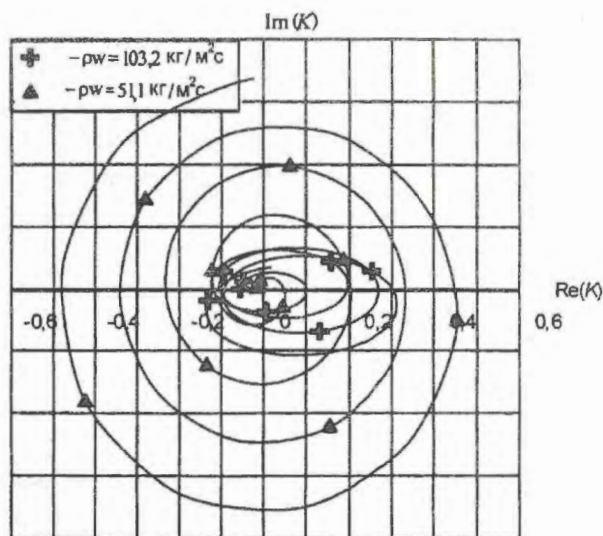


Рис. 2. Годографы характеристического уравнения ПГЭ с внутренней спирально навитой трубой ( $S = 40$  мм при параметрах I контура, соответствующих 100 %  $N_n$ ,  $t_{пв} = 55$  °С)

Анализируя полученные данные, можно сделать следующие выводы:

1. При массовой скорости питательной воды более 300 кг/(м<sup>2</sup>·с) ПГЭ будет иметь запас устойчивости.

2. При массовой скорости питательной воды более 100 кг/(м<sup>2</sup>·с) устойчивость ПГЭ слабо зависит от конструкции внутренней трубы.

3. Наименьшего дополнительного сопротивления на входе в канал по II контуру требуют ПГЭ с внутренними трубами, у которых перепад давления по длине канала будет уменьшаться.

4. Варианты конструкции ПГЭ с внутренними трубами, имеющими прямой пароперегревательный участок при заданной длине активной части ПГЭ, как не обеспечивающие необходимых параметров пара на выходе из канала, не рассматривались.

5. В некоторых случаях ПГЭ будет устойчивым при параметрах I контура, соответствующих 50 % номинальной мощности  $N_n$  ПГЭ.

Для дальнейшего, более подробного исследования устойчивости принят вариант конструкции внутренней трубы с локально спирально навитым экономайзером и прогрессирующей навивкой на испарителе и пароперегревателе.

При параметрах I контура, соответствующих номинальному режиму, и массовых расходах II контура более  $300 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$  ПГЭ с внутренней трубой, имеющей локально спирально навитые участки на экономайзере и прогрессирующую навивку на испарителе и пароперегревателе, будет иметь запас устойчивости. ПГЭ попадает в область неустойчивости при массовых расходах менее  $300 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$ . Величина необходимого дросселирования на входе в ПГЭ увеличивается с уменьшением расхода.

При увеличении температуры питательной воды на входе в канал от  $55$  до  $100^\circ\text{C}$  ПГЭ становится более устойчивым. Дальнейшее увеличение температуры ухудшает устойчивость ПГЭ.

Величина относительной перемежаемости  $l/S$  также оказывает влияние на устойчивость ПГЭ. При низких температурах питательной воды на входе в канал (до  $100^\circ\text{C}$ ) наиболее устойчив ПГЭ с внутренней трубой, имеющей локально навитые участки на экономайзере с  $l/S = 3$ . При температу-

## Заключение

Разработаны математическая модель, алгоритм и программа расчета гидродинамической устойчивости ПГЭ с двусторонним обогревом и закруткой потока с учетом распределения параметров по длине канала и наличия двух поверхностей нагрева. Проведенный анализ влияния на его гидро-

## ПРИЛОЖЕНИЕ. Двусторонний обогрев потока теплоносителя

Современное состояние развития ядерной энергетики характеризуется качественным повышением безопасности и надежности как основного оборудования, так и ЯЭУ в целом. Принципиально важным этапом создания ЯЭУ нового поколения является разработка проектов с интегральной компоновкой оборудования I контура.



Рис. 3. Годографы характеристического уравнения ПГЭ с внутренней спирально навитой трубой ( $S = 40 \text{ мм}$ ,  $\rho_w = 206,3 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$  и параметрах I контура, соответствующих  $100\% N_n$ )

ре питательной воды более  $100^\circ\text{C}$  наиболее устойчивым будет ПГЭ с внутренней трубой, имеющей локально навитые участки на экономайзере при  $l/S = 4$ .

Сравнивая величину необходимого дополнительного сопротивления на входе в канал для ПГЭ с внутренней спирально навитой трубой ( $S = 40 \text{ мм}$ ) и ПГЭ с внутренней трубой, имеющей локальную навивку на экономайзере ( $l/S = 4$ ) и прогрессирующую навивку на испарителе и пароперегревателе, показано, что во втором случае ПГЭ требует наименьшего дополнительного сопротивления в диапазоне температур от  $55$  до  $200^\circ\text{C}$  при массовой скорости менее  $100 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$ .

намическую устойчивость конструкции внутренней трубы при различном сочетании параметров I и II контуров позволяет оптимизировать дальнейшие экспериментальные исследования, существенно сократить сроки их проведения и материальные затраты.

Интегральное исполнение реакторной установки (РУ) возможно только в том случае, когда внутриреакторное оборудование обладает большой компактностью. В значительной мере это обстоятельство относится к ПГ интегральных РУ. Применение высоконапряженного прямоточного ПГ в ЯЭУ с петлевой или блочной компоновками

позволяет резко уменьшить объемы защитных боксов.

Для повышения эффективности теплообмена в теплообменных аппаратах успешно используется закрутка потока теплоносителя. При этом увеличение теплопереноса обусловлено воздействием поля центробежных массовых сил на микроструктуру пристенного течения, создающего основное термическое сопротивление передаваемому тепловому потоку.

Другим методом повышения эффективности теплообмена, позволяющим получить развитую поверхность и существенно повысить компактность теплообменных аппаратов, служит использование двустороннего обогрева потока теплоносителя.

Перспективным путем развития высоконапряженных ПГ является сочетание двустороннего теплообмена с закруткой потока. В качестве одной из таких конструкций рассматривается теплообменный аппарат, состоящий из модулей, элементы которых выполнены в виде каналов типа "труба в трубе" с внутренней спирально навитой трубой, касающейся частью своей внешней поверхности наружной трубы по винтовой линии (рис. 4,а). Таким образом, греющая среда движется по внутренней спирально навитой трубе и межтрубному пространству, а нагреваемая – по спиральному каналу, образованному поверхностями внешней и внутренней витой труб, воспринимая тепло через обе теплопередающие стенки.

Применение внутренней спирально навитой трубы способствует интенсификации процессов теплопереноса как со стороны греющей, так и нагреваемой сред, что позволяет существенно уменьшить весогабаритные характеристики теплообменного аппарата [5].

Увеличение теплопередачи в ПГЭ с внутренни-

ми спирально навитыми трубами сопровождается возрастанием их гидравлического сопротивления по II контуру, что приводит к увеличению необхо-

димого напора питающих насосов. Поэтому целесообразно применение ПГЭ с внутренними локально спирально навитыми трубами, у которых навитые участки периодически чередуются с прямолинейными (рис. 4,б) [7]. В этом случае при своевременной подкрутке потока, раскручивающегося при движении по прямолинейным участкам канала, и неизменной интенсивности теплообмена значительно снижается его гидравлическое сопротивление по сравнению с каналами с внутренними спирально навитыми трубами.

Кроме того, использование спирально навитых труб в прямоточных ПГ позволяет повысить критические тепловые потоки и граничное паросодержание.

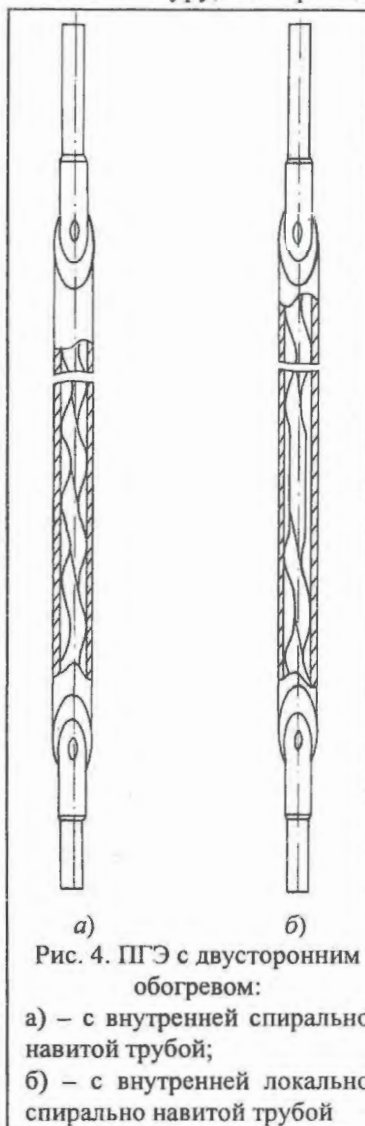


Рис. 4. ПГЭ с двусторонним обогревом:

- а) – с внутренней спирально навитой трубой;  
б) – с внутренней локально спирально навитой трубой

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Митенков Ф.М., Моторов Б.И. Механизмы неустойчивых процессов в тепловой и ядерной энергетике. – М.: Атомиздат, 1976.
2. Морозов И.И., Герлига В.А. Устойчивость кипящих аппаратов. – М.: Атомиздат, 1973.
3. Бейлей Н. Введение в проблему гидродинамической неустойчивости. – М.: Мир, 1986.
4. Сабаев Е.Ф. Системы сравнения для нелинейных дифференциальных уравнений и их приложение в динамике ЯЭУ. – М.: Атомиздат, 1978.
5. Будов В.М., Дмитриев С.М. Форсированные те-

плообменники ЯЭУ. – М.: Энергоатомиздат, 1989.

6. Дмитриев С.М., Дмитроусов М.В., Большухин М.А. Особенности гидродинамики и гидравлического сопротивления парогенерирующих каналов с двусторонним обогревом. //Сб. докл. 8-ой Всес. конф. "Двухфазный поток в энергетических машинах и аппаратах". Т. 1. – Л.: 1990.

7. Дмитриев С.М., Никапоров О.Л., Калентьев В.И. Прямоточный вертикальный парогенератор. Патент РФ № 2072067, кл. F 28 D 7/10, заяв. 12.07.1994, опубл. 20.01.1997.

Статья поступила в редакцию 18 сентября 2003 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2003, вып. 3, с. 29 – 33.

# ПЕРЕХОДНЫЕ И АВАРИЙНЫЕ РЕЖИМЫ

УДК 621.039.5

## Моделирование протекания аварий на АЭС с ВВЭР с использованием расчетного комплекса РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ/АНГАР

*Д.И. Козлов, С.А. Константинов, М.Б. Мальцев, В.Г. Пересадько,*  
ФГУП "Атомэнергопроект", 107005, Москва, Бакунинская ул., 7, стр. 1,  
*А.Е. Киселев, Г.В. Кобелев, В.Ф. Стрижов, А.Л. Фокин,* ИБРАЭ РАН, 113191, Москва, Б.Тулльская, 52,  
*В.Б. Проклов, Д.Ю. Томащук,* РНЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Обсуждаются результаты интеграции тяжелоаварийного кода РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ и контайнментного кода АНГАР. Кроме того, приведены результаты моделирования по объединенному коду одного из сценариев тяжелой запроектной аварии (ЗПА) на АЭС-92 нового поколения с пассивными системами безопасности.

**SIMULATION OF SEVERE ACCIDENTS ON NPP WITH VVER REACTOR USING COUPLED RATEG/SVECHA/HEFEST/ANGAR CODE. D.I. KOZLOV, S.A. KONSTANTINOV, M.B. MALTSEV, V.G. PERESAD'KO, A.E. KISELEV, G.V. KOBELLEV, V.F. STRIZHOV, A.L. FOKIN, V.B. PROKLOV, D.YU. TOMASCHIK.** Results of SA code RATEG/SVECHA/HEFEST coupling with containment code ANGAR are presented. As well, the results of numerical simulation performed using this coupled system of codes of selected severe accident sequence at NPP-92 (new generation of NPP with VVER reactor equipped by advanced passive safety systems) are discussed.

В отечественной практике расчетного анализа протекания аварий на АЭС, связанных с разгерметизацией реакторной установки (РУ) в объеме защитной оболочки (ЗО), используются "реакторные" коды, моделирующие процессы в РУ (ТРАП, КОРСАР, РАТЕГ, RELAP, ATHLET, SCDAR/RELAP, РАТЕГ/СВЕЧА/ ГЕФЕСТ), а также "контайнментные", моделирующие процессы в ЗО (АНГАР, КУПОЛ, CONTAIN, PROBL), или "интегральные" коды, моделирующие все стадии протекания аварий в РУ и ЗО (MELCOR, MARCH-ВВЭР, МААР-ВВЭР).

При обосновании безопасности АЭС с ВВЭР-1000 (по технологиям АЭС-92 и АЭС-91) при ЗПА применялись отечественный расчетный комплекс РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ, моделирующий внутрикорпусную стадию аварий, включая разрушение корпуса реактора, и контайнментный код АНГАР. Показано, что при авариях с течами теплоносителя

для существенную роль играют теплообменные процессы между РУ и ЗО, учет взаимовлияния которых осуществляется, как правило, последовательными "итерационными" расчетами по реакторным и контайнментным кодам либо, что предпочтительнее, одновременным сопряженным расчетом по этим кодам при организации непрерывного или периодического обмена информацией между ними, т.е. по интегральным кодам.

В этой связи специалистами институтов "Атомэнергопроект", ИБРАЭ РАН и ИПБ РНЦ "КИ" проведена интеграция кодов АНГАР и РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ в единый расчетный комплекс, позволяющий выполнять моделирование аварий согласованным образом.

Ниже обсуждаются результаты интеграции этих кодов и некоторые результаты моделирования одного из сценариев тяжелой ЗПА на АЭС-92 нового поколения с пассивными системами безопасности.

### 1. Характеристики кодов

#### 1.1. "Реакторный" код РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ

Код РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ предназначен для моделирования всех стадий протекания проектных и запроектных аварий, включая разрушение корпуса реактора:

- код РАТЕГ – для моделирования теплогидравлических процессов с учетом течения теплоносителя с примесями газов в двухжидкостном приближении, переноса тепла в элементах конструкции в двумерном/одномерном приближении, теплопереноса излучением и др.;

- пакет моделей и расчетных программ СВЕЧА – для моделирования процессов разрушения активной зоны (а.з.) с учетом взаимосвязи физико-химических процессов при взаимодействиях материалов и сред, перемещения стекающих жидких компонентов, термомеханики оболочек твэлов;
- код ГЕФЕСТ – для самосогласованного моделирования теплофизических явлений в корииуме, происходящих в нижней камере смешения на поздней стадии тяжелой аварии, а также разрушения корпуса реактора.

Поскольку описание кода РАТЕГ / СВЕЧА / ГЕФЕСТ, его отдельных компонентов, результатов верификации и практических приложений достаточно подробно представлено в литературе [1 – 9], остановимся несколько более детально на описании кода АНГАР.

### 1.2. "Контейментный" код АНГАР

Код АНГАР относится к классу многопараметрических кодов с сосредоточенными параметрами, таких как CONTAIN, MELCOR, MAAP (США), RALOC, FIPLOC, WAVCO (Германия), FUMO (Италия) и др., предназначенных для моделирования теплогидравлических процессов в помещениях и боксах ЗО при течах теплоносителя из РУ. Математические модели основных физических явлений, определяющих поведение парогазовой среды и неконденсирующихся газов внутри ЗО, реализованные в коде АНГАР, аналогичны моделям, используемым в наиболее развитых зарубежных расчетных кодах, и позволяют моделировать:

- изменение давления и температуры парогазовой среды, распределение отдельных газов в помещениях ЗО;
- массообмен парогазовой среды с водой приемка (в том числе в режиме кипения воды в приемке);
- образование и накопление конденсата и перераспределение воды в системе приемков различных помещений;
- тепломассоперенос к строительным конструкциям;
- естественную и принудительную конвекцию среды;
- диффузию газов между соседними помещениями;
- стратификацию легких газов по помещениям в гравитационном поле;
- накопление и удаление (рекомбинацию и горение) горючих газов ( $H_2$  и  $CO$ );
- взаимодействие парогазовой среды со спринклерной водой;

## 2. Методика интеграции кодов

Основной задачей объединения кодов РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ и АНГАР являлось обеспечение самосогласованного расчета теплогидравлических параметров контуров РУ (включая работу парогенераторов (ПГ), СПОТ и систем безопасности) и параметров ЗО и РУ. Для этого специальными средствами обеспечено взаимодействие кодов РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ и АНГАР в едином расчетном комплексе посредством организации передачи в коды команд управления и обмена данными. Управляющей программой служит модуль РАТЕГ, посылающий команды управления всем остальным модулям комплекса, в том числе и подключаемому коду АНГАР.

- энерговыделение в помещениях и приемках;
- теплопередачу излучением от парогазовой среды к конструкционным элементам;
- утечку среды из ЗО.

Код АНГАР содержит модели работы активных и пассивных систем безопасности, предусмотренных в проектах АЭС-91 и АЭС-92 нового поколения:

- спринклерной системы;
- системы пассивной фильтрации межоболочечного пространства;
- системы контроля и подавления водорода;
- образования и работы приемков в режиме рециркуляции;
- системы вентиляции (приточно-вытяжной и рециркуляционной);
- теплообменников САОЗ, промконтур технической воды;
- воздушного тракта системы пассивного отвода тепла (СПОТ).

Верификация кода АНГАР выполнена на базе широкого спектра экспериментальных данных, полученных при моделировании аварий с течами теплоносителя на экспериментальных установках, структурно подобных ЗО АЭС, как с относительно небольшими геометрическими размерами и малым количеством помещений (установка Лукасской Национальной Лаборатории), так и на крупномасштабных стендах ВМС, NUPEC, HDR с множеством связанных помещений, конструкции которых воспроизводят типичное внутреннее строение помещений АЭС с ВВЭР и PWR (эксперименты M-7-1 (ISP-35), M-2-2, C2, H15, H16, VANAM M3 (ISP-37), V42, V44 (ISP-16), E11.2 (ISP-29), CASP-3 (SP-3)).

Результаты верификации [10] показали, что расчеты по коду АНГАР демонстрируют хорошее качественное и количественное соответствие экспериментальным результатам по изменению основных параметров парогазовой среды в помещениях экспериментальных установок.

Передача команд управления в комплексе РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ осуществляется через механизм сообщений операционной системы, поэтому для управления новыми модулями использована та же технология. Обмен данными осуществляется через общие области памяти. При этом передаются характеристики расчетной модели: количество рассматриваемых неконденсируемых газов, количество и параметры течей. Для каждой из них передаются следующие физические параметры:

- массы и температуры неконденсируемых газов, массы и термодинамические параметры воды и пара, поступающих из РУ в ЗО либо из ЗО в РУ;

■ давление, температура и состав атмосферы в ЗО в местах расположения течей.

Кроме того, между кодами передается информация для согласованного выбора временных шагов, поскольку временные шаги в кодах АНГАР и РАТЕГ не совпадают (как правило, шаг в коде РАТЕГ меньше).

Вызов управляющих подпрограмм осуществляется на каждом временном шаге кода РАТЕГ. Величины, передаваемые в код АНГАР (массы, энтальпии), на каждом временном шаге там накапливаются, а при выполнении шага кода АНГАР пересчитываются в потоки соответствующи-

щих величин, которые далее используются в расчете в качестве источников. Рассчитанные по коду АНГАР параметры в ЗО используются в коде РАТЕГ в качестве граничных условий.

Отметим, что объединенный код позволяет выполнять запись полного набора параметров комплекса в определенные, заказываемые пользователем моменты времени. Это обстоятельство позволяет продолжить расчет с любого из этих моментов. Разработаны и тестированы методики графической обработки и представления результатов расчетов как по коду РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ, так и по коду АНГАР.

### 3. Расчетный анализ протекания тяжелой ЗПА

В качестве примера применения системы кодов РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ/АНГАР ниже приведены результаты моделирования тяжелой ЗПА на АЭС-92 при гильотинном разрыве горячей нитки главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) с одновременной потерей источников переменного тока на длительный период (более 24-х часов). Существенным отличием АЭС-92 является наличие пассивных систем безопасности:

– СПОТ для отвода энергии от РУ при отказе активных систем охлаждения;

– системы гидроемкостей второй ступени (ГЕ-2) низкого давления для подачи воды в реактор при отказе активной части САОЗ.

#### 3.1. Исходные события

Постулируются гильотинный разрыв ГЦТ Ду 850 на выходе из реактора с двухсторонним истечением теплоносителя и обесточивание АЭС с отказом на запуск всех дизель-генераторов со следующим регламентом работы систем безопасности:

- аварийное питание осуществляется от аккумуляторных батарей;
- отказ всех активных систем безопасности, требующих для своей работы источников питания переменного тока: САОЗ, спринклерной системы, системы аварийного расхолаживания ПГ;
- проектная работа пассивных систем безопасности:
  - четыре гидроемкости первой ступени (ГЕ-1);
  - четыре группы ГЕ-2;
  - четыре канала СПОТ;
  - система быстрого ввода бора.

#### 3.2. Особенности протекания ЗПА на АЭС-92

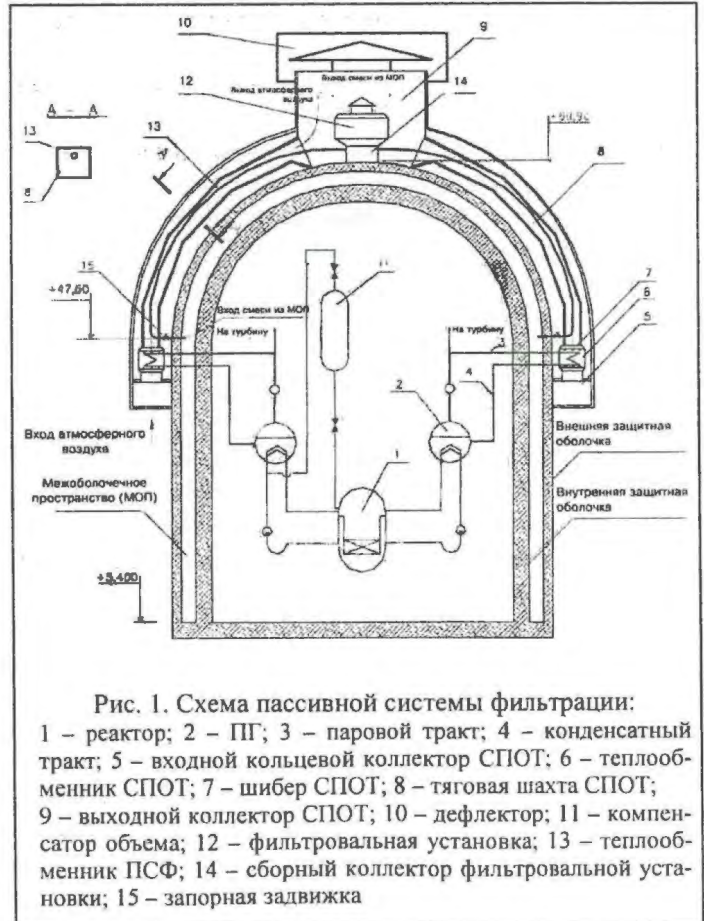
В процессе аварии с разгерметизацией I контура на действующих АЭС с РУ типа ВВЭР/PWR взаимосвязь параметров теплоносителя I контура РУ и парогазовой среды в ЗО проявляется, в основном, через параметры линии насыщения при соответствующих давлениях и гидравлические условия в месте течи. Поток массы направлен преимущественно из РУ в ЗО.

В этих условиях расчетное моделирование протекания аварий допустимо осуществлять последова-

тельными итерационными расчетами по “реакторным” и “контейментным” кодам, рассматривая РУ и ЗО как отдельные физические объекты.

Анализ результатов моделирования ЗПА на АЭС с пассивными системами безопасности (рис. 1) показал необходимость учета массообмена парогазовой средой между РУ и ЗО при одновременном сопряженном расчете по “реакторным” и “контейментным” кодам с организацией непрерывного или периодического обмена информацией между кодами.

Сценарий протекания ЗПА на АЭС-92 можно условно представить в виде двух этапов. Первый включает в себя истечение теплоносителя в разрыв,



повторный залив а.з. и снижение параметров теплоносителя II контура (межтрубного пространства ПГ) до уровня параметров теплоносителя I контура. При этом ПГ работают в режиме "расхолаживания"-охлаждения теплоносителя II контура за счет отвода энергии к окружающей среде и теплоносителю I контура в трубчатке ПГ. Давление парогазовой среды внутри ЗО определяется количеством поступающего в ее объем воды и пара из места течи, зависящим в том числе от расхода теплоносителя из ГЕ-2 и параметров насыщения в объеме ЗО.

Второй этап наступает после охлаждения теплоносителя II контура до температуры ниже температуры первого. При этом ПГ переходят в режим "конденсации", когда поступающий из I контура в трубчатку пар конденсируется в ней и после заполнения конденсатом гидрозатворов ГЦН начинает поступать обратно в реактор в виде конденсата (дополнительно к подаче из ГЕ-2). При этом отвод энергии от системы РУ-ЗО к окружающей среде осуществляется через воздушные теплообменники (ВТО) СПОТ. В этот период устанавливается квазидинамическое равновесие между генерацией пара в а.з. и конденсацией пара в ПГ и на поверхностях конструкций в ЗО.

При повышении (уменьшении) скорости генерации пара в реакторе увеличивается (уменьшается) поступление пара в ЗО и давление парогазовой среды в ней повышается (уменьшается). Это, в свою очередь, приводит к повышению (снижению) давления в I, а затем и во II контуре ПГ, обуславливая повышение (снижение) мощности СПОТ, скорости конденсации пара в трубчатке ПГ и возврата конденсата в реактор. Поступление пара в ЗО уменьшается (увеличивается) и устанавливаются новые значения квазистатически равновесного давления в ЗО, реакторе и II контуре ПГ. Снижение (увеличение) расхода теплоносителя из ГЕ-2 в реактор также приводит к увеличению (снижению) генерации пара в а.з. и повышению (уменьшению) давления среды в ЗО.

Описанное динамическое равновесие генерации пара в а.з. и конденсации его в ПГ и ЗО определяет текущий уровень близких по величине значений давления в ЗО, реакторе и межтрубном пространстве ПГ. При этом скорость генерации энергии в РУ (за счет остаточного энерговыделения и тепловой энергии, запасенной в конструкциях РУ) и поступление энергии с теплоносителем из системы ГЕ-2 приблизительно соответствуют скорости отвода энергии за счет работы СПОТ, интенсивности аккумуляции энергии конструкциями в ЗО и отвода энергии с водой, поступающей из реактора в приямок.

Таким образом, величина расчетного давления парогазовой среды в ЗО (при фиксированной подаче

воды из ГЕ-2) определяет интенсивность отвода энергии, выделяющейся в РУ, к окружающей среде (т.к. мощность ВТО СПОТ пропорциональна разности температур насыщения котловой воды ПГ и окружающего ВТО СПОТ воздуха) и достаточность запаса воды в реакторе для поддержания температуры топлива в проектных пределах.

Таким образом, представляется, что при расчетном анализе протекания ЗПА при течах теплоносителя из РУ в ЗО, особенно если в ее преодолении существенную роль играет работа СПОТ и ГЕ-2, необходимо проводить сопряженные расчеты по моделирующим процессам в РУ и ЗО кодам с обеспечением динамического интерфейса по обмену данными о массообмене между РУ и ЗО и параметрах среды (давление, температура, паросодержание).

### 3.3. Исходные данные и характеристики расчетных схем

#### 3.3.1. Защитная оболочка АЭС

Исходные данные по конструкции ЗО, принятые при расчетном анализе, соответствовали проекту ЗО АЭС-92.

В расчетной схеме конструкция помещений зоны локализации аварии (ЗЛА), представляющей собой объем внутренней ЗО, моделируется несколькими расчетными помещениями (рис. 2). Эти помещения соединены между собой реально существующими связями, через которые осуществляется тепломассообмен между помещениями, и содержат тепловые структуры, моделирующие строительные конструкции и технологическое оборудование, участвующие в теплообмене с парогазовой средой. На расчетной схеме помещений ЗЛА указаны свободный объем расчетного помещения и его средняя высотная отметка.

#### 3.3.2. Реакторная установка В-392

Расчетная схема РУ моделирует все основные составные части РУ АЭС-92. В состав главного циркуляционного контура входят реактор и четыре петли, каждая из которых состоит из ПГ, ГЦН и ГЦТ, соединяющих оборудование петли с реактором. Каждая из петель имеет горячую и холодную нитки. Система компенсации давления включает в себя паровой компенсатор давления с комплектом электронагревателей, четыре импульсно-предохранительных устройства (ИПУ), барботер и трубопроводы с арматурой. Расчетная схема представлена на рис. 3 - 5.

При выполнении расчета принят метод реалистической оценки:

- начальные условия соответствуют режиму нормальной эксплуатации без учета возможных отклонений и неопределенностей в параметрах, величинах уставок и т.д.;

- характеристики а.з. (коэффициенты реактивности, неравномерности и т.д.) принимаются в соответствии с нейтронно-физическими расчетами без учета неопределенностей и погрешности расчетов;
- не учитываются отказы оборудования и ошибки персонала.

Основные принятые в расчетах исходные данные приведены в табл. 1 и 2.

Таблица 1. Режимные параметры

Параметры	Величина
Тепловая мощность реактора, МВт	3 000
Расход теплоносителя через реактор, м <sup>3</sup> /час	84 800
Давление теплоносителя на выходе из а.з., МПа	15,7
Температура теплоносителя на входе в реактор, °С	291
Давление пара в паровом коллекторе ПГ, МПа	6,27

Таблица 2. Основные исходные данные

Наименование параметра	Величина
Максимальный линейный тепловой поток, Вт/см	360
Максимальный коэффициент неравномерности энерговыделения по радиусу а.з., отн. ед.	1,5
Эффективность АЗ с учетом застревания в верхнем положении ПС с максимальной эффективностью, %	6,2
Система САОЗ (пассивная часть) – ГЕ-1: – количество емкостей, шт., – начальное давление газа, МПа, – объем воды/газа, м <sup>3</sup> , – температура воды, °С	4 5,88 50/10 70
Система емкостей ГЕ-2: – количество емкостей, шт., – давление срабатывания, МПа, – объем воды (суммарный), м <sup>3</sup>	8 1,5 960
Система СПОТ: – количество каналов, шт., – время срабатывания, с	4 через 30 с (автоматически)

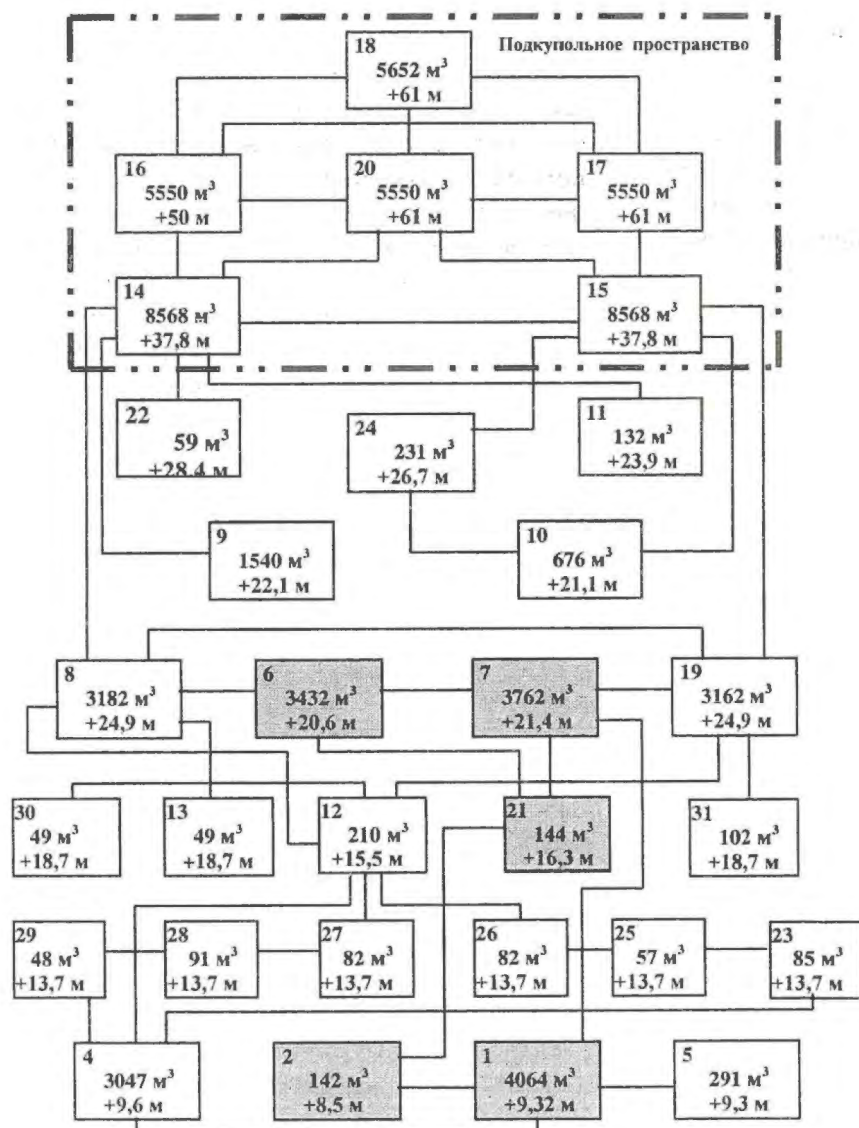


Рис. 2. Расчетная схема ЗЛА АЭС-92

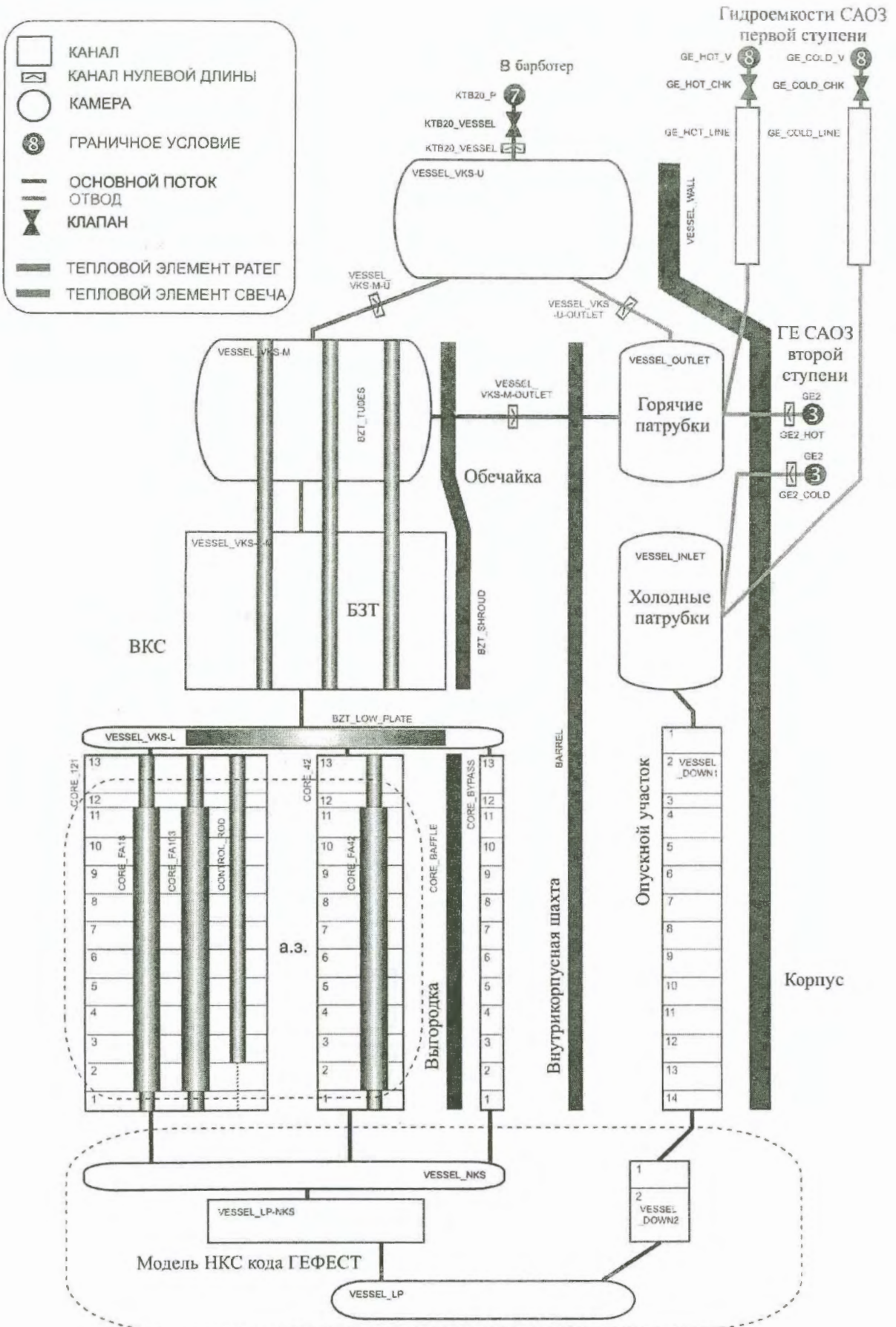


Рис. 3. Расчетная схема реактора

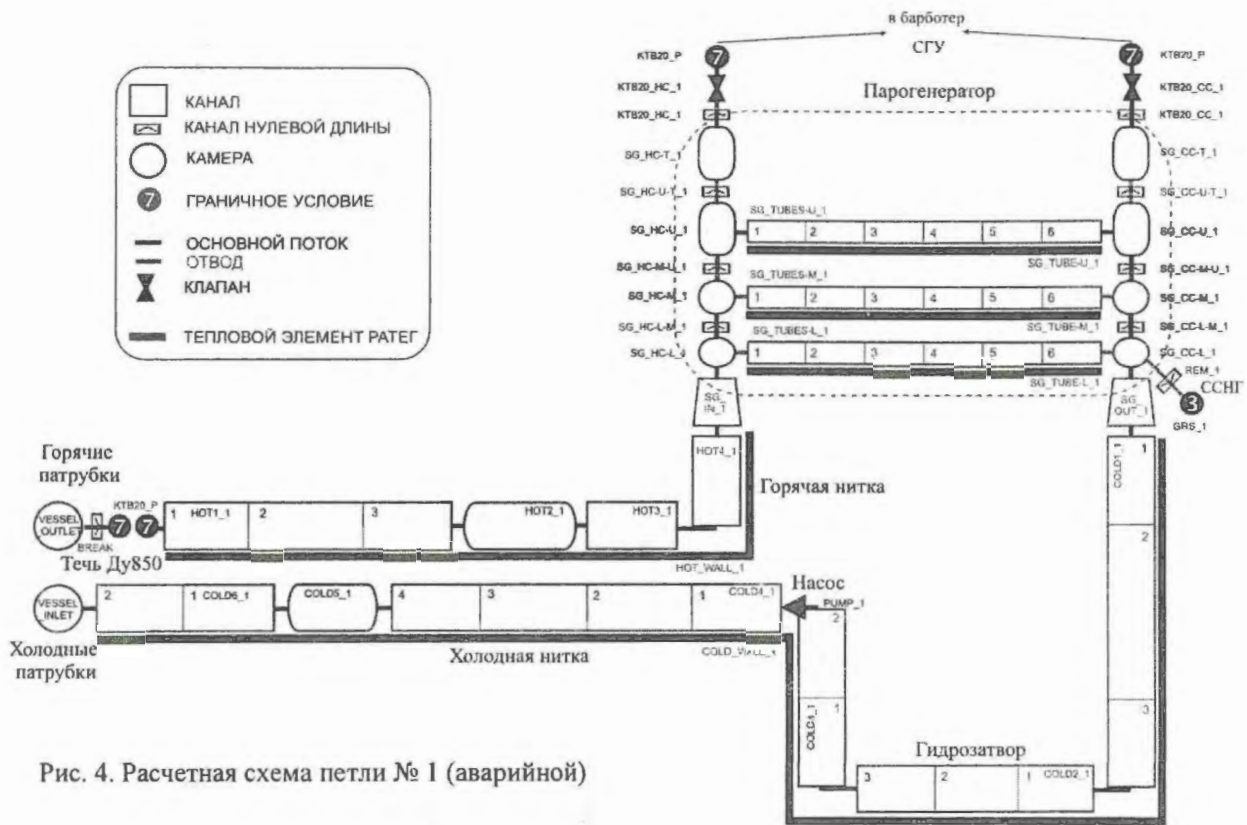


Рис. 4. Расчетная схема петли № 1 (аварийной)

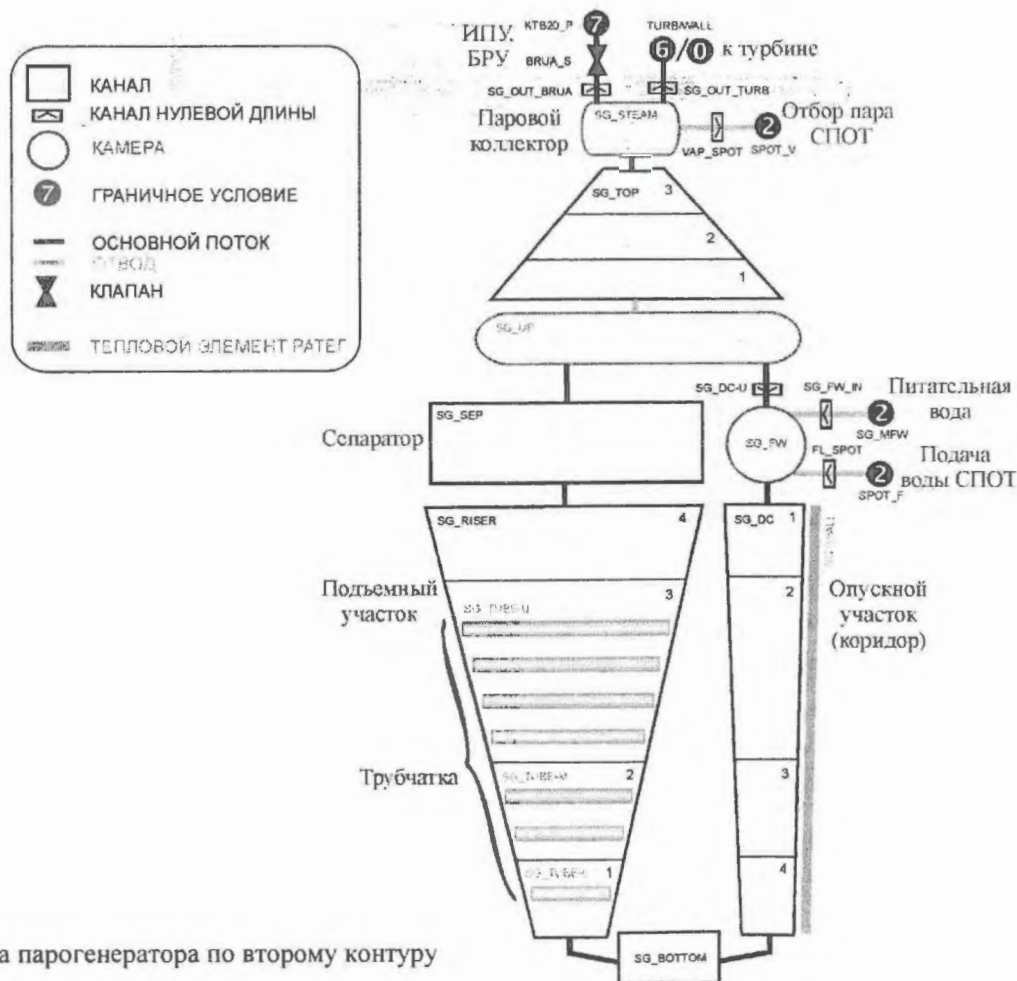


Рис. 5. Расчетная схема парогенератора по второму контуру

### 3.4. Процессы в РУ при тяжелой ЗПА

На основе анализа изменения теплогидравлических параметров РУ АЭС-92 и степени разрушения а.з. в процессе рассматриваемой тяжелой ЗПА можно выделить следующие основные события, хронология которых представлена в табл. 3.

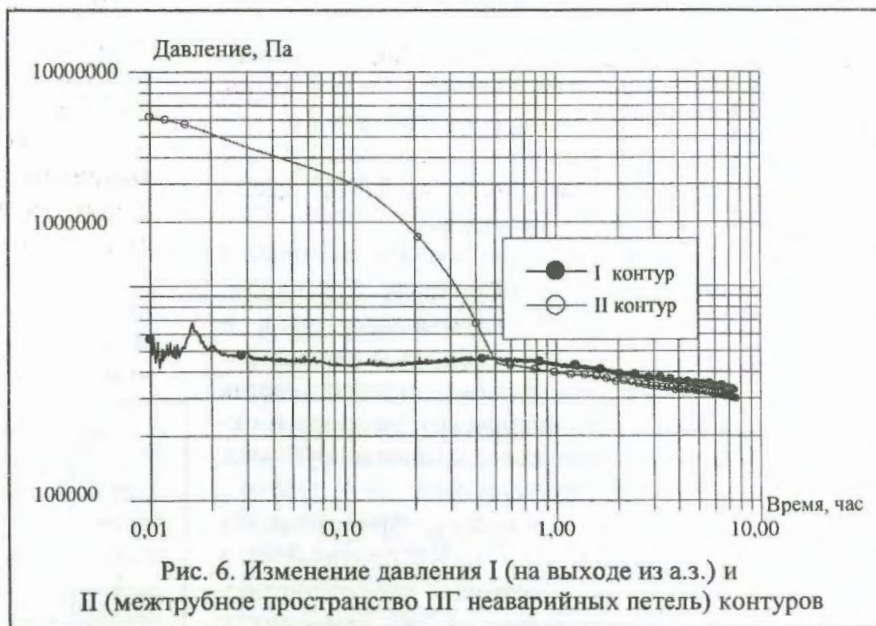
Таблица 3. Хронология протекания тяжелой ЗПА в РУ В-392

Событие	Момент времени	Комментарии
Разрыв ГЦТ – течь эквивалентным диаметром Ду 850 мм из горячей нитки с двухсторонним истечением	0,0 с	Исходное событие. Наложение отказа: потеря всех источников переменного тока АЭС, включая дизель-генераторы
Работа ГЕ-1 САОЗ	(9 – 48) с	Снижение давления I контура до 5,89 МПа
Срабатывание ГЕ-2 САОЗ	17 с	Снижение давления I контура ниже 1,5 МПа
Начало работы СПОТ	30 с	Автоматический запуск 4-х каналов СПОТ через 30 с после начала аварии
Начало конденсации пара в трубчатке ПГ	40 мин	Параметры II контура ниже параметров I контура
Прекращение подачи борированной воды из ГЕ-2 САОЗ	24 часа	Исчерпание запаса борированной воды в ГЕ-2
Начало генерации водорода в а.з. за счет реакций окисления, заполнение трубчатки всех ПГ водородом	29 час.	$T_{ТВЭЛ} > 1000 \text{ К}$ 100% неработоспособность всех каналов СПОТ
Начало разрушения топлива в а.з.	32 часа	$T_{ТОПЛ} > 2850 \text{ К}$
Разрушение корпуса реактора и выход расплава в устройство локализации	34 часа	$T_{КОРП} > 1500 \text{ К}$

На начальном этапе аварии происходят резкое уменьшение давления теплоносителя в I контуре, срабатывания АЗ. Мощность реактора снижается до уровня остаточного энерговыделения. Начинается подача борированной воды из ГЕ-1 САОЗ, а затем из ГЕ-2. На дальнейших стадиях аварии температурное состояние а.з. определяется эффективностью работы пассивных систем СПОТ и ГЕ-2.

Включение СПОТ в режим расхолаживания теплоносителя II контура происходит автоматически через 30 с после начала аварии по факту потери всех источников переменного тока. Давление II контура на начальном этапе в период работы ПГ в режиме расхолаживания снижается за счет отвода тепла к окружающей среде после выхода СПОТ на полную мощность и за счет теплопередачи в трубчатке от котловой воды к теплоносителю I контура. Давление во II контуре становится ниже давления в I через  $\approx 40$  минут после начала аварии. На рис. 6 представлены изменения давлений I (на выходе из а.з.) и II (межтрубное пространство ПГ неаварийных петель) контуров.

После этого происходит переход работы ПГ неаварийных петель в режим конденсации в трубчатке пара, поступающего из реактора. После заполнения гидрозатворов холодных ниток петель обра-



зующимся конденсатом приблизительно через 1,5 часа начинается поступление конденсата в реактор в дополнение к поступлению воды из ГЕ-2.

Через 24 часа после начала аварии происходит опорожнение системы ГЕ-2. В этот период температура оболочек твэлов не превышает проектных пределов и а.з. находится под уровнем теплоносителя. К этому моменту мощность остаточного энерговыделения в топливе превышает мощность трех каналов СПОТ. Поэтому потеря теплоносителя в реакторе за счет выкипания превышает подачу конденсата из ПГ. Начинается постепенное

снижение уровня с последующим осушением а.з. и разогревом топлива.

Через ~ 4,4 часа после опорожнения ГЕ-2 начинается генерация водорода за счет окисления материалов а.з. В результате поступления большого количества водорода в трубчатку ПГ эффективность конденсации пара резко падает. В расчетах последующего периода протекания аварии работа СПОТ не учитывается. Начало плавления оболочек твэлов происходит через 6,3 часа после опорожнения ГЕ-2.

Суммарный расчетный выход водорода за счет окисления материалов а.з. и внутрикормовых устройств (ВКУ), радиолитического распада пара и воды, выхода растворенного в теплоносителе водорода не превышает примерно 750 кг.

Разрушение корпуса реактора за счет его сквозного проплавления ниже сварного шва эллиптического днища и выход основной массы расплава в устройство удержания расплава прогнозируются через 34 часа с начала аварии.

### 3.5. Процессы в ЗО при тяжелой ЗПА

В начальный период аварии вследствие интенсивного поступления высокопотенциального теплоносителя из разрыва ГЦТ в объем ЗО давление парогазовой среды в ней резко повышается до максимального значения. В дальнейшем, вследствие снижения расхода теплоносителя в течь и интенсивной конденсации пара на "холодных" поверхностях технологического оборудования, металлических и бетонных конструкций ЗО, давление среды в ЗО начинает снижаться.

В период работы ПГ в режиме расхолаживания отвод энергии, поступающей в объем ЗО с паром, осуществляется за счет аккумуляции тепла в строительных конструкциях. После перехода работы ПГ в режим конденсации осуществляется дополнительный отвод энергии от реактора к окружающей среде за счет конденсации в трубчатке ПГ поступающего из реактора пара.

Взаимосвязанность процессов, происходящих на этой стадии аварии в РУ и ЗО, проявляется в основном через мощностную характеристику СПОТ: снижение давления в ЗО приводит к уменьшению давления в I контуре и ПГ. Вследствие этого уменьшаются мощность СПОТ и количество поступающего в реактор конденсата. В свою очередь уменьшение расхода через а.з. приводит к увеличению генерации пара в а.з. и повышению давления в ЗО.

В расчетах учитывалось поступление водорода в ЗО от всех источников в течение всего проанализированного периода аварии: взаимодействие циркониевых оболочек твэлов и конструкционной стали с паром; радиолитическое разложение растворов теплоносителя во время протекания аварии; корро-

зия металлов и металлизированных покрытий при воздействии на них растворов теплоносителя и спринклерных растворов. Расчет параметров парогазовой среды в объеме ЗЛА проведен как с учетом работы пассивных рекомбинаторов системы дожигания водорода, так и без учета работы этой системы. Изменение давления парогазовой среды в ЗО в процессе аварии представлено на рис. 7.



Рис. 7. Изменение давления парогазовой среды в защитной оболочке в процессе аварии

В случае восстановления аварийного электропитания от источников переменного тока после 24-х часов аварии в работу вступают предусмотренные проектом активные системы безопасности, обеспечивающие расхолаживание реактора. После включения в работу спринклерной системы давление парогазовой среды в ЗО постепенно снижается до предаварийного значения.

На рис. 8 представлено изменение температуры среды в боксе аварийной петли и в объеме подкупольного пространства ЗО с учетом работы рекомбинаторов системы дожигания водорода.



Рис. 8. Изменение температуры среды в боксе аварийной петли и в объеме подкупольного пространства с учетом работы рекомбинаторов системы дожигания водорода

## Заключение

Представлены основные результаты интеграции “контейментного” кода АНГАР, предназначенного для расчетного анализа аварийных процессов в ЗО АЭС, и “реакторного” кода улучшенной оценки РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ, моделирующего протекание внутрикорпусной стадии тяжелых аварий, сопровождающихся плавлением а.з. и разрушением корпуса реактора.

Объединенный расчетный комплекс АНГАР/РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ позволяет самосо-

гласованным образом моделировать взаимосвязанные процессы в ЗО и РУ АЭС с ВВЭР на всех стадиях протекания аварий с разгерметизацией I контура РУ с учетом работы активных и пассивных систем безопасности, характерных для действующих и проектируемых отечественных АЭС нового поколения.

Применение комплекса на предприятиях Минатома РФ для анализа и обоснования безопасности АЭС позволит снизить трудоемкость и повысить достоверность результатов расчетов.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Самигулин М.С., Воронова О.А., Иванова Г.Г., Софронов В.Н., Устиненко В.А. Программа РАТВЭЛ для численного моделирования аварий на ядерных энергетических установках.// ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов, вып. 2, 1997. – С. 24 – 33.

2. Veshchunov M.S., Kiselev A.E. et al. 'SVECHA' Code Package, Modeling of Core Degradation Phenomena at Severe Accidents. Proceedings of NUREG-7, 1995, v. 3, pp. 1914 – 1929.

3. Bolshov L., Strizhov V., Kisselev A. Severe accident codes status and future development. Nuclear Engineering and Design, 1997, v. 173, pp. 247 – 256.

4. Виноградова Т.Б., Дерюгин А.А., Киселев А.Е., Носатов В.Н., Романовский В.Н. Развитие и применение интегральных кодов по анализу тяжелых аварий на ядерных энергетических установках.// Изв. РАН. Сер. Энергетика, 1999, № 1. – С. 26 – 41.

5. Васильев А.Д., Киселев А.Е., Кобелев Г.В., Стрижов В.Ф., Воронова О.А., Данилов Ю.Ф., Самигулин М.С., Проклов В.Б., Пылев С.С., Томащук Д.Ю. Объединенный код улучшенной оценки РАТЕГ/СВЕЧА: архитектура, верификация и предварительные результаты моделирования внутрикорпусной стадии запроектных аварий на АЭС с РУ ВВЭР-1000.// Сб. трудов научно-практич. семинара “Вопросы безопасности АЭС с ВВЭР. Том 1. Исследования процессов при запроектных авариях с разрушением активной зоны”. – СПб.: 2000. – С. 87 – 104.

6. Вещунов М.С., Киселев А.Е., Стрижов В.Ф. Пакет программ СВЕЧА – моделирование процессов раз-

рушения элементов конструкций РУ ВВЭР-1000 на внутрикорпусной фазе запроектной аварии. Там же. – С. 67 – 86.

7. Безлепкин В.В., Кухтевич В.О., Сидоров В.Г., Васильев А.Д., Киселев А.Е., Кобелев Г.В., Семенов В.Н., Стрижов В.Ф., Воронова О.А., Данилов Ю.Ф., Самигулин М.С., Девкин А.С., Проклов В.Б., Пылев С.С., Томащук Д.Ю. Состояние разработки кода РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ для описания процессов деградации активной зоны при тяжелых авариях.// Сб. трудов II Всеросс. научно-практич. конф. “Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР”, г. Подольск, 19 – 23 ноября 2001 г.

8. Онуфриенко С.В., Кухтевич И.В., Безлепкин В.В., Сидоров В.Г., Киселев А.Е., Стрижов В.Ф., Самигулин М.С., Проклов В.Б., Томащук Д.Ю. Анализ процессов в активной зоне реактора ВВЭР-1000 при тяжелых авариях с применением отечественного интегрального кода РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ.// Атомное энергомашиностроение. Труды ЦКТИ, 2002, вып. 282. – С. 89 – 100.

9. Безлепкин В.В., Кухтевич И.В., Лукин А.В., Сидоров В.Г., Васильев А.Д., Киселев А.Е., Кобелев Г.В., Филиппов А.С., Самигулин М.С., Томащук Д.Ю. Расчетный анализ тяжелых аварий с применением отечественного кода РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ.// Сб. трудов III Всеросс. научно-практич. конф. “Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР”, г. Подольск, 26 – 30 мая 2003 г.

10. Мальцев М.Б., Пересадыко В.Г., Константинов С.А. Верификация программы АНГАР для расчетного анализа аварий в защитных оболочках АЭС. Там же.

Статья поступила в редакцию 10 октября 2003 г.

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2003, вып. 3, с. 34 – 43.

## Замечания к теоретическим результатам изучения динамического хаоса в ядерных реакторах

*Л.В. Смирнов*, НИИ механики Нижегородского госуниверситета, 603950, Н.Новгород, пр. Гагарина, 23, к. 6

Представлен ряд замечаний в связи с публикацией обзора результатов теоретических исследований динамического хаоса в активной зоне ядерного реактора. Указана необходимость обсуждения результатов этих исследований, путей и возможностей обоснования для практической реализации стохастических режимов в работе ядерного реактора.

**SOME NOTES ON THE RESULTS OF THEORETICALLY STUDYING DYNAMIC CHAOS IN NUCLEAR REACTORS. L.V. SMIRNOV.** A number of notes are presented in connection with the published review of theoretically investigating dynamic chaos in nuclear reactor cores. Discussing the results of the study and possible ways of validating the practical implementation of stochastic modes in the operation of the nuclear reactor are shown to be necessary.

Публикация в настоящем выпуске сборника обзорной работы Н.С. Постникова и представление соответствующего доклада на секцию № 3 НТС № 1 Минатома, содержащих, в частности, предложения о практическом использовании стохастических режимов в ядерных реакторах, безусловно, вызовут интерес и читателей сборника. В связи с этим можно сделать ряд замечаний, которые представляются полезными для читателей, большинство из которых незнакомо с общей проблемой хаотического поведения автономных динамических систем. Интерес представляют методы исследований, конкретные результаты, полученные в этом бурно развивающемся разделе математики, и выходящие за рамки математики практические приложения этих результатов. Краткое изложение во введении к обзору минимума общих представлений о проблеме при необходимости читатель может дополнить знакомством с учебными пособиями [1, 2].

Рассмотрение проблемы сложной динамики и хаоса следует отнести к началу прошлого века, оно связано в первую очередь с работами А. Пуанкаре и Д. Биркгофа по качественной теории динамических систем. Главным замечательным достижением математики, о котором говорит автор обзора, является не открытие нового вида движений. Оно состоит в осмыслении и наглядном показе, как эти сложные, предсказанные А. Пуанкаре движения возникают в динамических системах, описываемых простыми по виду дифференциальными уравнениями, и как и почему эти движения, несмотря на соблюдение теоремы о единственности решения, оказываются непредсказуемыми и случайными [3].

Наиболее важным для читателей сборника моментом является прикладное значение этих ре-

зультатов. Автор пособия [1] отмечает главное – это мировоззренческое значение указанных представлений и их связь с принципиальными ограничениями на предсказуемость поведения сложных систем (от предсказания погоды до неоднозначной определенности исторического процесса). Остальные примеры “прикладного хаоса”, приведенные в [1], можно объединить в виде “возможных приложений”. Исключение, пожалуй, представляют реализующие этот процесс шумовые генераторы. Математиками придумано великое множество примеров демонстрации стохастического поведения автономных систем, для которых определены состояние и оператор его эволюции. Именно на этих примерах оттачиваются методы исследования, демонстрируются результаты такого исследования и характеристики стохастического поведения. Однако, то, что является общим, частным и интересным с формально-математической точки зрения на пространство динамических систем, не всегда совпадает с тем, что интересно и встречается в реальных системах [3]. Несмотря на огромное количество работ, посвященных изучению стохастического характера решений уравнений математических моделей, особых успехов в концепции хаоса в реальных динамических системах, характерных для физики, механики, экономики, биологии, не достигнуто. Все заметные успехи можно отнести скорее к теории динамических систем как к разделу математики. За почти сорок лет, прошедших после публикации известной работы Э. Лоренца, нет практических результатов в основанных на этой концепции попытках объяснить явления наблюдаемого хаотического поведения реальных систем. Это, например, относится к теории турбулентности, создание которой является важнейшей проблемой гидродинамики. По-

сколько изучение гидродинамических процессов имеет непосредственное отношение к динамике течения теплоносителя и процессам теплообмена в ЯЭУ и поскольку автор обзора указывает в своих работах на важное прикладное значение якобы достигнутых успехов использования концепции динамического хаоса в создании теории турбулентности, остановимся на этом подробнее.

В обзоре имеется ссылка на сборник статей [4], в котором собраны доклады известных теоретиков, занимающихся гидродинамикой и динамическим хаосом, дополненные двумя несколько более ранними основополагающими работами метеоролога Э. Лоренца и математиков Д. Рюэля и Ф. Такенса. Составители сборника и ряд авторов более двадцати лет назад выражали надежду, что "с помощью странных аттракторов удастся объяснить много реальных явлений и фактов". Укоренившийся термин "странный аттрактор" был введен двумя последними авторами для обозначения самовозбуждающихся стохастических колебаний в динамических системах. Используется и другой термин – "стохастические автоколебания" [2]. На необычность (странность) такого притягивающего множества указывается для отличия его от нестранных аттракторов – устойчивых состояний равновесия и предельных циклов. Во многих докладах анализируются уравнения Навье – Стокса, отмечаются недостатки имеющихся математических основ для анализа решений этих уравнений. В частности, указывается, что для полных уравнений Навье – Стокса неизвестно ни одного турбулентного решения и даже неизвестно, существует ли такое решение, что аппарат теории динамических систем недостаточно хорошо развит, чтобы изучаемые с его помощью модели отражали свойства реальных течений. Заинтересовавшийся проблемой читатель может сам обратиться к сборнику [4] и найдет там много интересного. За прошедшие четверть века появилось необозримое количество посвященных этой проблеме работ, поэтому процитируем только автора обзора [5], где подводится итог многолетним попыткам применения концепции динамического хаоса к турбулентности. "Некоторые физики поторопились отождествить теорию странных аттракторов с теорией турбулентных течений. Такие взгляды изложены даже в последних изданиях известной книги Л.Д. Ландау и Е.М. Лифшица, вышедших уже после смерти Л.Д. Ландау (думаю, великий физик этого бы не допустил). На самом деле, хотя странные аттракторы и возникают в гидродинамике, как и повсюду в нелинейной физике, до объяснения турбулентности все еще далеко".

Возвратимся, однако, к опубликованному в настоящем сборнике обзору по хаотической динамике ядерных реакторов. Автор достиг определенных успехов в анализе некоторых решений

уравнений нейтронной кинетики с учетом обратных связей, характерных для реакторов различного типа. Основная сложность анализа решений этих математических моделей состоит в необходимости рассмотрения нелинейных уравнений высокого порядка и в достаточно ограниченном инструментарии для такого исследования. Цитируем автора работы [3]: "...достаточно полное изучение конкретной многомерной системы – очень трудная и часто неразрешимая задача. Регулярный успех достигнут только для размерности  $n \leq 2$ , при  $n = 3$  исследование трудно и допустимо лишь благодаря новой вычислительной технике, при  $n \geq 4$  – очень трудно и часто невозможно". Поэтому неизбежны использование численного счета при фиксированных значениях параметров математической модели и поиск области этих параметров, где имеет место временной или пространственно-временной хаос.

Использование упрощенных, но несмотря на это достаточно сложных для исследования распределенных математических моделей при численном исследовании предполагает переход к системам уравнений в полных производных. Автор обзора заменяет пространственно-временную область системой узлов, равномерно покрывающих эту область. Однако адекватное рассмотрение нестационарных и чрезвычайно сложно распределенных в пространстве процессов, характерных для хаоса, требует, по-видимому, либо невообразимых вычислительных средств, либо неравномерных и даже подвижных сеток, увеличивающих число ячеек в областях, содержащих особенности решения. Причем эти области могут определяться только в процессе решения (см., например, [6, 7]). Неучет этого фактора может привести как к потере важной информации, так и к приобретению в решении качественных и количественных особенностей, нехарактерных для исходной упрощенной математической модели.

Следует обратить внимание еще на один факт, указанный в одной из последних работ [8], включенных в обзор. Автор обзора пишет, что цепочечные и решеточные системы, аппроксимирующие уравнения модели диффузионного приближения нейтронной кинетики, представляют собой систему уравнений динамики связанных ядерных реакторов, поэтому хаотическая динамика связки реакторов отражает свойства пространственно-временного хаоса. Следует заметить, что динамика многомерных решеток связанных хаотических систем общего вида имеет ряд характерных особенностей, которые давно изучаются, что, в частности, отражено в обзорной работе [9]. Упоминания об этих особенностях и каких-либо ссылок в обсуждаемом обзоре нет. Это свидетельствует,

что автор обзора незнаком с большим количеством публикаций по динамическому хаосу, имеющих непосредственное отношение к изучаемой им проблеме. Об этом же свидетельствует отзыв одного из авторов работы [9], ознакомившегося с рукописью обзора. В отзыве рецензент указывает на необоснованность утверждений автора обзора, выходящих за рамки рассмотрения конкретных, исследуемых им систем. Согласно этим утверждениям подобные результаты не сводятся ни к одному из известных, могут пополнить... Можно добавить, что широко известные результаты работ рецензента и его учеников по динамическому хаосу выполнены в Нижнем Новгороде, там же много лет проводится исследование стохастических процессов, описываемых уравнениями диффузии, близкими к уравнениям диффузионного приближения нейтронной кинетики.

На рассматриваемый здесь обзор имеются также отзывы специалистов по динамике и физике реакторов, где указываются отдельные недостатки и отмечается, что результаты исследований этого частного вида математических моделей представляют определенный интерес для организаций, занимающихся проектированием и разработкой энергетических установок с ядерными реакторами, и что работу следует продолжить с использованием более точных математических методов и более реальных математических моделей. Это, в частности, связано с тем, что использованы достаточно упрощенные, идеализированные математические модели, не учитывающие в полной мере

пространственную структуру реактора, детальную зависимость сечений ядерных реакций от энергии нейтронов и температуры среды, характер циркуляции и свойства теплоносителя.

Критерием истины является практика, и встает вопрос об экспериментальном обнаружении и соответствующем теоретическом объяснении явления динамического хаоса в реакторах. Инициатором рассмотрения проблемы и результатов работ Н.С. Постникова на заседании секции НТС был старейший член секции, недавно ушедший от нас Л.Н. Подлазов, с которым автор данной заметки неоднократно обсуждал эту проблему. Именно ему принадлежала идея и желание организовать экспериментальную проверку возможности практической реализации и соответствующего теоретического осмысления динамического хаоса в реакторах.

На необходимость такого основанного не на численном, а на физическом эксперименте, критерия указывает способ получения представленных в обзоре результатов, источником которых является численный счет по достаточно упрощенным математическим моделям.

В заключение следует сказать, что изложенные соображения не являются мнением редколлегии и секции, членом которых является автор. Возможно, у читателей сборника возникнет желание продолжить обсуждение в рамках дискуссионной страницы и высказать свои соображения как по самой проблеме, так и по практическим возможностям и направлениям ее решения.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Кузнецов С.П. Динамический хаос (курс лекций). – М.: Физматлит, 2001.
2. Горяченко В.Д. Элементы теории колебаний. Учеб. пособие для вузов. 2-е изд. – М.: Высшая школа, 2001.
3. Неймарк Ю.И. Динамическая система как основная модель современной науки. // Автоматика и телемеханика, № 3, 1999. – С. 196 – 201.
4. Странные аттракторы. / Под ред. Я.Г. Сина и Я. Л.П. Шильникова. – М.: Мир, 1981.
5. Юдович В.И. О проблемах и перспективах современной математической гидродинамики. // Успехи механики, 2002, № 1. – С. 61 – 102.
6. Лисейкин В.Д. Обзор методов построения струк-

турных адаптивных сеток. // Журнал вычисл. математики и мат. физики, 1996, т. 36, № 1. – С. 3 – 41.

7. Гельманов А.Н. Методы адаптивных сеток в задачах газовой динамики. – М.: Наука, 2000.

8. Постников Н.С. Турбулентность нейтронного поля (пространственно-временной хаос) в ядерных реакторах. // ВАНТ. Сер. физика ядерных реакторов, 2001, вып. 4. – С. 10 – 17.

9. Belykh V.N., Belykh I.V., Hasler M. and Nevidin K.V. Cluster synchronization in three-dimensional lattices of diffusively coupled oscillators. // Int. J. Bifurcation and chaos. Vol. 13, № 4, 2003. – P. 755 – 779 (World Scientific Publishing).

Статья поступила в редакцию 24 октября 2003 г.  
Вопросы атомной науки и техники.  
Сер. Физика ядерных реакторов, 2003, вып. 3, с. 44 – 46.

# СОДЕРЖАНИЕ

Памяти Л.Н. Подлазова .....3

## ДИНАМИКА И УПРАВЛЕНИЕ

Подлазов Л.Н., Чичулин Н.Л. Моделирование экспериментов по определению подкритичности РБМК с помощью программ трехмерной нейтронной кинетики .....6

Постников Н.С. Хаотическая динамика ядерных реакторов ..... 13

Сорокин Н.М., Дмитриев С.М., Хробостов А.Е., Легчанов М.А. Особенности гидродинамики альтернативных ТВС реактора ВВЭР-1000 .....23

Дмитриев С.М., Востриков А.А., Дмитриева Т.С., Скобелева И.Ю. Влияние конструктивных особенностей и режимных параметров рабочих сред на гидродинамическую устойчивость парогенерирующих элементов с двусторонним обогревом .....29

## ПЕРЕХОДНЫЕ И АВАРИЙНЫЕ РЕЖИМЫ

Козлов Д.И., Константинов С.А., Мальцев М.Б., Пересадыко В.Г., Киселев А.Е., Кобелев Г.В., Стрижов В.Ф., Фокин А.Л., Проклов В.Б., Томащук Д.Ю. Моделирование протекания аварий на АЭС с ВВЭР с использованием расчетного комплекса РАТЕГ/СВЕЧА/ГЕФЕСТ/АНГАР .....34

## ДИСКУССИОННАЯ СТРАНИЦА

Смирнов Л.В. Замечания к теоретическим результатам изучения динамического хаоса в ядерных реакторах .....44

# CONTENTS

In the memory of L.N. Podlazov .....3

## MATHEMATICAL SIMULATION AND CONTROL

Podlazov L.N., Chichulin N.L. 3-D numerical simulation of RBMK subcriticality determination experiments ....6

Postnikov N.S. Chaotic dynamics of nuclear reactor ..... 13

Sorokin N.M., Dmitriev S.M., Khrobostov A.E., Legchanov M.A. Specific hydrodynamics features of alternative FA for VVER-1000 reactor .....23

Dmitriev S.M., Vostrikov A.A., Dmitrieva T.S., Skobeleva I.Yu. An influence of constructional peculiarities and parameters of regime of working environs on the hydrodynamic stability of steam generator elements with two-sided heat .....29

## NON-STATIONARY AND EMERGENCY PROCESSES

Kozlov D.I., Konstantinov S.A., Maltsev M.B., Peresad'ko V.G., Kiselev A.E., Kobelev G.V., Strizhov V.F., Fokin A.L., Proklov V.B., Tomaschik D.Yu. Simulation of severe accidents on NPP with VVER reactor using coupled RATEG/SVECHA/ HEFEST/ANGAR code .....34

## DISCUSSION PAGE

Smirnov L.V. Some notes on results of theoretically studying dynamic chaos in nuclear reactors .....44

## **ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ**

**С е р и я:** Физика ядерных реакторов

**Выпуск 3**

Ответственный за выпуск – С.М. Зарицкий

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

Компьютерная верстка – Л.М. Краснова

Печ.л. 6,4. Уч.-изд.л. 7,9

Подписано в печать 08.12.2003г. Формат 210x297.

Тираж 300. Индекс 3646. 6 статей. Заказ 425

Отпечатано в ООО Издательство "Научтехлитиздат"

107258, г. Москва, Алымов пер., д.17, стр.2.

Тел.: (095) 737-52-19



# НОВЫЕ КНИГИ

**Юдицкий С.А., Владиславлев П.Н. Предпроектное моделирование функционирования организационных систем. – М.: ООО Издательство «Научтехлитиздат», ISBN 5-93728-029-6. 2004. – 120 с.**

Книга посвящена предпроектному моделированию при создании новых и реформировании существующих организационных систем различного назначения. Дается общее системное представление о всех этапах предпроектного моделирования и более детально, с включением собственных разработок авторов, обсуждаются этапы целеполагания и операционного моделирования.

Книга предназначена для системных аналитиков, занятых созданием и реформированием организационных систем, а также для научных работников, преподавателей, аспирантов и студентов, интересующихся проблемами формализованного моделирования и функционирования организационных систем широкого класса.

**Цена – 110 руб. (включая налоги и доставку).**

**Лебедев Г.Н., Нартов Б.К., Чуканов С.Н. Оперативный контроль и управление подвижными объектами. – М.: ООО Издательство «Научтехлитиздат», ISBN 5-93728-028-8. 2003. – 112 с.**

Рассмотрены новые методы оперативного контроля и управления подвижными объектами.

Получены условия оптимальности принятия оперативных решений для многоуровневых структур и предложен критерий оптимизации многоуровневой системы принятия решений. Предложены метод формализации широкого класса задач траекторного управления в виде стандартных задач оптимального управления и метод направленной оптимизации начального вектора управления динамической системы. Дан обзор методов нечеткого динамического программирования.

Для специалистов в областях оптимального управления, проектирования и исследования технических систем и теории динамических систем, а также аспирантов и студентов старших курсов.

**Цена – 99 руб. (включая налоги и доставку).**

**Подкин Ю.Г. Теоретические основы диэлькометрического контроля неравновесных дисперсных систем. – М.: ООО Издательство «Научтехлитиздат», ISBN 5-93728-024-5. 2003. – 160 с.**

В монографии рассматриваются с точки зрения неравновесной термодинамики особенности формирования измерительной информации при диэлькометрическом контроле многофазных материалов, в которых протекают количественные и (или) качественные изменения состава и свойств. Показано, что такие процессы сопровождаются аномальным изменением диэлектрических характеристик в пространстве и времени. Разработана методология получения и использования измерительной информации, обеспечивающая повышение эффективности систем технологического контроля.

Книга рассчитана на специалистов в области диэлькометрического контроля и может быть полезна студентам приборостроительных специальностей и аспирантам.

**Цена – 132 руб. (включая налоги и доставку).**

Заказы принимаются по адресу: 107258, г. Москва, Алымов переулок, д.17, стр.2. ООО Издательство «Научтехлитиздат» или по факсу: (095) 231-78-80, e-mail: [pribor@tgizdat.ru](mailto:pribor@tgizdat.ru).

После получения заказа заказчику будет выставлен счет. По факту оплаты счета книга будет отправлена заказной бандеролью.

Тел. бухгалтерии: (095) 168-13-69.

**Индекс 3646**

ISSN 0205-4671. Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2003, вып. 3, 1-48