

624.039.5

В 77

ISSN 0205-4671

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР "КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"

# ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

---

СЕРИЯ:

Физика ядерных реакторов

ВЫПУСК

4

2001

Рекомендуем оформить подписку и прислать материалы для публикации в журналах, выпускаемых издательством научно-технической литературы  
**«НАУЧТЕХЛИТИЗДАТ»:**

### **«ИНЖЕНЕРНАЯ ФИЗИКА»**

Публикует работы в области физико-энергетических установок и процессов, ядерного научного приборостроения, средств наблюдения и защиты, технической физики.

Индекс в каталоге ОАО «Роспечать» – 79217.

Телефон редакции: (095) 231-78-81.

### **«ИСТОРИЯ НАУКИ И ТЕХНИКИ»**

История развития физики, математики, химии, биологии, техники, медицины, отраслей промышленности и многое другое. Журнал открывает окно в знание прошлого, публикует малоизвестные и неизвестные факты о великих открытиях и изобретениях, рассказывает о людях, чьи исследования перевернули мир науки, а изобретения круто изменили жизнь общества.

Все самое интересное и увлекательное в науке древнейших времен и до наших дней!

Индекс в каталоге ОАО «Роспечать» – 80678.

Телефон редакции: (095) 231-78-80.

### **«ПРИБОРОСТРОЕНИЕ И СРЕДСТВА АВТОМАТИЗАЦИИ. Энциклопедический справочник»**

Справочной информации по приборо- и выпускаемых приборов для измерений, контроля, программные продукты; новые средства автоматизации; изделия; нормативные и методологические и метрологии; сообщения об изобретениях; конференциях, форумах; аннотации новых книг.

Индекс в каталоге ОАО «Роспечать» – 79757.

Телефон редакции: (095) 231-30-01.

Издательство «НАУЧТЕХЛИТИЗДАТ»:

Алымов переулок, дом 17, строение 2.

Ч 2319 Н99

621.035.5  
В74

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР "КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"

# ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

НАУЧНО - ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

СЕРИЯ

ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Издается с 1989 г.

ВЫПУСК 4

ДИНАМИКА И БЕЗОПАСНОСТЬ

ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Издается с 1971 г.

МОСКВА – 2001

42319 КФ

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

**Редакционная коллегия серии:**

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

**Редакция выпуска:**

А.М. Афанасьев, Д.И. Галеев, В.П. Горбунов, М.Х. Дорри, А.Д. Ефанов,  
В.Н. Ефимов, О.Б. Ключков, А.И. Колесников, А.Е. Крошилин, Э.С. Куропатенко,  
С.Д. Малкин (гл. редактор), О.И. Мелихов, Л.Н. Подлазов, В.В. Пчелин (отв. секретарь),  
Е.Ф. Сабаев, Л.В. Смирнов (зам. гл. редактора), В.П. Спассков,  
Г.С. Таранов, В.А. Тарасов, 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 control, 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.

## К юбилею сборника

В 2001 году исполнилось тридцать лет со дня выхода в 1971 г. первого выпуска научно-технического сборника статей, посвященных динамике ядерных энергетических установок. В настоящее время этот сборник издается РНЦ «Курчатовский институт» и с 1998 г. имеет достаточно сложное название: «Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. Выпуск: Динамика и безопасность ядерных энергетических установок». С первого выпуска сборник стал печатным органом созданной в Минсредмаше комиссии (позднее секции НТС) по динамике ЯЭУ, которая была одновременно и редколлекцией сборника.

В первый состав редколлекции, в которой за 30 лет работало 45 человек, вошли В.Д. Горяченко, Н.А. Железцов, А.И. Могильнер, Б.И. Моторов, Ю.Н. Ольшевский, В.И. Плютинский, Л.Н. Подлазов, В.В. Пчелин, Е.Ф. Сабаев, И.П. Сергеев, А.С. Степин, Б.З. Торлин и Я.В. Шевелев. Отобранные редколлекцией первого сборника 15 статей были посвящены актуальным задачам динамики ЯЭУ. Бессменным ответственным редактором и Председателем комиссии (секции) по динамике до 1993 г. был выдающийся ученый и организатор Я.В. Шевелев, памяти которого посвящен выпуск сборника за 1994 год.

Со второго выпуска состав редколлекции был расширен, и в нее вошли уже 20 человек. Сборник выпускался почти ежегодно, а иногда и дважды в год. Всего было выпущено 33 номера и до 2000 г. было опубликовано почти 400 статей, написанных сотрудниками многих организаций, главным образом Минатома. В числе авторов много сотрудников других ведомств, в том числе и высших учебных заведений.

Уже с первого выпуска определилась, а в дальнейшем расширилась, тематика публикуемых работ: это математические модели реакторов и других элементов и систем ЯЭУ, управление, переходные и аварийные процессы, теория реакторов, безопасность, устойчивость, идентификация, вибрация конструкций, численные методы, экспериментальные исследования, тренажеры. Многие известные специалисты, занимавшиеся проектированием, теоретическими и экспериментальными исследованиями и эксплуатацией ЯЭУ, принимали и принимают сейчас участие в создании сборника в качестве организаторов, рецензентов и авторов.

Особая роль в создании, становлении и систематическом выпуске сборника принадлежит Я.В. Шевелеву, который в течение первых 20 лет был его ответственным редактором, научным руководителем, одним из авторов и основным рецензентом наиболее важных работ. Всего он отрецензировал и рекомендовал к публикации 53 статьи. В архиве редакции хранится много его письменных рецензий, но во многих случаях это было устное одобрение – рекомендация, как основа для публикации. Этому обычно предшествовало не только внимательное изучение представленной работы, но и общение с авторами, которые должны были ответить на многочисленные вопросы и внести необходимые исправления. Многие члены редколлекции – авторы направленных в свое время для публикации работ помнят принципиальность, требовательность и доброжелательность Я.В. Шевелева, который всегда стремился понять позицию и результаты автора и после острой дискуссии мог снять свои замечания. Большое значение для выбора материалов сборника имеют регулярные семинары по динамике ЯЭУ, в организации которых большую роль играла и играет до сих пор работа члена редколлекции и бессменного ученого секретаря секции по динамике В.В. Пчелина.

В разные годы в редколлекцию входили В.Д. Горяченко, Н.А. Железцов, А.И. Могильнер, Б.И. Моторов, Ю.Н. Ольшевский, В.И. Плютинский, Л.Н. Подлазов, В.В. Пчелин, Е.Ф. Сабаев, И.П. Сергеев, В.С. Степин, Б.З. Торлин, Я.В. Шевелев, В.М. Селиванов, С.И. Бернштейн, В.А. Афанасьев, В.И. Воронин, В.И. Грицков, Г.В. Киселев, С.Д. Малкин, И.И. Сидорова, А.С. Трофимов, Г.А. Шароваров, Ю.Е. Багдасаров, В.П. Горбунов, В.Д. Ислямов, М.П. Леончук, К.И. Яковлев, А.Д. Ефанов, Д.И. Галеев, Н.В. Шукин, О.Б. Клочков, В.Ф. Токаренко, А.Е. Крошилин, А.М. Новиков, С.Б. Шихов, М.Х. Дорри, В.Н. Ефимов, А.И. Колесников, Э.С. Куропатенко, А.В. Певницкий, Л.В. Смирнов, В.П. Спассков, Г.С. Таранов, Г.М. Уланов.

В заключение редколлекция считает необходимым отметить большую роль в успешном тридцатилетнем функционировании сборника ушедших из жизни членов редколлекции С.И. Бернштейна, В.И. Воронина, В.Д. Горяченко, Н.А. Железцова, В.Д. Ислямова, Б.И. Моторова, В.М. Селиванова, Г.М. Уланова, Я.В. Шевелева, С.Б. Шихова.

## ПРИНЦИПЫ СОЗДАНИЯ НАЛАДОЧНО-ИСПЫТАТЕЛЬНОГО КОМПЛЕКСА ДЛЯ СУЗ ТРАНСПОРТНЫХ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

С.И. Линьков, А.В. Рудневский, В.П. Савин, О.А. Цветков,  
ГУП «НПО «АВРОРА», 194021, Санкт-Петербург, ул. Карбышева, 15

На базе опыта создания и практического использования аппаратурно-вычислительного комплекса для испытаний и наладки СУЗ транспортных ядерных реакторов сформулированы общие требования, которые должны предъявляться к функциям и составу комплексов такого назначения, а также требования к программному обеспечению наладочно-испытательного комплекса, приведена его структура. Рассмотрены вопросы математического моделирования реакторной установки (РУ) для целей отладки и проведения испытаний аппаратуры СУЗ. Приводится описание "всерезимной" математической модели проточных парогенераторов, которая предлагается авторами для создания стендовых электронных моделей РУ, предназначенных для испытаний аппаратуры СУЗ.

**PRINCIPLES OF CREATION OF A TEST AND ADJUSTMENT COMPLEX FOR CONTROL AND PROTECTION SYSTEM FOR TRANSPORT REACTORS.** S.I. LIN'KOV, A.V. RUDNEVSKY, V.P. SAVIN, O.A. TSVETKOV. On the basis of experience of creation and practical appliance of the hardware-computer complex for adjustment and testing of a control and protection systems for transport reactor plants are formulated the requirements to functions and structure of a modern test and adjustment complex. Its structure is given. The requirements to the software of a test and adjustment complex are formulated too. The questions of mathematical simulating the reactor plants for the purposes of debugging and testing of the equipment are considered. The description of common purpose mathematical model of boilers is resulted which is offered by the authors for creation of reactor plant electronic models, intended for tests of the control and protection system equipment.

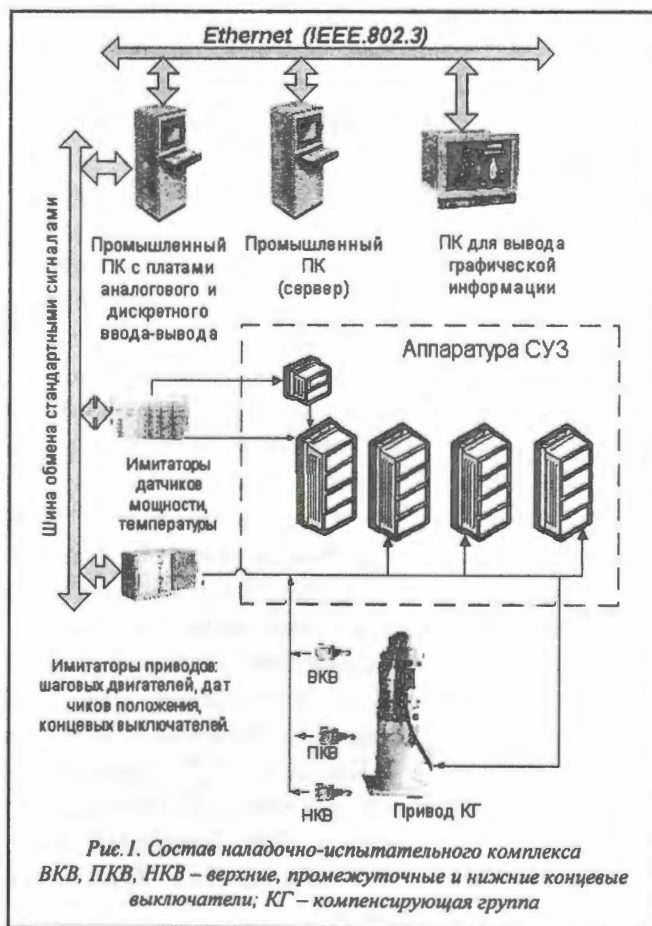
Накопленный авторами опыт создания аппаратурно-вычислительных комплексов, предназначенных для обеспечения наладки и проведения стендовых испытаний СУЗ транспортных РУ, позволяет сформулировать ряд общих требований и рекомендаций, касающихся объема выполняемых функций и состава аппаратурно-вычислительного комплекса такого назначения.

Наладочно-испытательный комплекс должен иметь следующий состав (рис. 1):

1. Вычислительное ядро:

- три персональные машины IBM (Pentium). Одна используется для реализации электронных моделей объекта управления, смежных систем, а также отдельных составных частей аппаратуры СУЗ в реальном масштабе времени. Возможность замены отдельных частей аппаратуры СУЗ соответствующими электронными моделями позволяет начать наладку системы до того, как все ее компоненты будут получены с завода-изготовителя, что может существенно сократить время наладки. Вторая ПЭВМ обеспечивает обмен сигналами между составными частями комплекса, а третья – представление информации оператору, регистрацию переходных процессов в системе и в объекте управления;
- стандартный интерфейс персональных компьютеров для ввода и вывода дискретных, аналоговых, частотных сигналов, межмашинного обмена;
- устройства гальванической развязки между аппаратурой IBM PC и аппаратурой СУЗ.

2. Аппаратно-ориентированный интерфейс СУЗ в составе имитаторов датчиков температуры, рабочей и пусковой мощности.
- Имитаторы датчиков температуры и нейтронного потока по сигналам из модели должны формировать сигналы для каждого из трех каналов контроля температуры, мощности, пусковой аппаратуры.



3. В состав наладочно-испытательного комплекса должен входить, по меньшей мере, один реальный привод рабочих органов (РО). Остальные привода СУЗ можно заменить имитаторами, каждый из которых должен включать в себя имитатор шагового двигателя привода РО, имитаторы датчиков нижних, верхних и

промежуточных концевых выключателей РО, имитатор датчиков положения РО.

Сигналы с имитаторов датчиков положения РО через карту аналогового ввода должны транслироваться в электронную модель объекта управления и использоваться для вычисления величины реактивности, вносимой РО.

Программное обеспечение наладочно-испытательного комплекса должно иметь следующий состав:

1. Стандартное программное обеспечение IBM PC : ОС Windows NT, компиляторы C++, драйверы ввода-вывода и межмашинного обмена (Ethernet).

2. Функциональные программы: программы, моделирующие объект управления - РУ; смежные системы, обеспечивающие управление парознер-гетической установкой, включая систему дозирования расхода питательной воды в парогенераторы. При необходимости в этот комплекс включаются программы для моделирования отдельных составных частей СУЗ.

3. Технологические программы для обслуживания наладочно-испытательного комплекса - это программы для представления информации, формирования видеокадров и графиков, регистрации контролируемых параметров, записи информации о переходных процессах на жесткий диск.

Задача математического моделирования транспортной РУ для обеспечения наладки и проведения стендовых испытаний аппаратуры СУЗ имеет ряд характерных особенностей. Поскольку транспортная СУЗ предназначена для управления мощностью реактора и регулирования температуры теплоносителя первого контура, в моделях такого назначения необходимо достаточно точно имитировать нейтронную кинетику реактора, температурный и мощностной эффекты реактивности, теплообмен в активной зоне, изменения величины теплоотода от первого контура в парогенераторах при изменениях мощности и паропроизводительности установки. Методы математического моделирования указанных нестационарных процессов в РУ достаточно полно описаны в литературе [1, 2].

Динамика давления в первом контуре рассматривается в такой модели как один из показателей качества регулирования температуры теплоносителя. Поэтому диапазон моделирования изменений давления можно ограничить пределами, определяемыми уставками срабатывания аварийной защиты по этому параметру. Моделирование аварийных режимов, сопровождающихся объемным кипением в активной зоне, при испытаниях аппаратуры СУЗ не требуется.

Специфика решаемой задачи позволяет также упрощенно моделировать изменения давления во втором контуре. Считается, что давление в паропроводе равно уставке регулятора давления пара (регулятор давления считается идеальным), а величина давления на участках теплообмена в парогенераторах вычисляется в зависимости от давления в паропроводе с учетом величин гидравлического сопротивления паропровода, пароперегревательного и испарительного участков теплообмена в парогенераторах:

$P_{пр} = P_{пн} + \Delta P_{пн} D_n^2$ ;  $P_{пн} = P_{пр} + \Delta P_n D_n^2$ ;  $P_{эп} = P_{пн} + \Delta P_n D_n^2$ ,  
где  $P_{пн}$  – давление в паропроводе, поддерживаемое регулятором давления;

$P_{пр}$  – давление на выходе из пароперегревательного участка теплообмена в парогенераторах;

$P_{пн}$ ,  $P_{эп}$  – давление на границе пароперегревательного и испарительного, экономайзерного и испарительного участков теплообмена в парогенераторах, соответственно;

$\Delta P_{пн}$ ,  $\Delta P_n$ ,  $\Delta P_n$  – расчетные значения гидравлического сопротивления паропроводов, пароперегревательного и испарительного участков теплообмена в парогенераторах при номинальном расходе среды второго контура, соответственно;

$D_n$  – расход пара в долях от номинального значения.

Средние значения давления среды второго контура на пароперегревательном и испарительном участках, которые используются в уравнениях, описывающих теплообмен в парогенераторах, получаются с помощью уравнений:

$$P_{пн} = 0,5 (P_{пр} + P_{пн}); P_{эп} = 0,5 (P_{пн} + P_{эп}).$$

Для описания нестационарного теплообмена между средами первого и второго контуров в парогенераторах авторами предлагается в составе математической модели РУ использовать достаточно простую математическую модель парогенератора, которая позволяет имитировать в электронной модели процессы пуска установки из холодного состояния, разогрев РУ до кипения воды второго контура, подпитку парогенераторов в процессе разогрева, режим работы на энергетических уровнях мощности. Модель позволяет воспроизводить переход в режим автоматического управления расхолаживанием установки и моделировать режим разогрева с осушенными по второму контуру парогенераторами с подачей питательной воды в парогенераторы на заключительном этапе разогрева.

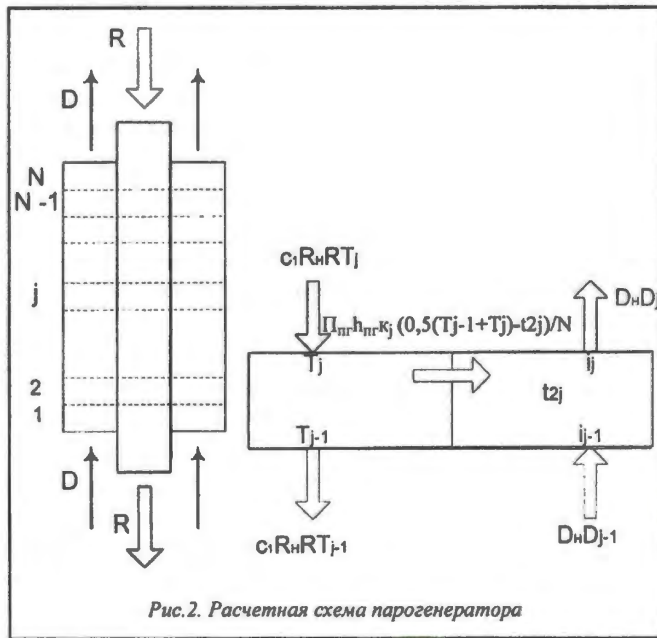


Рис. 2. Расчетная схема парогенератора

В предлагаемой расчетной схеме парогенератор разбивается на N равных участков. Уравнения, описывающие тепловую аккумуляцию и теплообмен между теплоносителем и средой второго контура, решаются последовательно для каждого из N указанных участков (рис. 2). Уравнения, описывающие теплообмен и аккумуляцию тепла на каждом таком участке, для теплоносителя и среды второго контура имеют вид:

$$(c_m m_n R + c_1 \gamma_1 V_1^{nr}) \frac{1}{N} \frac{dT_{j-1}}{dt} = c_1 R_n R (T_j - T_{j-1}) - \\ - \frac{1}{N} \Pi_{nr} h_{nr} k_j (0,5(T_j + T_{j-1}) - t_{2j}); \\ S_2 h_{nr} \gamma_j \frac{1}{N} \frac{di_j}{dt} = \frac{1}{N} \Pi_{nr} h_{nr} k_j (0,5(T_j + T_{j-1}) - t_{2j}) - D_{пв} D_n (i_j - i_{j-1}).$$

Здесь  $N$  - количество фиксированных участков, на которые разделена поверхность теплообмена в парогенераторах;  $k_j$  - текущее значение коэффициента теплопередачи на участке теплообмена, вычисленное на основании данных статического теплового расчета парогенератора;  $c_m, c_1$  - теплоемкость металла трубок поверхности теплообмена и теплоносителя I контура в парогенераторах, соответственно;  $m_n$  - масса металла трубок поверхности теплообмена;  $V_1^{nr}$  - объем теплоносителя I контура в пределах поверхности теплообмена в парогенераторах;  $S_2$  - площадь проходного сечения для среды II контура в парогенераторах;  $\Pi_{nr}, h_{nr}$  - периметр и длина поверхности теплообмена в парогенераторах, соответственно;  $\gamma_1$  - средняя плотность теплоносителя I контура в парогенераторах;  $R_n, D_n$  - номинальный расход теплоносителя и питательной воды, соответственно;  $D_{пв}$  - расход питательной воды в парогенераторах в долях от номинального значения;  $R$  - расход теплоносителя I контура в долях от номинального значения;  $T_j, T_{j-1}$  - температура теплоносителя I контура на входе в фиксированный участок и на выходе из него, соответственно;  $i_{j-1}, i_j$  - энтальпия среды II контура на входе в фиксированный участок и на выходе из него, соответственно;  $i_{cp}, t_{2j}, \gamma_j$  - среднее значение энтальпии, температуры и плотности среды II контура на участке, соответственно.

С целью упрощения математической модели в первом из приведенных выше дифференциальных уравнений используется допущение, по которому аккумуляция тепла в металле трубок поверхности теплообмена учитывается путем суммирования ее с тепловой аккумуляцией в воде I контура. При этом, чтобы исключить зависимость тепловой аккумуляции в металле от расхода теплоносителя, соответствующая составляющая тепловой аккумуляции ( $c_m m_n$ ) умножается на величину этого расхода в долях от номинального значения.

В зависимости от величины энтальпии среды II контура на входе ( $i_{j-1}$ ) и на выходе ( $i_j$ ) каждого фиксированного участка ( $j$  - номер рассматриваемого участка) значение коэффициента теплопередачи ( $k_j$ ) равно расчетному значению этого коэффициента для экономайзерного, испарительного или пароперегревательного участков теплообмена в парогенераторе. В тех случаях, когда значения энтальпий  $i_{j-1}$  и  $i_j$  соответствуют разным фазовым состояниям среды II контура (вода и пароводяная смесь или пароводяная смесь и перегретый пар), для данного участка в программе вычисляются «средневзвешенные» значения коэффициентов теплопередачи и температуры среды II контура на данном фиксированном участке.

При  $i_{j-1} < i'(P_n)$  и  $i_j < i'(P_n)$  данный фиксированный участок относится к экономайзерному участку теплообмена в

парогенераторе и для него вычисляются значения параметров  $k_j = k_3, i_{cp} = 0,5(i_{j-1} + i_j), t_{2j} = f(i_{cp}), \gamma_j = f(t_{2j})$ .

При  $i_{j-1} < i'(P_n)$  и  $i_j > i'(P_n)$  данный фиксированный участок находится на границе между экономайзерным и испарительным участками теплообмена в парогенераторах и для него вычисляются значения  $t_{j-1} = f(i_{j-1}),$

$$t_n = f(P_n), \quad t_{2j} = \frac{(0,5t_{j-1} + 0,5t_n)(i' - i_{j-1}) + t_n(i_j - i')}{i_j - i_{j-1}},$$

среднее значение плотности среды II контура  $\gamma_j$  считается равным  $\gamma'$ ,

$$k_j = k_3 \times \frac{i' - i_{j-1}}{i_j - i_{j-1}} + k_n \times \frac{i_j - i'}{i_j - i_{j-1}}.$$

При  $i'(P_n) < i_{j-1} < i''(P_n)$  и  $i_j < i''(P_n) < i_{j-1}$  данный фиксированный участок относится к испарительному участку теплообмена в парогенераторах и для него вычисляются значения  $k_j = k_n, t_n = f(P_n), t_{2j} = t_n$ . Вычисляются для такого участка также среднее паросодержание и средняя по объему участка плотность пароводяной смеси:

$$x_j = \frac{0,5(i_j + i_{j-1}) - i'}{i' - i'}, \quad \gamma_j = \frac{\gamma' \gamma''}{\gamma' + (\gamma' - \gamma'')x_j}.$$

При  $i'(P_n) < i_{j-1} < i''(P_n)$  и  $i_j > i''(P_n)$  данный фиксированный участок находится на границе испарительного и пароперегревательного участков теплообмена в парогенераторах и для него вычисляются значения  $t_n = f(P_n), t_{ncp} = f(0,5(i'' + i_j), P_n),$

$$t_{2j} = \frac{t_n(i' - i_{j-1}) + t_{ncp}(i_j - i')}{i_j - i_{j-1}}.$$

Среднее значение плотности среды II контура  $\gamma_j$  считается равным  $\gamma''$ .

$$k_j = k_3 \times \frac{i'' - i_{j-1}}{i_j - i_{j-1}} + k_n \times \frac{i_j - i''}{i_j - i_{j-1}}.$$

При  $i_{j-1} > i''(P_n)$  и  $i_j > i''(P_n)$  рассматриваемый фиксированный участок относится к пароперегревательному участку теплообмена. Для него вычисляются  $k_j = k_n, t_{2j} = f(i_{cp}, P_n), \gamma_j = f(t_{2j}, P_n)$ .

В приведенных выражениях приняты обозначения:  $k_3, k_n, k_p$  - значения коэффициента теплопередачи на экономайзерном, испарительном и пароперегревательном участках теплообмена, вычисленные на основании данных статического расчета парогенератора;  $t_n$  - температура насыщения, соответствующая давлению  $P_n$ ;  $i', i''$  - значения энтальпии воды и пара на линии насыщения;  $\gamma', \gamma''$  - значения плотности воды и пара на линии насыщения;  $x_j$  - среднее значение весового паросодержания в пароводяной смеси для данного фиксированного участка теплообмена;  $t_{ncp}$  - среднее значение температуры перегретого пара на участке.

Температура пара на выходе из парогенераторов вычисляется в зависимости от энтальпии теплоносителя  $i_n$  на выходе из  $N$ -го (последнего) фиксированного участка:  $t_n = f(i_n, P_n)$ .

Расход пара на выходе из парогенераторов вычисляется с помощью следующих уравнений:

$$M_2 = \frac{1}{N} S_2 h_{пр} \sum_{j=1}^N \gamma_j; \quad D_n = 0 \text{ при } i_N < i'(P_n);$$

$$D_n = D - \frac{1}{D_n} \frac{dM_2}{dt} \text{ при } i_N > i''(P_n);$$

$$D_n = \left( D - \frac{1}{D_n} \frac{dM_2}{dt} \right) \frac{i_N - i'}{i' - i'} \text{ при } i'(P_n) < i_N < i''(P_n).$$

В этих уравнениях  $M_2$  – текущее значение массы среды II контура в пределах поверхности теплообмена в парогенераторах;  $i_N$  – энтальпия среды II контура на выходе из поверхности теплообмена в парогенераторах.

Основные достоинства предлагаемого наладочно-испытательного комплекса.

1. Благодаря использованию персональных компьютеров отладка процесса управления физическим пуском РУ осуществляется целиком (имитация подъема мощности на 8 - 10 порядков осуществляется без технологических остановок).

2. Используемая в составе модели РУ «все-режимная» модель парогенераторов, в которой непрерывно воспроизводится процесс изменения состояния среды II контура от нагревания воды и генерации паро-

водяной смеси до генерации перегретого пара, позволяет проводить испытания СУЗ без технологических остановок при переходе от одного режима управления РУ к другому.

3. Комплекс дает возможность проводить наладку аппаратуры СУЗ по частям, заменяя отдельные элементы аппаратуры их математическими моделями.

4. Комплекс позволяет снимать реальные характеристики блоков и трактов формирования сигналов аппаратуры СУЗ как звеньев системы управления (весовые, частотные характеристики) с целью анализа устойчивости и динамических характеристик системы.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Саркисов А.А., Крайнов А.А., Лихтеров Б.М., Обольянинов В.В., Пучков В.Н. Динамические режимы работы судовых ядерных энергетических установок. - Л.: Судостроение, 1971.

2. Митенков Ф.М., Моторов Б.И. Нестационарные режимы работы судовых ядерных энергетических установок. - Л.: Судостроение, 1970.

Статья поступила в редакцию 2 февраля 2001 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 4, с. 4 - 7.

УДК 621.039

## ОЦЕНКА ВЛИЯНИЯ ПОПЕРЕЧНЫХ ПЕРЕТЕЧЕК НА РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ПЛОТНОСТИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ ВОДО-ВОДЯНОГО РЕАКТОРА

*В.И. Будников, О.Г. Савихин, А.С. Чистов,  
НИИ механики ННГУ, 603950, Н. Новгород, пр. Гагарина, 23, корп. 6*

Разработана математическая модель для расчета теплогидравлических процессов в активной зоне водо-водяного реактора методом изобарного сечения. Активная зона представлена в виде гидравлической сети, состоящей из последовательно и параллельно соединенных каналов. Предложен быстродействующий метод решения системы уравнений математической модели. В качестве иллюстрации рассчитан переходный процесс в изолированной активной зоне ВПБЭР-600. Для оценки влияния поперечных перетечек теплоносителя проведены также расчеты по упрощенным моделям.

ASSESSING THE CROSS-FLOW DEPENDENCE OF THE COOLANT DENSITY DISTRIBUTION IN THE WWR CORE. V.I. BUDNIKOV, O.G. SAVIKHIN, A.S. CHISTOV. A mathematical model has been developed for analysing thermo-hydraulic processes in the core of the WWR, using the isobaric section method. The core is represented as a hydraulic network consisting of channels with serial and parallel connection. A robust method for analysing the equation set of the mathematical model is presented. The efficiency of the method is illustrated by analysing a transient process in the isolated core of the VPBER-600. To assess the dependence of coolant cross-flow, simplified models are also used in the analysis.

### ВВЕДЕНИЕ

Повышение требований к безопасности АЭС приводит к необходимости разработки математических моделей и программ, позволяющих описывать пространственную динамику активной зоны реактора. В настоящее время имеется большое число отечественных программных комплексов, решающих эту задачу. Так, например, в работе [1] приводится описание программы, использующей трехмерную модель течения теплоносителя в активной зоне. Единообразный способ моделирования нестационарных теплогидравлических процессов в активной зоне и во всем контуре циркуляции принят в работах [2, 3]. В [2] каждой кассете активной зоны соответствует теплогидравлический канал, содержащий такое же число расчетных элементов, как и нейтронно-физический модуль. Программный модуль, представленный в работе

[3], позволяет моделировать нестационарные процессы в произвольных теплогидравлических сетях.

В ряде водо-водяных реакторов, например, в ВПБЭР-600 и ВВЭР-1000 с альтернативной ТВС (ТВСА), предлагается использовать бесчехловые кассеты. В связи с этим для такого типа реакторов учет поперечных перетечек теплоносителя между кассетами, а также турбулентный обмен импульсом и энергией, является актуальной задачей. Аналогичные проблемы возникают и при расчете реакторов с шаровыми твэлами.

Для ВВЭР-1000 с ТВСА метод решения указанной задачи, основанный на ячеечной модели ТВС, изложен в [4]. В настоящей работе на примере ВПБЭР-600 оценивается влияние поперечных перетечек на распреде-

ление плотности теплоносителя в активной зоне. Для решения этой задачи предлагается алгоритм теплогидравлического расчета разветвленных контуров, приводятся краткое описание алгоритма и возможности его применения для расчета активной зоны водо-

водяного реактора методом изобарного сечения.

Для получения численной оценки влияния поперечных перетечек теплоносителя проведен расчет переходного процесса в ВПБЭР-600, вызванного уменьшением температуры воды на входе в активную зону.

## МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ

Одним из методов, широко применяемых при гидравлическом расчете активной зоны водо-водяных реакторов, является метод изобарного сечения, основанный на предположении о неизменности давления в любом поперечном сечении активной зоны реактора. При использовании гипотезы изобарного сечения перераспределение расходов между ячейками происходит таким образом, чтобы обеспечить выполнение условия: падение давления в параллельных каналах одинаково [5]. Гидравлические потери при этом определяются исключительно продольным (осевым) движением теплоносителя.

Для расчета активной зоны методом изобарного сечения удобно представить активную зону в виде теплогидравлической сети последовательно и параллельно соединенных каналов. В узлах соединения каналов перетечки расходов между каналами моделируются с учетом закона сохранения массы. Обмен импульсом и энергией, связанный с перетечками расхода и турбулентным переносом, осуществляется между расчетными точками каналов.

Для нахождения значений переменных в узлах соединений выполняется следующая последовательность операций. В случае последовательного соединения при учете равенства расходов и давлений в узле исключается промежуточное соединение и находится связь между входными и выходными переменными. В случае параллельного соединения находится зависимость суммарного расхода на входе и выходе системы параллельных каналов от давлений в этих точках. После решения последнего уравнения с известными граничными условиями восстанавливаются значения давлений в узлах соединений. Реализованный в программе алгоритм расчета автоматизирован, т. е. для него отсутствует необходимость указывать последовательность выполнения операций, достаточно задать граф контура циркуляции.

Преимущество описанного выше подхода связано с использованием одной разностной схемы программы для расчета как контура циркуляции, так и детального теплогидравлического расчета сборок твэлов. Причем можно ожидать, что применение быстродействующего полунейного метода позволит проводить расчеты нестационарных процессов в широком временном диапазоне: от аварий, связанных с быстрыми локальными возмущениями в активной зоне, до переходных процессов на интервале времени, характерном для установления стационарного режима во всем контуре циркуляции РУ.

С целью упрощения математических выкладок для описания двухфазного теплоносителя в каналах принята модель гомогенного равновесного потока. Для решения трех дифференциальных уравнений сохранения в

каналах использовалась полунейная разностная схема. В правые части разностных законов сохранения добавлены слагаемые, учитывающие обмен импульсом и энергией. Их форма аналогична используемой в работе [6]. Слагаемые вычисляются с предыдущего шага по времени и в модуле расчета канала являются формальными параметрами. В связи с этим необходима оценка ограничения на шаг интегрирования.

Уравнения математической модели имеют следующий вид (приводится система уравнений для канала с номером  $k$ ):

$$\begin{aligned} S_k \frac{\partial p_k i_k}{\partial t} + \frac{\partial G_k i_k}{\partial x} &= Q_k + I_k; \\ \frac{\partial p_k}{\partial t} + \frac{\partial G_k}{\partial x} &= 0; \\ \frac{\partial G_k}{\partial t} + \frac{\partial G_k u_k}{\partial x} + S_k \frac{\partial P_k}{\partial x} + \xi_k G_k u_k &= J_k, \end{aligned}$$

где  $t$  - время;  $x$  - продольная координата;  $S$  - площадь проходного сечения;  $\rho$  - плотность;  $i$  - энтальпия;  $G$  - расход;  $u$  - скорость;  $P$  - давление;  $Q$  - тепловой поток;  $\xi$  - коэффициент гидравлического сопротивления.

Уравнение состояния имеет вид:

$$\frac{1}{\rho} = \begin{cases} v_n(P, i), & i > i''(P); \\ v'(P) + \frac{v''(P) - v'(P)}{i''(P) - i'(P)} (i - i'(P)), & i'(P) < i < i''(P); \\ v_b(P, i), & i < i'(P), \end{cases}$$

где  $v'(P)$ ,  $v''(P)$ ,  $i'(P)$ ,  $i''(P)$  - удельные объемы и энтальпии на линии насыщения;  $v_n(P, i)$ ,  $v_b(P, i)$  - зависимости удельного объема от давления и энтальпии для пара и воды, соответственно.

В правые части уравнений сохранения добавлены члены, характеризующие обмен энергией и импульсом между каналами:

$$\begin{aligned} I_k &= \sum_n \beta_{k,n} \cdot 0,5 \cdot (G_k + G_n) \cdot (i_n - i_k) + \delta(x) \cdot \sum_n I_{k,n} G_{k,n}, \\ J_k &= \sum_n \beta_{k,n} \cdot 0,5 \cdot (G_k + G_n) \cdot (u_n - u_k) + \delta(x) \cdot \sum_n J_{k,n} G_{k,n}. \end{aligned}$$

Здесь первые слагаемые в  $I_k$  и  $J_k$  характеризуют турбулентный обмен энергией и импульсом соответственно ( $\beta_{k,n}$  - коэффициент турбулентного обмена), вторые - определяют конвективный перенос теплосодержания и импульса. Последние слагаемые отличны от нуля только в узлах соединений параллельных каналов:

$$\delta(x) = \begin{cases} 1 & \text{в узле;} \\ 0 & \text{внутри канала.} \end{cases}$$

$G_{k,n}$  – приток массы из  $n$ -го канала в  $k$ -ый канал. Переносимый конвективный импульс  $J_{k,n}$  и теплосодержание  $I_{k,n}$  зависят от направления перетока:

$$I_{k,n} = \begin{cases} i_n, & G_{k,n} > 0 \\ i_k, & G_{k,n} < 0; \end{cases}$$

$$J_{k,n} = \begin{cases} u_n, & G_{k,n} > 0 \\ u_k, & G_{k,n} < 0. \end{cases}$$

Для численного решения распределенной системы уравнений математической модели использовалась разностная схема следующего вида:

$$S_m \frac{\rho_m^{n+1} i_m^{n+1} - \rho_m^n i_m^n}{\Delta t} + \frac{G_m^n i_m^{n+1} - G_{m-1}^n i_{m-1}^{n+1}}{\Delta x} = Q_m^n + I_m^n;$$

$$\frac{\rho_m^{n+1} - \rho_m^n}{\Delta t} + \frac{G_m^{n+1} - G_{m-1}^{n+1}}{\Delta x} = 0;$$

$$\frac{G_m^{n+1} - G_m^n}{\Delta t} + \frac{G_{m+1}^{n+1} u_{m+1}^n - G_m^{n+1} u_m^n}{\Delta x} + S_m \frac{P_{m+1}^{n+1} - P_m^{n+1}}{\Delta x} + \xi_m G_m^{n+1} u_m^n = J_m^n.$$

Здесь индексы  $m$  и  $n$  означают, что переменные берутся в  $m$ -ом узле сетки по координате и  $n$ -ом узле по времени,  $\Delta x$  – шаг сетки по координате,  $\Delta t$  – по времени.

Метод решения системы разностных уравнений основывается на получении уравнения относительно давления с трехдиагональной матрицей, которое реализуется скалярной прогонкой.

### ИЛЛЮСТРИРУЮЩИЙ ПРИМЕР

Рассматривается аварийный процесс, расчет которого приведен в работе [7]. Этот процесс вызван уменьшением на  $110^\circ\text{C}$  температуры воды на входе в активную зону ВПБЭР-600, в результате чего вводится положительная реактивность и срабатывает аварийная защита. Предполагается, что при срабатывании аварийной защиты происходит зависание группы стержней. В работе [7] использовалась многоканальная модель активной зоны без учета поперечных перетечек теплоносителя.

При построении математической модели теплогидравлических процессов в активной зоне ВПБЭР-600 использованы следующие упрощающие предположения. Рассматривалась изолированная активная зона с фиксированным расходом на входе и давлением на выходе. Предполагалось, что кассеты, в которых произошло зависание стержней аварийной защиты, находятся на расстоянии размера кассеты (под ключ) относительно друг друга. Пренебрегая влиянием краевых

эффектов, можно свести задачу к построению модели только одной ячейки периодичности, включающей кассету, в которой произошло зависание стержней, и ее окружение, состоящее из набора половинок кассет. При этом принималось следующее распределение энерговыделения в ячейке периодичности в новом (установившемся после окончания аварийного процесса) стационарном состоянии. В кассете, в которой произошло зависание стержней, энерговыделение составляет четыре номинальных значения, а в ее окружении энерговыделение равно нулю. Принятое распределение согласуется с данными, приведенными в работе [7]. При расчетах ячейка периодичности была представлена шестью параллельными каналами, которые, в свою очередь, были разбиты на десять подканалов. Коэффициенты турбулентного обмена выбирались согласно зависимостям, приведенным в [6] для треугольной решетки стержней, и пересчитывались для геометрии кассеты ВПБЭР-600 на основе критерия подобия.

Результаты расчетов представлены на рис. 1, 2. Все приведенные величины нормированы на их номинальные значения. По координатной оси  $X$  отложено расстояние от входа в активную зону. Из расчетов следует, что расход в стационарном состоянии изменяется по длине, поскольку существуют перетечки между каналами. Основным интересом представляет распределение плотности теплоносителя в канале, моделирующем кассету с зависшими стержнями аварийной защиты. Это связано с тем, что изменение плотности теплоносителя в этом канале вносит основной вклад в плотностной эффект реактивности.

Для оценки влияния поперечных перетечек на распределение плотности теплоносителя в кассете, в которой произошло зависание стержней, проведены расчеты аварии на основе модели, состоящей из одного канала и представляющей собой аналог полного перемешивания, а также по модели, состоящей из двух параллельных каналов, которая не учитывает взаимодействие теплоносителя в поперечном сечении.

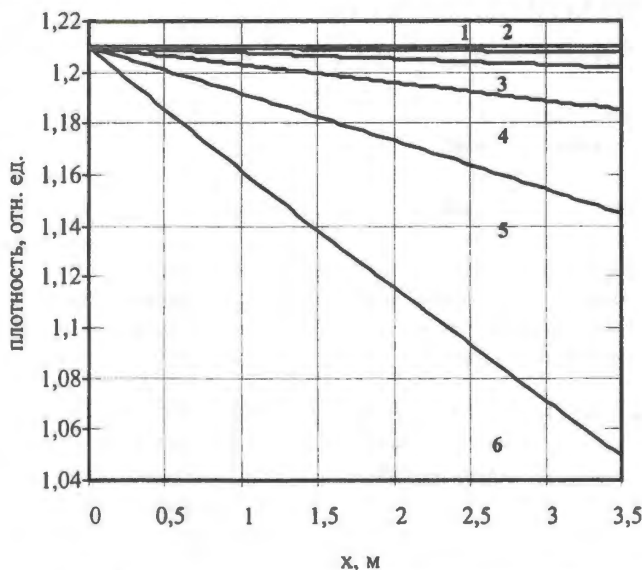


Рис. 1. Распределение плотности теплоносителя в шести каналах в новом установившемся стационарном состоянии: 1, 2, 3, 4, 5, 6 – номера каналов

Результаты расчета модельных задач представлены на рис. 2. Из сравнения графиков следует, что отношение полного изменения плотности теплоносителя в канале с энерговыделением к плотности на входе составляет 5% при полном перемешивании, 27% без учета взаимодействия и 13% с учетом поперечных перетечек.

Таким образом, из рассмотренных упрощенных моделей нельзя выбрать ни одну, которая бы давала количественные результаты, близкие к полученным по модели, учитывающей поперечные перетечки.

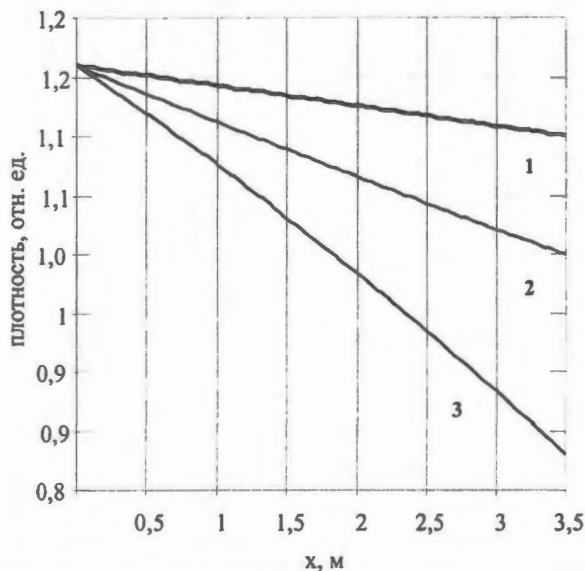


Рис. 2. Распределения плотности теплоносителя, полученные на основе различных математических моделей: 1 – модель полного перемешивания, 2 – модель с учетом поперечных перетечек, 3 – модель, не учитывающая взаимодействие в поперечном сечении

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Крошилин А.Е., Крошилин В.Е., Майданик В.Н. и др. Математические модели расчета всех параметров АЭС. - ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1999, вып. 2, с. 40-45.
2. Кавун О.Ю. Методика моделирования динамики энергоблока АЭС, реализованная в программном комплексе РАДУГА-ЭУ. - ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1999, вып. 2, с. 17-36.
3. Моисеев И.А., Янушевич Д.И., Жигунов С.В. и др. Программный модуль КОВРА расчета динамики теплогидравлических сетей. - ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1999, вып. 2, с. 3-17.
4. Фальков А.А., Кууль В.С., Печенкин В.И. и др. Верификация и применение расчетных кодов для обоснования безопасной эксплуатации ТВСА на I блоке Калининской АЭС. - В кн.: Тез. докладов отраслевой конференции "Теплофизика - 2001. Теплофизические аспекты безопасности АЭС. Теплогидравлические коды для энергетических реакторов (разработка и верификация)". - Обнинск, 2001, с. 140.
5. Галин Н. М., Кириллов Л. П. Тепломассообмен (в ядерной энергетике): Учеб. пособие для вузов. - М.: Энергоатомиздат, 1987.
6. Мингалеева Г. С., Миронов Ю. В. ПУЧОК БМ - программа для теплогидравлического расчета многостержневых сборок каналов атомных реакторов. - ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1981, вып. 4 (17), с. 29-37.
7. Леванов Л.В., Песков Р.А., Пригоровский А.Л., Шашков В.В. Разработка программы трехмерного расчета динамики аварийных режимов водо-водяных реакторов. - ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 6-8.

Статья поступила в редакцию 6 августа 2001 г.  
Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 4, с. 7 - 10.

УДК 621.039.514

## ТУРБУЛЕНТНОСТЬ НЕЙТРОННОГО ПОЛЯ (ПРОСТРАНСТВЕННО-ВРЕМЕННОЙ ХАОС) В ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ<sup>1</sup>

Н.С. Постников, НИИ механики ННГУ,  
603950, Н.Новгород, пр. Гагарина, 23, корп. 6

В рамках одногрупповой диффузионной модели кинетики с линейными и нелинейными обратными связями исследована хаотическая динамика ядерных реакторов. Показано, что в реакторах больших размеров может возникать пространственно-временной хаос, характеризующийся сложным временным и пространственным поведением. В частности, выявлен и исследован хаотический режим, названный импульсной турбулентностью нейтронного поля. Приведены примеры возникновения пространственно-временного хаоса для различных типов линейных и нелинейных обратных связей. Указано на целесообразность реализации режима импульсной турбулентности в реакторах с газообразным ядерным топливом.

TURBULENCE OF NEUTRON FIELD (SPATIO-TEMPORAL CHAOS) IN NUCLEAR REACTORS. N.S. POSTNIKOV. Chaotic dynamics of nuclear reactors is investigated within the scope of one-group diffusive model of kinetics with linear and nonlinear feedbacks. It is shown that in the reactors of large sizes spatio-temporal chaos, characterized by complex temporal and spatial behavior, can take place. In particular, chaotic regime is identified and investigated which is called pulse turbulence of neutron field. The examples of spatio-temporal chaos origin are given for various types of linear and nonlinear feedbacks. It is indicated to the expediency of the realization of the pulse turbulence regime in reactors with gaseous nuclear fuel.

<sup>1</sup> Работа поддержана грантом (N T00-1.3-81) по фундаментальным исследованиям в области технических наук. Раздел энергетика и электротехника (Минобразование, МЭИ) «Пространственно-временной хаос в динамике ядерных реакторов».

Явление самозарождения случайного в неслучайной детерминированной системе явилось одним из важнейших открытий последних лет. Хаотические колебания выявлены, исследованы и находят практическое применение в разнообразных областях естествознания и техники.

Наиболее изученным является временной динамический хаос, возникающий в системах с малым числом степеней свободы, описывающихся, как правило, сосредоточенными моделями невысокого порядка. Менее исследован пространственно-временной хаос, возникающий в распределенных динамических системах. Такой хаос характеризуется сложным временным и пространственным поведением, когда случайными оказываются не только временные реализации процесса, но и распределения полей в пространстве. Его важнейшим примером служит турбулентность в жидкостях и газах [1-3].

В большинстве работ, например, в статьях [4-12], исследование хаотической динамики ядерных реакторов проведено в рамках точечных моделей, и тем самым изучен только временной хаос. В работах [13, 14] динамический хаос в реакторе исследован в рамках распределенных уравнений. Однако при этом изучались лишь такие хаотические движения, которые характеризуются сложным, нерегулярным временным поведением, но простым пространственным поведением, когда форма нейтронного поля слабо меняется во времени.

Между тем ядерный реактор является существенно распределенным объектом и пространственные эффекты в нем имеют важнейшее значение. В частности, в реакторах больших размеров возникает пространственная нестабильность нейтронного поля, когда стационарное распределение потока нейтронов оказывается неустойчивым относительно нескольких гармоник. При этом, как выяснено в работе [15], в реакторе может возникнуть пространственно-временной хаос. Статья [15] явилась первой работой, в которой в рамках простейшей распределенной модели без запаздывающих нейтронов установлена лишь принципиальная возможность возникновения пространственно-временного хаоса в реакторах.

В настоящей работе пространственно-временной хаос исследуется в более сложных распределенных моделях, которые учитывают динамику запаздывающих нейтронов и широко используются для качественного и количественного описания динамических процессов в реакторе. Это модели одногруппового диффузионного приближения:

$$l \partial \Phi / \partial t = M^2 \nabla^2 \Phi + (k_\infty - 1) \Phi + \sum_{i=1}^k \lambda_i C_i - \beta \Phi; \quad (1)$$

$$\partial C_i / \partial t = \beta_i \Phi - \lambda_i C_i; \quad i=1, 2, \dots, k; \quad (2)$$

$$\Phi(r, t) + \gamma_0 (\nabla \Phi, \bar{n}) = 0 \quad \text{при } r \in \Gamma; \quad (3)$$

$$k_\infty(r, t) - 1 = k_\infty^*(r) - 1 + \Delta k. \quad (4)$$

Здесь  $\Phi(r, t)$  - поток нейтронов, зависящий от пространственной координаты  $r$  и времени  $t$ ;  $r$  принадлежит области активной зоны  $\Omega$  ( $r \in \Omega$ ), ограниченной поверхностью  $\Gamma$ , на которой заданы граничные условия (3);  $\bar{n}$  - нормаль к  $\Gamma$ ;  $l, \gamma_0, M = \text{const} > 0$ ;  $M$  - длина миграции нейтронов;  $l$  - время жизни нейтронов;  $C_i(r, t) \Sigma_a$

- концентрация ядер-излучателей запаздывающих нейтронов  $i$ -й группы;  $\Sigma_a$  - макроскопическое сечение поглощения;  $\lambda_i > 0$  - постоянные распада этих ядер;  $\beta_i > 0$  - относительный выход запаздывающих нейтронов в результате акта деления;  $\beta = \sum_{i=1}^k \beta_i$ ;  $k \geq 1$  - число групп;  $k_\infty$  - коэффициент размножения нейтронов;  $k_\infty^*$  - стационарное значение  $k_\infty$ , которому отвечают стационарные распределения  $\Phi^*(r)$  и  $C_i^*(r) = (\beta_i / \lambda_i) \Phi^*$ ;  $\Delta k$  - изменение  $k_\infty$  за счет действия обратных связей.

Рассмотрим сначала случай, когда обратные связи в реакторе являются линейными и описываются уравнениями

$$\Delta k = \theta b^T (U - U^*) / \Phi^*; \quad (5)$$

$$\partial U / \partial t = P U + d \Phi. \quad (6)$$

Здесь  $P$  - постоянная, гурвицева матрица  $m \times m$ ;  $d, b$  - постоянные векторы из  $R^m$ ;  $U(r, t) \in R^m$ ; переменные  $U_i(r, t)$  определяют состояние реактора;  $U^*(r) = -P^{-1} d \Phi^*$  - стационарные распределения переменных;  $\theta = \text{const} > 0$ .

Пусть  $D$  - характерный размер области  $\Omega$ . В соответствии со значением величины  $M^2 / D^2$  реакторы условно разделяются на реакторы больших и малых размеров. К большим причисляют реакторы, для которых  $\pi^2 M^2 / D^2 < \beta$ , остальные считаются малыми. В реакторах малых размеров форма отклонения нейтронного поля и других переменных от их стационарных значений слабо изменяется во времени - так, что

$$\Phi \cong \Phi^* + n(t) \Phi^*; \quad C_i \cong C_i^* + c_i(t) \Phi^*; \quad U \cong U^* + u(t) \Phi^*. \quad (7)$$

При этом для описания процессов в реакторе допустимы точечные уравнения, записанные относительно амплитуд  $n, c_i, u$ :

$$l dn / dt = (1+n) \delta k + \sum_{i=1}^k \lambda_i c_i - \beta n; \quad (8)$$

$$dc_i / dt = -\lambda_i c_i + \beta_i n; \quad du / dt = P u + d n;$$

$$\delta k = \theta b^T u. \quad (9)$$

В работах [11, 12] показано, что если импульсная функция обратной связи  $\omega(t) = b^T \exp(Pt) d$  отрицательна, немонотонна и выполнено условие  $\omega(t) < \omega(0) \exp(s_0 t)$  при всех  $t > 0$  ( $s_0 < 0$  - ближайшее к мнимой оси собственное значение матрицы  $P$ ), то при увеличении коэффициента усиления обратной связи  $\theta$  в системе (8), (9) сначала становится неустойчивым стационарное состояние  $(n, c_i, u) = (0, 0, 0)$ , а затем возникает хаос, названный в работе [12] импульсным. Соответствующие ему хаотические движения состоят в том, что через случайные промежутки времени в системе (8), (9) реализуются импульсы  $n(t)$  случайной величины, отвечающие нейтронным вспышкам. Импульсы происходят в те моменты времени, в которые реактивность  $\delta k = \theta b^T u$  превышает значение  $\beta$  в случае быстрых обратных связей и значение 0 в случае медленных обратных связей. Между импульсами плотность нейтронов колеблется на низком уровне. Такой хаос является принципиально новым, присущим только ядерным

реакторам. Ему нет аналогов в других областях науки и техники. Хаотические аттракторы (притягивающие множества), отвечающие импульсному хаосу, также являются новыми и не сводятся ни к одному из известных типов хаотических аттракторов. Они могут пополнить список широко известных аттракторов.

Проведенные исследования показали, что если импульсный хаос возникает в системе (8), (9), то при тех же параметрах  $l, \lambda_i, \beta_i, P, d, b$  он реализуется и в распределенной системе (1)-(6). При этом если значение  $M^2/D^2$  достаточно велико, то колебания во всех точках  $r \in \Omega$  происходят синхронно (каждая нейтронная вспышка охватывает сразу всю область  $\Omega$ ). Если же значение  $M^2/D^2$  достаточно мало (размеры реактора велики), то колебания, происходящие в каждой фиксированной точке реактора, представляют собой импульсный хаос, временные характеристики которого (средняя величина импульсов и среднее время между ними) примерно одинаковы во всех точках  $r \in \Omega$  и не сильно меняются при увеличении размеров реактора. Однако между колебаниями в достаточно отдаленных зонах реактора практически отсутствует корреляция. Поэтому в фиксированные моменты времени в одних зонах  $\Omega_i^+$  происходят нейтронные вспышки, и в то же время в других областях  $\Omega_i^-$  плотность нейтронов колеблется на низком уровне. Начиная с некоторых достаточно больших размеров области  $\Omega$ , нейтронные вспышки в ней происходят не прекращаясь, т.е. не успевает закончиться локальная вспышка в одной зоне  $\Omega_i^+$ , как начинается один или несколько нейтронных импульсов в других локальных областях  $\Omega_i^+$ . Число областей  $\Omega_i^+$ , их размеры, форма и расположение в активной зоне нерегулярно меняются со временем, и этим создается случайная картина распределения нейтронного поля в пространстве.

Нейтронные вспышки реализуются в те моменты времени  $t'$ , в которые  $\kappa_0(t') > \beta$  в случае быстрых обратных связей и  $\kappa_0(t') > 0$  в случае медленных обратных связей. Здесь  $\kappa_0(t)$  - это максимальное действительное собственное значение краевой задачи  $M^2 \nabla^2 \Phi_0 + [k_\infty(r, t) - 1] \Phi_0 = \kappa_0(t) \Phi_0$  с граничными условиями (3). Очередные нейтронные импульсы происходят в тех областях  $\Omega_i^+$ , в которых собственная функция  $\Phi_0(r, t') \geq 0$ , отвечающая значению  $\kappa_0(t')$ , имеет ярко выраженные максимумы (их в каждый момент  $t=t'$  может быть несколько). Чем больше размеры реактора, тем более сложной становится зависимость от времени величины  $\kappa_0(t)$  и среднего по области  $\Omega$  потока нейтронов, тем более сложные распределения нейтронного поля реализуются в процессе хаотических колебаний. Такой импульсный хаос, развивающийся во времени и пространстве, не имеет аналогов в других областях науки и техники. Его естественно назвать импульсной турбулентностью нейтронного поля.

Отметим, что импульсная турбулентность возникает также в случаях, когда коэффициенты матрицы  $P$  и ком-

поненты векторов  $b$  и  $d$  в (5), (6) зависят от пространственной координаты  $r$ , если в каждой точке  $r \in \Omega$  импульсная функция  $\omega(r, t) = b^T(r) \exp[P(r)t] d(r)$  удовлетворяет условиям возникновения импульсного хаоса.

Сказанное подтверждено прямым расчетом на ЭВМ хаотических колебаний в системе (1)-(6) для различных типов обратных связей (5), (6). В одномерном ( $\Omega = [0, D_x]$ ), двумерном ( $\Omega = [0, D_x] \times [0, D_y]$ ) и трехмерном ( $\Omega = [0, D_x] \times [0, D_y] \times [0, D_z]$ ) случаях распределенная система (1)-(6) заменялась цепочечными или решеточными системами обыкновенных дифференциальных уравнений, записанными для переменных  $\Phi, C_i, U$  в узлах, равномерно покрывающих область  $\Omega$ . Цепочечные и решеточные системы численно интегрировались при достаточно большом (для приемлемой точности) числе узлов разбиения области  $\Omega$  (несколько сотен узлов для одномерной задачи и тысячи узлов для двумерной и трехмерной). Для двумерного и трехмерного случаев импульсная турбулентность возникает, когда размеры реактора достаточно велики либо только по одной из координат, либо по двум или трем координатам.

Цепочечные и решеточные системы, аппроксимирующие уравнения (1)-(6), в то же время представляют собой систему уравнений, описывающих динамику связанных ядерных реакторов. Поэтому хаотическая динамика связки реакторов (даже небольшого их числа) отражает свойства пространственно-временного хаоса в распределенных системах (1)-(6). В работах [11, 12] выяснено, что хаотическая динамика отдельного реактора приближенно описывается одномерными отображениями. Можно построить цепочку или решетку связанных одномерных отображений, приближенно определяющих хаотическую динамику связки реакторов. Анализируя свойства этих отображений, можно получить важные качественные результаты о механизмах возникновения и свойствах импульсной турбулентности нейтронного поля.

Отметим, что импульсному временному хаосу отвечает малая, а импульсной турбулентности нейтронного поля высокая размерность хаотического аттрактора - тем большая, чем меньше значение  $M^2/D^2$ . Размерность аттрактора является важнейшей количественной характеристикой пространственно-временного хаоса в распределенных системах. Для ее вычисления имеются эффективные численные алгоритмы, основанные на обработке одной (достаточно длинной) временной реализации исследуемой величины.

В качестве примера рассмотрим одномерную модель реактора с шестью группами запаздывающих нейтронов:

$$l \partial \Phi / \partial t = (M^2 / H^2) \partial^2 \Phi / \partial \xi^2 + (k_\infty - 1) \Phi + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i - \beta \Phi; \quad (10)$$

$$\partial C_i / \partial t = -\lambda_i C_i + \beta_i \Phi; \quad i=1, \dots, 6; \quad \Phi(0, t) = \Phi(1, t) = 0;$$

$$k_\infty - 1 = \pi^2 M^2 / H^2 + \Delta k. \quad (11)$$

Здесь  $H$  - размер реактора по одной из координат (например, его высота);  $\xi \in \Omega = [0; 1]$ ;  $k_\infty - 1 = M^2 \pi^2 / H^2$ ;  $\Phi^*(\xi) = \sin \pi \xi$ . В качестве  $l, \lambda_i, \beta_i, \beta$  возьмем характерные для реакторов значения этих параметров

$$\begin{aligned}
l &= 2 \times 10^{-4} c; \lambda_1 = 0,012 c^{-1}; \lambda_2 = 0,03 c^{-1}; \\
\lambda_3 &= 0,111 c^{-1}; \lambda_4 = 0,301 c^{-1}; \lambda_5 = 1,14 c^{-1}; \\
\lambda_6 &= 3,01 c^{-1}; \beta_1 / \beta = 0,033; \beta_2 / \beta = 0,219; \\
\beta_3 / \beta &= 0,196; \beta_4 / \beta = 0,395; \beta_5 / \beta = 0,115; \\
\beta_6 / \beta &= 0,042; \beta = 0,0065.
\end{aligned} \tag{12}$$

Изменение  $\Delta k$  опишем системой (6) третьего порядка

$$\Delta k = b(Y - Y^*) / \Phi^*; \partial X / \partial t = s_0(X - \Phi); \tag{13}$$

$$\partial Y / \partial t = \alpha Y - \delta Z - \alpha X; \partial Z / \partial t = \delta Y + \alpha Z - \delta X, \tag{14}$$

где  $b, s_0, \alpha, \delta = const$ ;  $Y^*(\xi) = \Phi^*(\xi)$ . Импульсная функция обратной связи (13), (14) удовлетворяет условиям существования импульсного хаоса при  $b < 0$ ,  $\alpha < s_0 < 0$ ,  $\delta > 0$  и  $0 < -\alpha / \delta < 0,3$ . В точечной модели (8), (9), отвечающей системе (10)-(14), импульсный хаос реализуется, например, при [11, 12]

$$s_0 = -0,25; \alpha = -1; \delta = 10; b \in [-0,5; -0,16]. \tag{15}$$

Тот же хаос при слабо меняющейся форме пространственных распределений  $\Phi, C_i, X, Y, Z$  наблюдается и в системе (10)-(15) при достаточно больших значениях  $M^2 / H^2 > 10^{-3}$ . Импульсная турбулентность нейтронного поля начинает проявляться при  $M^2 / H^2 < 10^{-4}$ . На рис. 1,а показан временной импульсный хаос величины  $\Psi(\xi_0, t) = \ln(\Phi(\xi_0, t))$  в точке  $\xi_0 = 0,5$ , возникающий в системе (10)-(15) при  $b = -0,25$  и  $M^2 / H^2 = 10^{-7}$ .

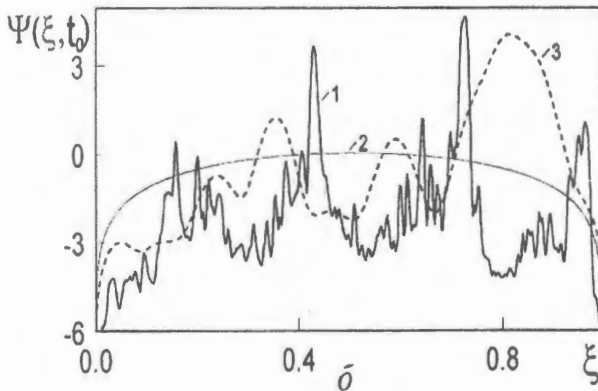
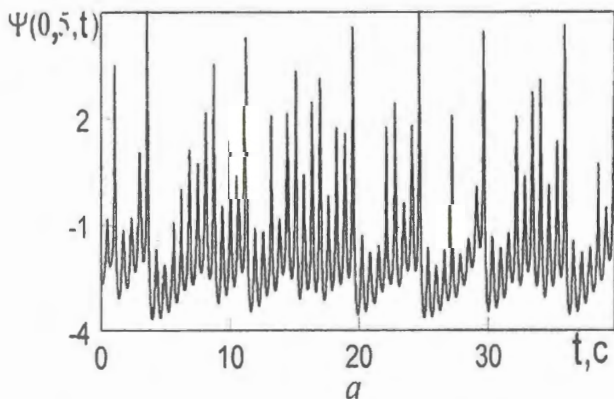


Рис. 1. Хаотические колебания  $\Psi = \ln[\Phi(0,5,t)]$  в системе (10)-(15) (а) и пространственные распределения  $\Psi = \ln[\Phi(\xi,t_0)]$ , возникающие в процессе хаотических колебаний (б)

При таком значении  $M^2 / H^2$  в процессе хаотических колебаний в различные моменты времени  $t_0$  получаются весьма сложные пространственные распределения  $\Psi(\xi, t_0) = \ln(\Phi(\xi, t_0))$ , одно из которых (типичное) определяется кривой 1 на рис. 1,б. Нейтронным импульсам отвечают те интервалы  $\Omega_i^+ \in [0,1]$ , на которых  $\Psi(\xi, t_0)$  превышает стационарное распределение  $\Psi^*(\xi) = \ln(\sin \pi \xi)$ , определяемое кривой 2 на рис. 1,б. Видно, что для кривой 1 на рис. 1,б имеется шесть интервалов  $\Omega_i^+$ . При  $M^2 / H^2 = 10^{-5}$  получаются более простые распределения  $\Psi(\xi, t_0)$ . Одно из них определяет кривая 3 на рис. 1,б, которой отвечают три интервала  $\Omega_i^+$ .

Пространственно-временной хаос может возникать и в реакторах с нелинейными обратными связями, описываемых уравнениями (1)-(4), (6) и зависимостью для  $\Delta k$  вида:

$$\Delta k = f(\mu); \mu = b^T(U - U^*) / \Phi^*. \tag{16}$$

Здесь  $f(\mu)$  - некоторая нелинейная функция;  $f(0) = 0$ . При условии (7) распределенной системе (1)-(4), (6), (16) эквивалентна точечная модель (8), в которой  $\delta k = f(\mu); \mu = b^T u$ . \tag{17}

Если уравнение  $f(\mu) = 0$  кроме точки  $\mu = 0$  имеет еще несколько корней  $\mu_j$ , то столько же дополнительных состояний равновесия  $(n_j^*, c_j^*, u_j^*)$  и стационарных распределений  $(\Phi_j^*, C_j^*, U_j^*)$  имеется у систем (8), (17) и (1)-(4), (6), (16). Если все они неустойчивы, то возможны хаотические колебания, в процессе которых траектории системы блуждают между стационарными состояниями в пределах того или иного хаотического аттрактора. При больших значениях  $M^2 / D^2$  стационарные распределения неустойчивы только на основной гармонике, и в процессе хаотических колебаний форма распределения нейтронного поля  $\Phi(r, t)$  следует распределению  $\Phi^*(r)$  и сохраняется во времени, что соответствует временному хаосу. Многочисленные примеры временного хаоса в точечных и распределенных моделях реактора с нелинейными обратными связями приведены в работах [8, 10, 13].

При уменьшении  $M^2 / D^2$  растет число неустойчивых гармоник, относительно которых стационарные распределения неустойчивы. Все неустойчивые гармоники вовлекаются в хаотическое движение, и временной хаос, имеющийся в системе (1)-(4), (6), (16) при больших  $M^2 / D^2$ , сменяется пространственно-временным хаосом, при котором случайными оказываются не только временные зависимости  $\Phi, C_i, U$  в фиксированных точках  $r$ , но и пространственные распределения  $\Phi, C_i, U$ . В каждый момент времени распределение  $\Phi(r, t)$  оказывается таким, что поток нейтронов выше стационарного значения  $\Phi^*(r)$  в одних зонах  $\Omega_i^+$  реактора и ниже стационарного значения в других его зонах  $\Omega_i^-$ . Число областей  $\Omega_i^+, \Omega_i^-$ , их размеры и расположение в активной зоне  $\Omega$  нерегулярно меняются со временем, и этим создается случайная картина распределения нейтронного поля в пространстве.

В качестве примера рассмотрим одномерную модель (10)-(12) с нелинейной обратной связью, описываемой системой (6) второго порядка с кубической зависимостью  $f(\mu)$  вида (16):

$$\Delta k = b[1 - (\mu/\mu^*)^2]\mu; \quad \mu = (X - X^*)/\Phi^*; \quad (18)$$

$$\partial X/\partial t = Y; \quad \partial Y/\partial t = -\varepsilon Y - \varepsilon^2 X + \varepsilon^2 \Phi, \quad (19)$$

где  $b, \mu^*, \varepsilon, \gamma = \text{const} > 0$ ;  $X^* = \Phi^* = \sin \pi \xi$ .

Распределенной системе (10)-(12), (18), (19) соответствует точечная модель (8), (17) при

$$\delta k = b[1 - (\mu/\mu^*)^2]\mu; \quad \mu = x; \quad \ddot{x} + \varepsilon \dot{x} + \varepsilon^2 x = \varepsilon^2 n. \quad (20)$$

Системы (8), (17), (20) и (10)-(12), (18), (19) кроме стационарного состояния

$$\bar{M}_0: (n, c_i, x, \dot{x}) = (0, 0, 0, 0) \quad (21)$$

$$\text{и } M_0: (\Phi, C_i, X, Y) = (\Phi^*, \lambda_i, \Phi^*/\beta_i, \Phi^*, 0)$$

имеют по два дополнительных стационарных состояния

$$\bar{M}^\pm: (n, c_i, x, \dot{x}) = (\pm \mu^*, \pm \lambda_i, \mu^*/\beta_i, \pm \mu^*, 0); \quad (22)$$

$$M^\pm: (\Phi, C_i, X, Y) = (\Phi_\pm^*, \lambda_i, \Phi_\pm^*/\beta_i, \Phi_\pm^*, 0); \quad (23)$$

$$\Phi_\pm^* = (\pm \mu^*) \sin \pi \xi.$$

В работе [8] в рамках точечной модели (8), (17), (20) показано, что при  $b > 0$  состояние равновесия  $\bar{M}_0$  вида (21)

неустойчиво аperiodически, а точки  $\bar{M}^\pm$  вида (22) устойчивы при больших значениях  $\varepsilon$  и становятся колебательно неустойчивыми при  $\varepsilon < \varepsilon_{\text{кр}}$ . В момент достижения параметром  $\varepsilon$  критического значения  $\varepsilon_{\text{кр}}$  возникают периодические автоколебания, которые при дальнейшем уменьшении  $\varepsilon$  сменяются стохастическими. При этом сначала в окрестности стационарных точек  $\bar{M}^\pm$  возникает пара спиральных аттракторов, которые при уменьшении  $\varepsilon$  сливаются, образуя один двойной спиральный аттрактор. Этот аттрактор широко известен [16]. Он достаточно хорошо изучен и встречается в разнообразных нелинейных системах. Хаотические движения в пределах двойного спирального аттрактора состоят в том, что траектории, удаляясь по спирали от состояния равновесия  $\bar{M}^+$  или  $\bar{M}^-$ , через некоторый случайный промежуток времени либо возвращаются в окрестность той же точки  $\bar{M}^+$  или  $\bar{M}^-$ , либо перескачат в окрестность другого состояния равновесия  $\bar{M}^-$  или  $\bar{M}^+$ . После этого начинается новый цикл раскручивания спирали от  $\bar{M}^-$  или  $\bar{M}^+$  и т.д.

Описанный сценарий возникновения хаоса реализуется и в распределенной системе (10)-(12), (18), (19), причем хаос в ней возникает при тех же параметрах  $b, \varepsilon, \gamma, \mu^*$ , что и в точечной модели. При этом, если  $\pi^2 M^2/H^2 > \beta$ , то выполняются соотношения (7), и хаотические колебания в каждой точке  $\xi \in [0, 1]$  происходят синхронно, т. е. возникает лишь временной хаос. Если же  $M^2/H^2$  достаточно мало, то реализуется пространственно-временной хаос, когда хаотические колебания в различных точках  $\xi \in [0, 1]$  не синхронизированы, что создает случайную картину распределений  $\Phi, C_i, X, Y$  - тем более сложную, чем меньше  $M^2/H^2$ . В этом случае турбулентность нейтронного поля порождается двойным спиральным аттрактором. Например, при

$$b = \beta = 0,0065; \quad \mu^* = 0,1; \quad \gamma = 0,485 \quad (24)$$

стационарные распределения (23) становятся неустойчивыми при  $\varepsilon_{\text{кр}} \approx 0,33$ , периодические колебания существуют на интервале  $\varepsilon \in [0,11; 0,33]$ , а хаос реализуется при  $\varepsilon \in [0,33; 0,11]$ . Пространственно-временной хаос в системе (10)-(12), (18), (19), (24) начинает проявляться при  $M^2/H^2 < 10^{-4}$  и ярко выражен при  $M^2/H^2 < 10^{-5}$ . Траектории системы (10)-(12), (18), (19), (24) при  $\varepsilon = 0,06$ ,  $M^2/H^2 = 10^{-5}$ , определяемые ее решениями  $X(\xi, t), Y(\xi, t)$  в точке  $\xi = 0,5$ , показаны на рис. 2,а, временное изменение потока нейтронов  $\Phi$  в точке  $\xi = 0,5$  изображено на рис. 2,б, а типичное отклонение потока нейтронов от стационарного значения  $\varphi(\xi, t_0) = \Phi(\xi, t_0) - \Phi^*(\xi)$ , возникающее в процессе хаотических колебаний, определяет кривая 1 на рис. 2,в. Уменьшение  $M^2/H^2$  приводит к усложнению пространственных распределений. Кривые 2 и 3 на рис. 2,в определяют распределение  $\varphi(\xi, t_0) = \Phi - \Phi^*$  при

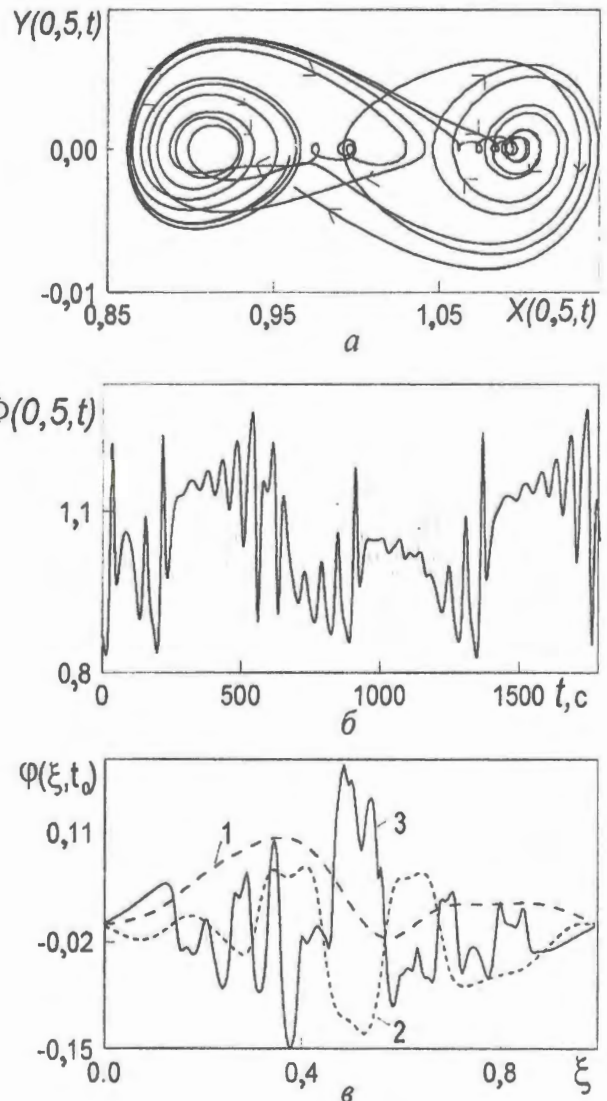


Рис. 2. Траектории системы (10)-(12), (18), (19), (24), порождаемые ее решениями  $X(0,5, t), Y(0,5, t)$  (а), хаотические колебания нейтронного потока  $\Phi(\xi, t)$  в точке  $\xi = 0,5$  (б) и пространственные распределения  $\varphi(\xi, t_0) = \Phi(\xi, t_0) - \Phi^*(\xi)$ , реализующиеся в процессе автоколебаний (в)

$M^2/H^2 = 10^{-6}$  и  $M^2/H^2 = 10^{-7}$ . Видно, как при уменьшении  $M^2/H^2$  растет число интервалов  $\Omega_i^+$  и  $\Omega_i^-$ , на которых  $\Phi(\xi, t_0) > \Phi^*(\xi)$  и  $\Phi(\xi, t_0) < \Phi^*(\xi)$ .

В качестве еще одного примера рассмотрим одномерную модель (10)-(12) с нелинейной обратной связью, описываемой системой третьего порядка, и кусочно-линейной функцией  $f(\mu)$ :

$$\Delta k = a_0(\Phi - \Phi^*)/\Phi^* + bf(\mu/b);$$

$$\mu = \kappa_1(Z - Z^*)/\Phi^* + \kappa_2(X - X^*)/\Phi^* + \kappa_3 Y/\Phi^*; \quad (25)$$

$$f(\mu/b) = \begin{cases} 1 \text{ при } \mu/b > 1 \\ \mu/b \text{ при } |\mu/b| < 1 \\ -1 \text{ при } \mu/b < -1 \end{cases}; \quad (26)$$

$$\partial Z/\partial t = s_0(Z - \Phi); \quad \partial X/\partial t = Y; \quad (27)$$

$$\partial Y/\partial t = -\varepsilon\gamma Y - \varepsilon^2 X + \varepsilon^2 \Phi,$$

где  $a_0, b, \kappa_1, \kappa_2, \kappa_3, s_0, \varepsilon, \gamma = \text{const}$ ;

$$a_0, b, \varepsilon, \gamma > 0; \quad s_0 < 0; \quad Z^* = X^* = \Phi^* = \sin \pi \xi.$$

Системе (10)-(12), (25)-(27) отвечает точечная модель (8), (17), (26) при

$$\delta k = a_0 n + bf(\mu/b); \quad \mu = \kappa_1 z + \kappa_2 x + \kappa_3 \dot{x}; \quad (28)$$

$$\dot{z} = s_0(z - n); \quad \ddot{x} + \varepsilon\gamma \dot{x} + \varepsilon^2 x = \varepsilon^2 n.$$

При  $\kappa_1 + \kappa_2 + a_0 < 0$  системы (8), (26), (28) и (10)-(12), (25)-(27) кроме стационарного состояния  $\bar{M}_0$  и  $M_0$  вида (21) имеют в областях  $\mu/b > 1$  и  $\mu/b < -1$  еще два стационарных состояния  $\bar{M}^+$ ,  $M^+$  вида (22) и (23) при  $\mu^* = b/a_0$  и  $z = \pm \mu^*$ ,  $Z = \Phi_{\pm}^*$ . При  $a_0, \varepsilon > 0$ ;  $0 < \gamma < 2$  характеристическое уравнение, отвечающее точкам  $\bar{M}^{\pm}$ , имеет положительный действительный корень и пару комплексно-сопряженных корней  $\varepsilon(-\gamma/2 \pm i\sqrt{\gamma^2/4 - 1})$  с отрицательной действительной частью, т.е. точки  $\bar{M}^{\pm}$  являются седлофокусами. Параметры  $\kappa_i$  в (28) таковы, что седловой является и точка  $\bar{M}_0$ .

При определенном соотношении между корнями характеристических уравнений, отвечающих точкам  $\bar{M}^{\pm}$  и  $\bar{M}_0$ , в точечной модели (8), (26), (28) может реализоваться двойной винтовой аттрактор [17]. Хаотические движения, происходящие в пределах этого аттрактора, состоят в том, что, пока траектория системы находится в области  $\mu/b > 1$ , она скручивается по спирали к одномерной инвариантной кривой, выходящей из состояния равновесия  $\bar{M}^-$ , а когда траектория попадает в область  $\mu/b < -1$ , она приближается по спирали к одномерному неустойчивому инвариантному многообразию точки  $\bar{M}^+$ . Скручивание спиралей продолжается до тех пор, пока  $\mu(t)/b$  не достигнет значения 1 или -1 и траектория не войдет в область  $|\mu/b| < 1$ . Дальнейшие движения в области  $|\mu/b| < 1$  определяют, в какую из двух областей  $\mu/b < -1$  или  $\mu/b > 1$  выйдет траектория и какая из двух скручивающихся спиралей реализуется в очередной раз. Случайными оказываются число витков каждой спирали и время пребывания траектории в области  $\mu/b < -1$  и  $\mu/b > 1$ . Чем меньше  $\gamma$ , тем большее число витков скру-

чивающихся спиралей может реализоваться в процессе хаотических колебаний. Двойной винтовой аттрактор впервые выявлен в трехмерных кусочно-линейных системах с тремя зонами линейности в работах [10,17] и синтезирован в точечной модели реактора в работе [17].

При тех же параметрах, что и в точечной модели (8), (26), (28), двойной винтовой аттрактор реализуется и в соответствующей распределенной системе (10)-(12), (25)-(27), если значение  $M^2/H^2$  достаточно велико. При малых значениях  $M^2/H^2$ , отвечающих реакторам больших размеров, двойной винтовой аттрактор порождает турбулентный режим, при котором в каждой точке  $\xi \in [0,1]$  реализуются движения, описанные выше, но в различных точках они не синхронизированы, и поэтому пространственные распределения переменных в различные моменты времени ведут себя нерегулярно.

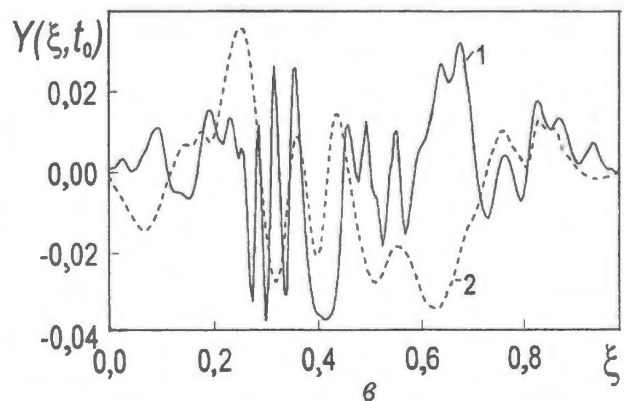
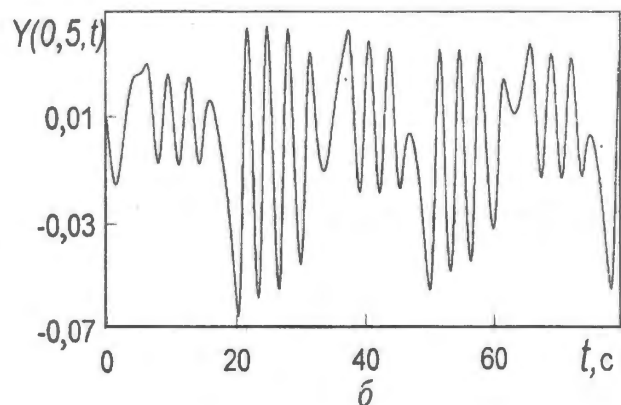
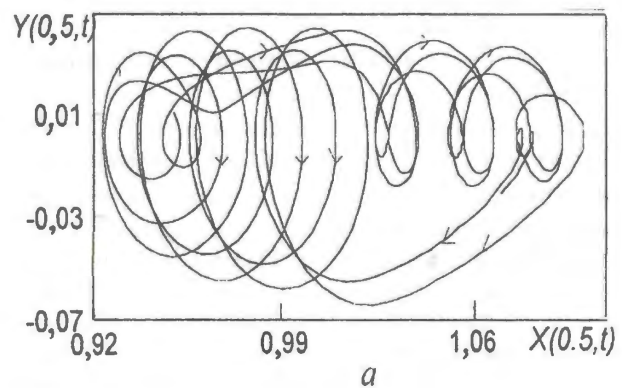


Рис. 3. траектории системы (10)-(12), (25)-(27), (29), порождаемые ее решениями  $X(0.5, t)$ ,  $Y(0.5, t)$ , (а) хаотические колебания  $Y(\xi, t)$  в точке  $\xi=0.5$  (б) и пространственные распределения  $Y(\xi, t_0)$ , реализующиеся в процессе автоколебаний (в)

Двойной винтовой аттрактор возникает, например, при  $a_0=0,0008$ ;  $b=0,0002$ ;  $\varepsilon=2$ ;  $\gamma=0,05$ ;  $s_0=-0,1$ ;  $\kappa_1=-0,00814$ ;  $\kappa_2=0,0047$ ;  $\kappa_3=0,00006$ . (29)

При этих параметрах пространственно-временной хаос начинает проявляться при  $M^2/H^2 < 10^{-4}$ . На рис. 3,а изображена траектория системы (10)-(12), (25)-(27), (29) при  $M^2/H^2 = 10^{-7}$ , порождаемая ее решениями  $X(\xi, t)$ ,  $Y(\xi, t)$ , в точке  $\xi=0,5$ , а на рис. 3,б показано временное изменение переменной  $Y(0,5, t)$ .

Кривые 1, 2 на рис. 3,в изображают типичные распределения  $Y(\xi, t_0)$ , возникающие в процессе хаотических колебаний. Кривая 1 отвечает значению  $M^2/H^2=10^{-7}$ , а кривая 2 - значению  $M^2/H^2=10^{-6}$ .

В заключение отметим, что временной и пространственно-временной хаос, выявленный в точечных и распределенных моделях реактора, может реализоваться в ядерных реакторах конкретных типов.

Если в случае нелинейных обратных связей все корни  $\mu$  уравнения  $f(\mu) = 0$  лежат вблизи точки  $\mu_0 = 0$  (для рассмотренных примеров малы значения  $\mu^*$  и  $b$ ), то хаотические колебания происходят вблизи стационарного распределения  $(\Phi^*, C^*, U^*)$ , их амплитуда мала и они могут оказаться допустимыми при эксплуатации реактора.

Импульсный хаос может возникать в кипящих реакторах, в реакторах с газообразным ядерным топливом и в реакторах с газообразным теплоносителем. Линейные обратные связи этих реакторов таковы, что существует диапазон параметров, при которых импульсная функция обратной связи удовлетворяет критерию импульсного хаоса, сформулированному в работах [11, 12]. Поэтому при достаточно больших размерах в реакторах этих типов может возникнуть и импульсная турбулентность.

Имеются примеры, когда автоколебания в реакторах допустимы и даже целесообразны. Периодические режимы являются рабочими для импульсных реакторов периодического действия. При увеличении мощности в

них возникают стохастические автоколебания [6]. В работе [5] указывается на допустимость работы кипящего реактора в периодическом режиме. В статье [18] показано, что реактор с газообразной активной зоной, работающий в режиме автоколебаний ядерного топлива, как ядерный маятник, может быть использован для прямого преобразования ядерной энергии в электрическую с помощью магнитодинамических и магнитоиндукционных методов.

Необходимость в реализации импульсного хаоса может возникнуть в реакторах с газообразным циркулирующим топливом при желании повысить их мощность до такого высокого уровня, при котором невозможно добиться устойчивости стационарного режима за счет изменения параметров [14]. Еще большего роста мощности реакторов этого типа можно добиться, увеличивая их размеры и реализуя тем самым работу реактора в режиме импульсной турбулентности нейтронного поля.

Увеличение размеров ядерных реакторов является одним из универсальных способов увеличения их мощности. Однако такое увеличение наталкивается на трудности, связанные с возникновением пространственной неустойчивости нейтронного поля, с его высокой чувствительностью к локальным возмущениям и связанными с этим большими сложностями, а в некоторых случаях с невозможностью управления реакторами больших размеров. Импульсная турбулентность – это саморегулируемый с помощью внутренних обратных связей автоколебательный режим, который может быть реализован в реакторах сколь угодно больших размеров. Не исключено, что в будущем будут спроектированы и построены ядерные реакторы, основным режимом работы которых будет режим импульсной турбулентности нейтронного поля. Размеры и мощность таких реакторов могут значительно превысить размеры и мощность действующих в настоящее время реакторов.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Рюэль Д., Такенс Ф. О природе турбулентности. - В кн.: Странные аттракторы. Под ред. Я.Г. Синая и Л.П. Шильникова. - М.: Мир, 1981, с. 117-151.
2. Йорк Дж.А., Йорк Э.Д. Хаотическое поведение в гидродинамике. - В кн.: Гидродинамические неустойчивости и переход к турбулентности. Под ред. Х. Суинни, Дж. Голлуба. - М.: Мир, 1984, с. 101-123.
3. Гапонов - Грехов А.В., Рабинович М.И. Автоструктуры. Хаотическая динамика ансамблей. - В кн.: Нелинейные волны. Структуры и бифуркации. - М.: Наука, 1987, с. 7-44.
4. Постников Н.С. Стохастические колебания в системе регулирования мощности ядерного реактора. - ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1986, вып. 1, с. 42-51.
5. 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.
6. Шабалин Е.П. Стохастическая динамика импульсного реактора периодического действия. - ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1991, вып. 4, с. 3-9.
7. Постников Н.С. Стохастические автоколебания в реакторе с линейной обратной связью. - Атомная энергия, 1992, т. 72, вып. 3, с. 232-237.
8. Постников Н.С. Динамический хаос в реакторе с нелинейными обратными связями. - Атомная энергия, 1993, т. 74, вып. 4, с. 328-334.
9. 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.
10. Постников Н.С. Хаотические аттракторы кусочно-линейных систем и их распространение в нелинейных моделях ядерного реактора. - ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов (импульсные реакторы и простые критические сборки), 1998, вып. 3, с. 75-82.
11. Постников Н.С. Условия существования хаотических колебаний в ядерных реакторах. - Атомная энергия, 2000, т. 88, вып. 6, с. 432-438.
12. Постников Н.С. Импульсный хаос в ядерных реакторах и кусочно-линейных системах. - Вестник Нижегородского государственного университета. Математическое моделирование и оптимальное управление. - Н. Новгород, Изд-во ННГУ, 2001, вып. 23(1), с. 65-77.
13. Постников Н.С. К исследованию автоколебаний в нелинейных моделях динамики ядерного реактора. - ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 32-40.

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

15. Постников Н.С. Пространственно-временной хаос в распределенных моделях реактора. - Атомная энергия, 1999, т. 86, вып. 6, с. 450-453.

16. Chua L., Komuro M., Matsumoto T. The double scroll family. Parts 1 and 11.- IEEE Trans. on Circuits and System. 1986, V. CAS-33, N 11, p. 1072-1118.

17. Постников Н.С. Хаотическая динамика трехмерных

систем регулирования с кусочно-линейной функцией обратной связи. - Вестник Нижегородского государственного университета. Математическое моделирование и оптимальное управление. - Н. Новгород. Изд-во ННГУ, 1999, вып. 21(2), с. 209-224.

18. Van Dam H., Kuijter J.C. Dynamics of gaseous oscillating core reactor.- ICENES 93: 7th Int. Conf. Emerg. Nucl. Energy Syst., Makuhari, 20-24, Sept., 1993 - Singapore etc., 1994, p. 381-385

Статья поступила в редакцию 10 сентября 2001 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 4, с. 10 - 17.

УДК 621.039.51

## РАСЧЕТ ДИНАМИКИ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ МИШЕННОГО КОНТУРА С УЧЕТОМ ИМПУЛЬСНОЙ РАБОТЫ УСКОРИТЕЛЯ

А.В. Дедуль, М.П. Леончук, Э.Х. Пыльченков, А.В. Ламков, С.Н. Гришаков,  
ГНЦ РФ - Физико-энергетический институт им. А.И.Лейпунского,  
249020, Обнинск Калужской обл., пл.Бондаренко, 1

Разработана методика расчета динамики температуры и давления в мишенном контуре при импульсной работе ускорителя, учитывающая сжимаемость жидкости и деформации элементов контура. Приведены результаты расчетов нестационарных полей температуры, расхода и давления в мишенном контуре с жидкой мишенью из сплава свинец-висмут, который разрабатывался применительно к проекту ускорительно-управляемой системы МК-1 Лос-Аламосской Национальной Лаборатории (ЛАНЛ) США.

ON THE TARGET CIRCUIT THERMOHYDRAULIC PARAMETERS DYNAMIC CALCULATIONS TAKING INTO CONSIDERATION THE IMPULSE FEATURE OF ACCELERATOR BEAM POWER CHANGE. A.V.DEDOUL, M.P.LEONCHUCK, E.KH.PYLCHENKOV, A.V.LAMKOV, S.N.GRISHAKOV. The method of the target circuit temperature and pressure dynamic calculations taking into account the impulse feature of accelerator beam power change as well as liquid compressibility and construction deformations is developed. The results of calculations of flow rates, temperature and pressure nonstationary fields in the target circuit with lead-bismuth coolant are represented. The target circuit is developed for the project of target system ( TS-1 ) for the LANSCE accelerator proton beam (LANL, USA).

### ВВЕДЕНИЕ. МИШЕННЫЙ КОМПЛЕКС

Управляемая ускорительная система (рис. 1) предназначена для получения нейтронов путем воздействия на мишень протонного пучка, направляемого из ускорите-

ля. В качестве жидкой мишени используется эвтектический сплав свинец-висмут, который, циркулируя по замкнутому контуру, одновременно выполняет функции теплоносителя.

Протонный пучок вбрасывается в мишень периодическими короткими импульсами, мощность которых многократно превышает среднее за период значение. Более половины энергии пучка поглощается мишенью и превращается в тепло, которое вызывает резкое увеличение температуры как жидкой мишени, так и разделительной мембраны. Локальные всплески температур в жидкости приводят к образованию волн давления, которые, распространяясь по контуру, вызывают напряжения в элементах конструкции мишени и, прежде всего, в мембране. Кроме того, дополнительные напряжения в мембране возникают в результате ее прямого импульсного нагрева.

Указанные факторы оказались наиболее существенными при обосновании работоспособности мембраны в Европейской системе EES с ртутной жидкой мишенью [1].

В работе представлены математическая модель и некоторые результаты расчетов динамики параметров мишенного комплекса с учетом импульсной работы ускорителя [2, 3].

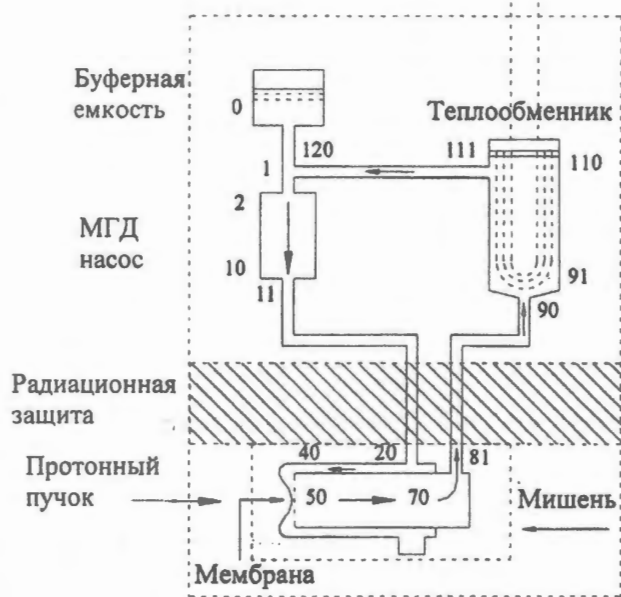


Рис. 1. Схема мишенного комплекса МК-1.  
0 - 120 - номера расчетных ячеек

## МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ

Поля температур, скорости течения и давления теплоносителя неоднородны в поперечных сечениях участков тракта теплоносителя. Возможность использования усредненных по поперечному сечению каналов значений указанных параметров основана на следующем:

- для описания гидравлики и теплообмена используются значения коэффициентов гидравлического сопротивления и теплоотдачи, которые получены для средних значений скорости и температуры;
- при определении нестационарного поля давления считается, что вследствие малых поперечных размеров (по сравнению с продольными) мишени и других участков контура и высокой скорости распространения звуковых волн в сплаве Pb-Bi (~1700 м/с) происходит практически мгновенное и полное выравнивание давления в поперечном сечении.

С учетом этих допущений распределения температуры, скорости течения и давления вдоль тракта теплоносителя можно описать следующей системой одномерных уравнений:

$$\text{неразрывности} - \frac{\partial \rho S}{\partial \tau} + \frac{\partial \rho w S}{\partial x} = 0, \quad (1)$$

$$\text{сохранения импульса} - \frac{1}{S} \frac{\partial (\rho S w)}{\partial \tau} + \frac{1}{S} \frac{\partial (\rho S w^2)}{\partial x} = - \frac{\partial P}{\partial x} - \rho g \sin \beta + \frac{\{H_n\}}{l_n} - \frac{\xi}{S} |w| \rho S w, \quad (2)$$

где  $P = P(x, \tau)$  – давление теплоносителя Pb-Bi, Па;

$$\text{сохранения энергии} - (\rho \cdot C_p)_j \frac{\partial T_{xj}}{\partial \tau} + (\rho \cdot C_p \cdot w)_j \frac{\partial T_{xj}}{\partial x} = q_v(x, \tau) + \left( \frac{\Phi}{V} \right)_j \bar{\alpha}_j (\bar{\theta} - T_{xj}), \quad (3)$$

$$\text{состояния для сплава Pb-Bi} \quad \rho = \rho(T, P) - \rho = 10729 - 1,214 \cdot T + 0,3436 \cdot (P - 0,1). \quad (4)$$

Здесь и далее  $P$  – давление теплоносителя Pb-Bi, МПа.

Для теплообменника записывается условие теплообмена с охлаждающей водой при заданном ее расходе и температуре на входе.

$$S_{ст} \cdot \rho_{ст} \cdot C_{ст} \cdot \frac{\partial \bar{\theta}}{\partial \tau} = \Pi_1 \cdot \bar{\alpha}_1 \cdot (T_{ж1} - \bar{\theta}) + \Pi_2 \cdot \bar{\alpha}_2 \cdot (T_{ж2} - \bar{\theta}).$$

В приведенных выше формулах  $T_{xj}(x, \tau)$ , ( $j=1,2$ ),  $\bar{\theta}(x, \tau)$  – средние по сечению температуры потока теплоносителя Pb-Bi ( $j=1$ ), воды ( $j=2$ ) и стенки, соответственно, °С;  $\tau$  – время, с;  $x$  – линейная координата, м;  $w = w(x, \tau)$  – скорость течения теплоносителя Pb-Bi, м/с;  $S = S(x)$  – площадь проходного сечения теплоносителя, м<sup>2</sup>;  $\Pi_1(x)$  – периметр, омываемый теплоносителем, м;  $\Pi_2(x)$  – периметр, омываемый водой, м;  $\rho$ ,  $C_p$  – плотность, кг/м<sup>3</sup>, и удельная теплоемкость, Дж/(кг·°С), теплоносителя, соответственно;  $H_n$ ,  $l_n$  – напор насоса, МПа, и его длина, м, соответственно;  $\xi$  – коэффициент гидравлического сопротивления, 1/(м·кг);  $\beta$  – угол наклона участка контура к горизонтали;  $q_v(x, \tau)$  – мощность распределенных источников тепла, Вт/м<sup>3</sup>;  $\bar{\alpha} = \frac{\alpha}{1 + \frac{\delta_{ст} \cdot \alpha}{2 \cdot \lambda_{ст}}}$  – коэффициент теплопередачи, Вт/(м<sup>2</sup>·°С);  $\delta_{ст}$  – толщина стенки, м;  $\lambda_{ст}$  – коэффициент теплопроводности материала стенки, Вт/(м·°С);  $\alpha$  – коэффициент теплоотдачи между теплоносителем и поверхностью стенки;  $\rho_{ст}$ ,  $C_{ст}$  – плотность, кг/м<sup>3</sup>, и удельная теплоемкость, Дж/(кг·°С), материала стенки, соответственно;  $S_{ст}$  – площадь поперечного сечения стенки, м<sup>2</sup>.

Нестационарные поля температур в сферическом элементе разделительной мембраны определяются из решения уравнения из [4]:

$$\rho \cdot C_p \frac{\partial \Theta}{\partial \tau} = \frac{1}{r^2} \frac{\partial}{\partial r} \lambda r^2 \frac{\partial \Theta}{\partial r} + q_v(r, \tau) \quad (5)$$

при задании на поверхности со стороны пучка условия тепловой изоляции:  $\frac{\partial \Theta}{\partial r} = 0$ ,

а на поверхности со стороны теплоносителя – условия теплообмена с жидкостью, имеющей температуру  $T(\tau)$ :  $\lambda \frac{\partial \Theta}{\partial r} = \alpha \cdot (\Theta - T)$ , где  $q_v(r, \tau)$  – постоянное по толщине стенки тепловыделение.

Для оценки возникающих в мембране напряжений  $\sigma_r$ ,  $\sigma_\theta = \sigma_\phi$ , деформаций  $\epsilon_r$ ,  $\epsilon_\theta$ ,  $\epsilon_\phi$  и перемещения  $u$  в предположении упругого поведения материала решается система уравнений:

$$\text{движения} - \frac{\partial \sigma_r}{\partial r} + \frac{2}{r} (\sigma_r - \sigma_\theta) = \rho_{ст} \frac{\partial^2 u}{\partial \tau^2}, \quad (6)$$

$$\text{неразрывности} - \quad \varepsilon_r = \frac{\partial u}{\partial r}; \quad \varepsilon_\theta = \varepsilon_\varphi = \frac{u}{r} \quad (7)$$

$$\text{и состояния} - \quad \varepsilon_r = \frac{1}{E}(\sigma_r - 2\nu\sigma_\theta); \quad \varepsilon_\theta = \varepsilon_\varphi = \frac{1}{E}[\sigma_\theta(1-\nu) + \nu\sigma_r], \quad (8)$$

где  $E, \nu$  – упругие характеристики материала стенки.

На внешней границе задаются условия, отвечающие различным модельным представлениям о взаимодействии мембраны с жидкостью. Диссипативные эффекты не учитываются.

Система уравнений (1) - (8) решается численно. Для построения конечно-разностного аналога системы контур разбивается на элементарные шаги  $\Delta x$ , а процесс – на интервалы  $\Delta \tau$ .

$$\text{Используя соотношение для расхода} \quad G = \rho S w, \quad (9)$$

уравнение сохранения импульса для  $i$ -той точки контура в момент времени  $\tau + \Delta \tau$  представляется в виде

$$G_i^{\tau+\Delta\tau} = A_{Gi} \cdot (P_i - P_{i+1}) + B_{Gi}, \quad (10)$$

где  $A_{Gi}, B_{Gi}$  – коэффициенты, выражения для которых ввиду громоздкости не приводятся.

Для температуры стенки имеем:

$$\theta_i^{\tau+\Delta\tau} = \frac{\theta_i^\tau \cdot (\rho_{\text{ст}i} \cdot C_{\text{ст}i}) \cdot \Delta x + q_{v_i} \cdot \Delta x \cdot \Delta \tau + (\bar{\alpha}_{1i} \cdot \tilde{T}_{1i}^{\tau+\Delta\tau} + \bar{\alpha}_{2i} \cdot \tilde{T}_{2i}^{\tau+\Delta\tau}) \cdot \Delta \tau}{(\rho_{\text{ст}i} \cdot C_{\text{ст}i}) \cdot \Delta x + (\bar{\alpha}_{1i} + \bar{\alpha}_{2i}) \cdot \Delta \tau},$$

а для температуры теплоносителя

$$T_i^{\tau+\Delta\tau} = \frac{\frac{\rho_i C_{pi} S_i \Delta x_i}{\Delta \tau} \cdot \tilde{T}_i^\tau + C_{pi} \cdot |G_i^{\tau+\Delta\tau}| \cdot \left[ \frac{T_{i-1}^{\tau+\Delta\tau}}{T_{i+1}^{\tau+\Delta\tau}} \right] + q_{vi} S_i \Delta x_i + (P_{1i} \bar{\alpha}_{1i} \tilde{\theta}_{1i}^{\tau+\Delta\tau} + P_{2i} \bar{\alpha}_{2i} \tilde{\theta}_{2i}^{\tau+\Delta\tau}) \cdot \Delta x_i}{\left( \frac{\rho_i \cdot C_{pi} \cdot S_i \cdot \Delta x_i}{\Delta \tau} + C_{pi} \cdot |G_i^{\tau+\Delta\tau}| + (P_{1i} \bar{\alpha}_{1i} + P_{2i} \bar{\alpha}_{2i}) \cdot \Delta x_i \right)}$$

Волнистой чертой сверху обозначены итерруемые величины, а величины в квадратной скобке соответствуют движению теплоносителя по принципу прямотока или противотока.

Из уравнений неразрывности (1) и состояния (4) с использованием выражения (10) получаются соотношения для давления и расхода, которые при условии замкнутости контура решаются методом циклической прогонки.

$$P_i^{\tau+\Delta\tau} = \alpha_i \cdot P_{i+1}^{\tau+\Delta\tau} + \beta_i \cdot P_i^{\tau+\Delta\tau} + \gamma_i;$$

$$G_i^{\tau+\Delta\tau} = Q_{2i} \cdot P_{i+1} + Q_{1i} \cdot P_i + Q_{0i}, \quad i = \overline{1, n},$$

где  $\alpha_i, \beta_i, \gamma_i$  – прогоночные коэффициенты.

Полученная система конечно-разностных соотношений решается методом итераций до получения значений  $T, \theta, G$  с заданной точностью.

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Основные конструктивно-геометрические и входные параметры, а также свойства материалов мишенного контура МК-1, разрабатываемого применительно к ускорительно-управляемой системе ЛАНЛ, приняты в соответствии с проектной документацией [5]. Уравнение состояния для жидкой мишени – теплоносителя Pb-Bi записывается в виде (4). Импульсный характер работы ускорителя учитывался в расчетах как трапециевидные импульсы энерговыделения в мишени (рис. 2). При частоте импульсов 115,2 Гц мощность тепловыделения в импульсе составляет 7,314 МВт, что в 14 раз превышает среднее за период значение.

Расчеты проводились как для жесткого недеформируемого контура, так и с учетом деформации мембраны. В последнем случае определялось изменение объема контура вследствие перемещения мембраны, которое находилось как функция давления из решения уравнения движения.

Исходное распределение параметров по контуру показано на рис. 3,а. (расчетные точки на рис. 1). При пуске в первые моменты протонного импульса в районе мембраны происходит всплеск температуры, который приводит к возмущению давления и расхода. В последующие моменты импульса изменения расхода и дав-

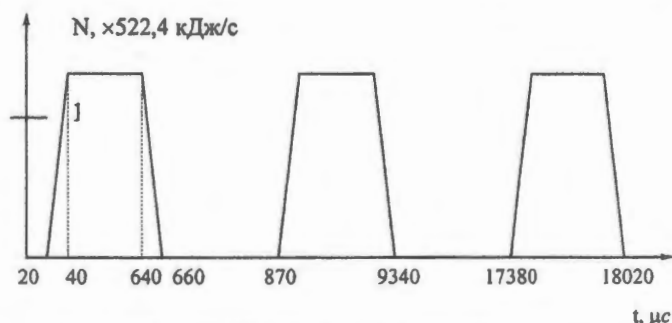


Рис. 2. Вид импульсов энерговыделения, соответствующих импульсам пучка протонов ускорителя ЛАНЛ

ления распространяются на другие участки контура (рис. 3,б - 3,д).

Как следует из рис. 4, аналогичный характер имеют возмущения давления и расхода в установившемся номинальном режиме. Однако здесь эти возмущения происходят на фоне сложившегося существенно неравномерного распределения температур по контуру. Абсолютный максимум давления 1,43 МПа имеет место на участке выходного патрубка мишени.

У поверхности мембраны наибольшее значение давления составляет 0,983 МПа. Характер изменения параметров у поверхности в серии импульсов показан на рис. 5.

В случае учета деформации мембраны общий характер распределения и изменения параметров контура в основном сохранился (рис. 6,а - 6,г). Однако податли-

вость мембраны привела к расширению диапазона колебаний расхода и к снижению всплесков давления. Абсолютный максимум давления снизился до 0,9 МПа, а наибольшее давление у поверхности мембраны не превысило 0,45 МПа при стационарном значении 0,375 МПа. Если мембрану моделировать тонкой замкнутой сферической оболочкой, то возникающие в ней напряжения под действием импульсов температуры и давления изменяются, как показано на рис. 7.

На фоне постоянной составляющей, определенной стационарным перепадом температуры по толщине мембраны и стационарным давлением теплоносителя, возникают переменные напряжения, обусловленные импульсами температуры и давления, а также (рис. 7,а) собственными колебаниями мембраны.

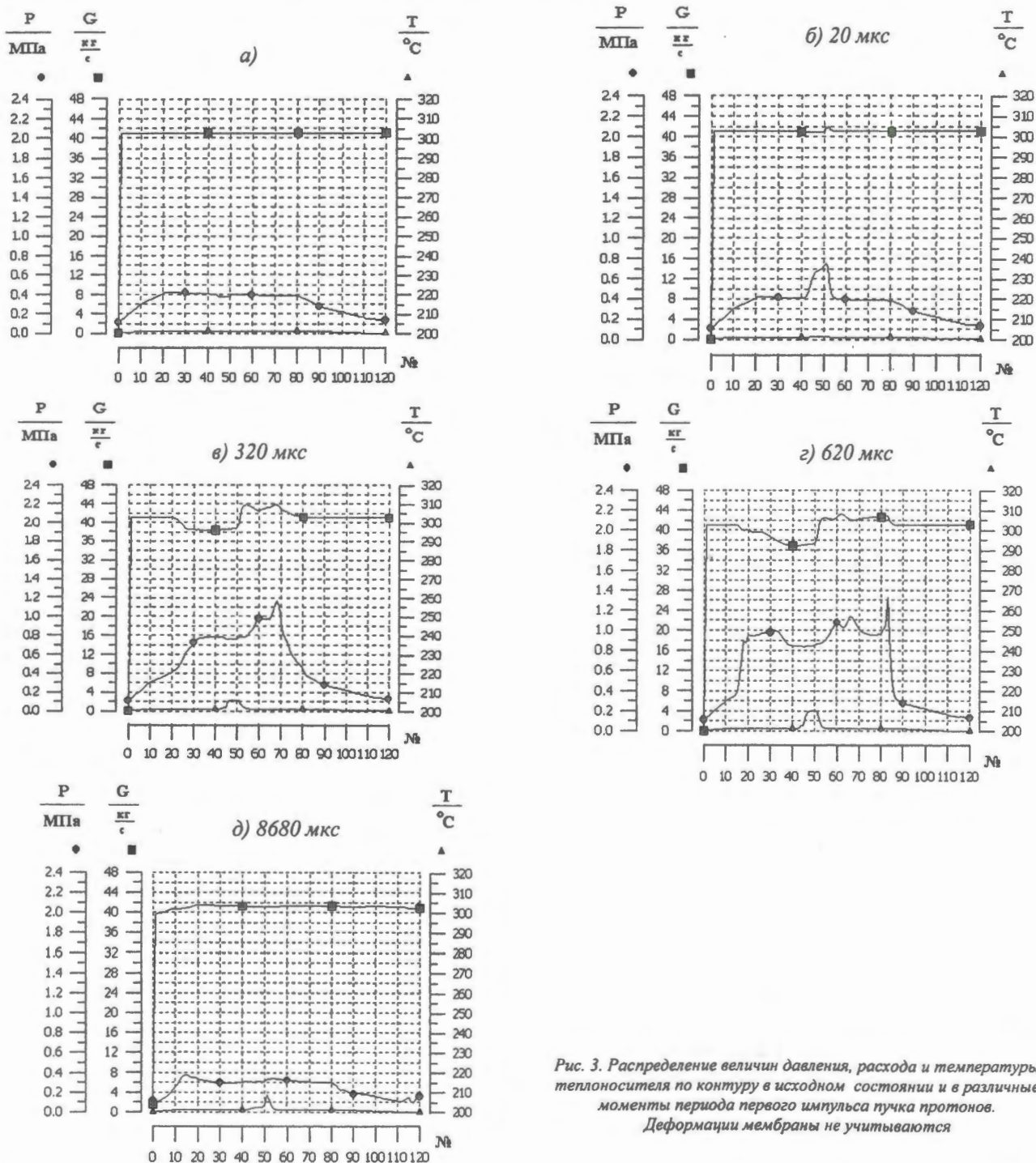
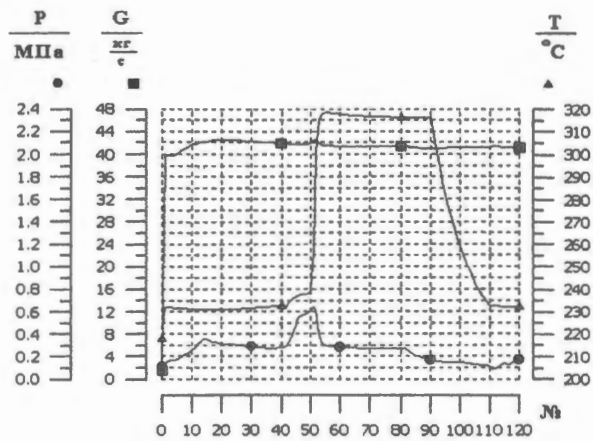
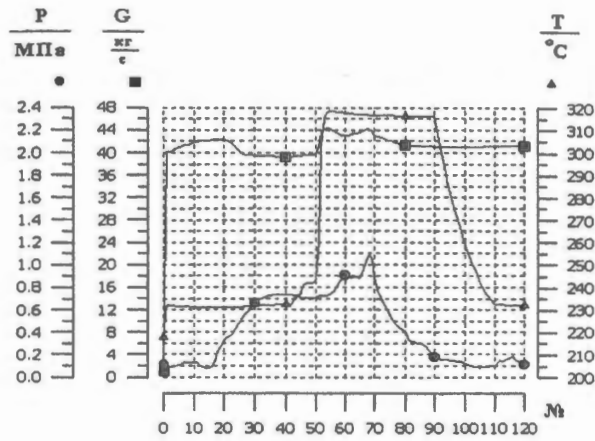


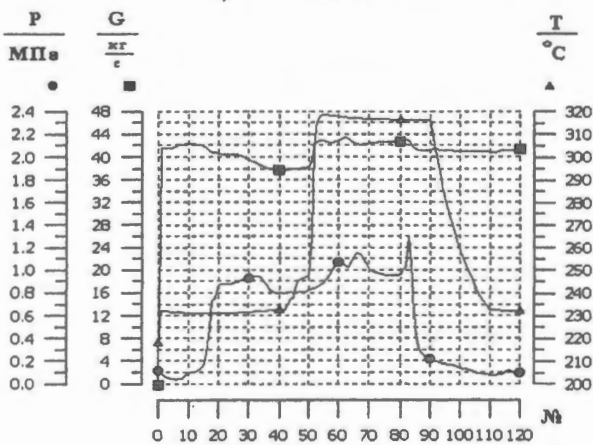
Рис. 3. Распределение величин давления, расхода и температуры теплоносителя по контуру в исходном состоянии и в различные моменты периода первого импульса пучка протонов. Деформации мембраны не учитываются



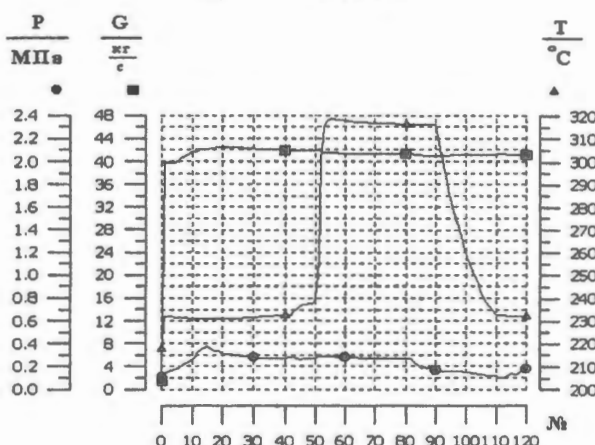
а) 20 мкс



б) 320 мкс

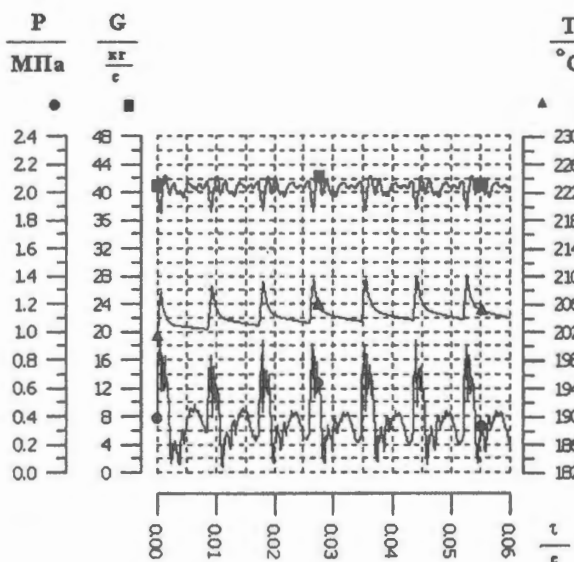


в) 620 мкс

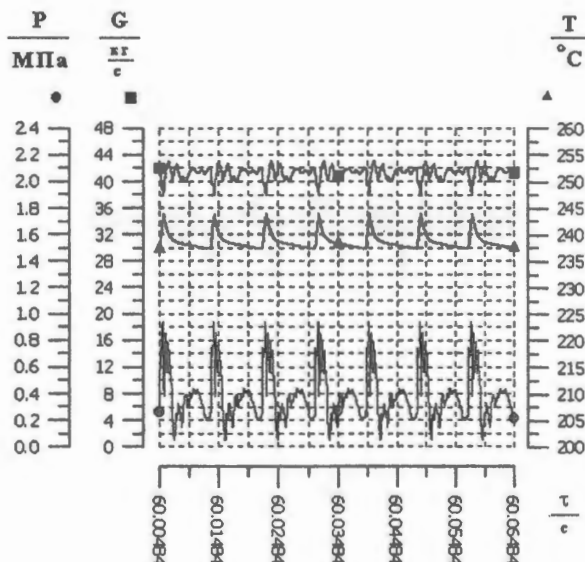


г) 8680 мкс

Рис. 4. Распределение величин давления, расхода и температуры теплоносителя по контуру в номинальном установившемся режиме в различные моменты периода импульса. Деформации мембраны не учитываются



а)



б)

Рис. 5. Зависимость от времени величин давления, расхода и температуры теплоносителя у поверхности мембраны. Деформации мембраны не учитываются. а) Режим пуска. б) Номинальный установившийся режим

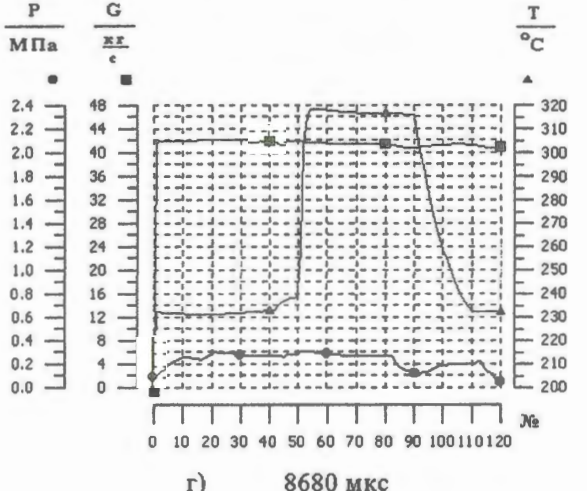
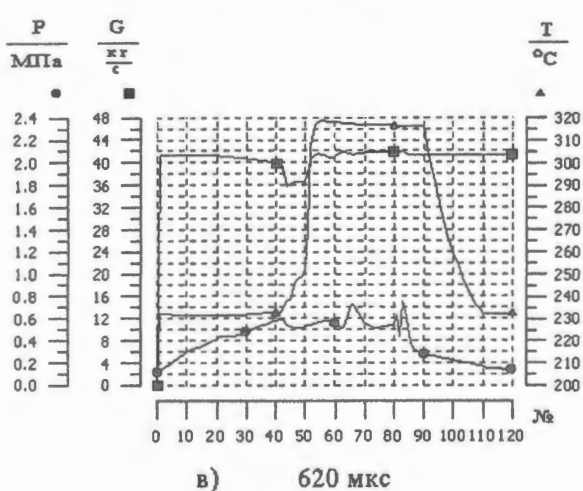
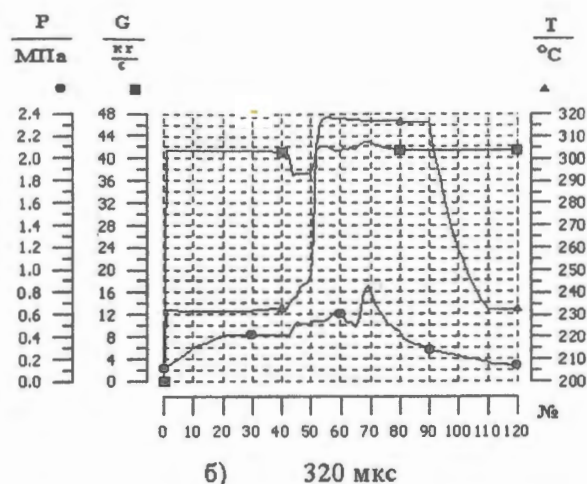
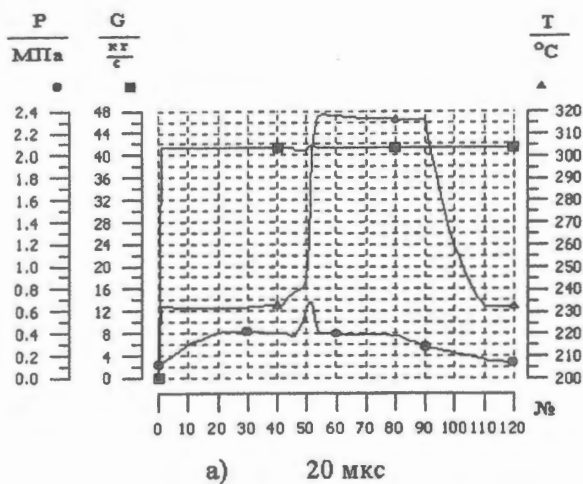


Рис. 6, а) – г). Распределение величин давления, расхода и температуры теплоносителя по контуру в номинальном режиме в различные моменты периода импульса с учетом деформации мембраны

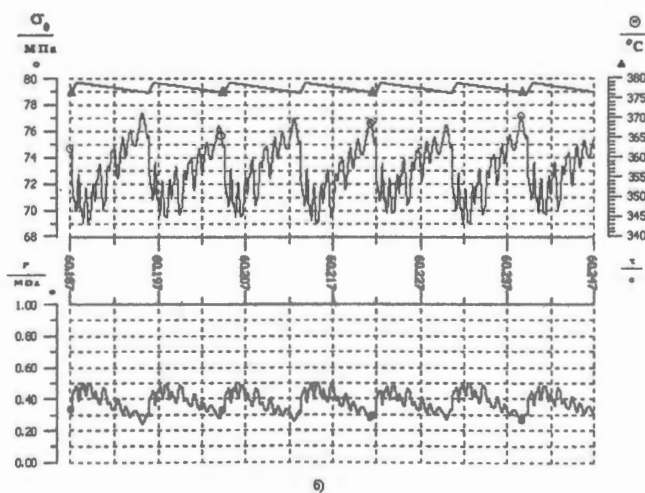
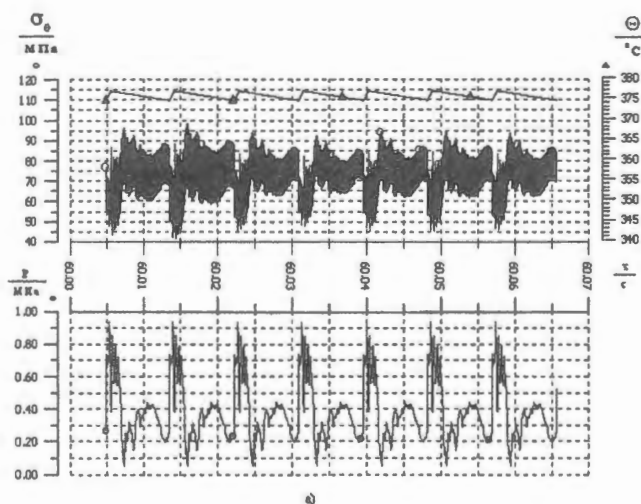


Рис. 7. Зависимость от времени давления  $P$  теплоносителя у поверхности мембраны, тангенциальных напряжений  $\sigma_{\theta}$  и температуры  $\theta$  на поверхности мембраны со стороны теплоносителя в номинальном режиме, а) деформации мембраны не учитываются, б) с учетом деформации мембраны

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Исследована динамика параметров контура мишенного комплекса МК-1 с жидкой мишенью – теплоносителем Рb-Bi. Показано, что импульсы протонного пучка приводят к возникновению в контуре пульсаций давления, расхода и температуры теплоносителя. В пусковом и номинальном режимах эти пульсации на всех участках контура по величине и характеру примерно одинаковы. При учете податливости элементов контура расчетные амплитуды пульсаций давления получаются заметно ниже. Пульсации давления и температуры приводят к возникновению в мембране переменных напряжений. Однако ограниченная амплитуда этих колебаний при отсутствии резонансных явлений не вносит решающего вклада в повреждение мембраны, как это имеет место в проекте EES.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Proceedings of the meeting JSANS–XIII and EES–PM4. Paul Scherer Institute, v.II, Oct. 1995.

2. M.P.Leonchuck, S.N.Grishakov, E.I.Yefimov et al. Доклад "The results of thermal and hydraulics calculations for substantiations of the target system construction with Lead-Bismuth coolant", Научная конференция ADTTA-99, Прага, 5-9 июня 1999 г.

3. E.I.Yefimov, M.P.Leonchuck, E.Kh.Pylchenkov, Z.V.Sivak, S.N.Grishakov, A.V.Lamkov. Доклад "Impact of the LANSCE accelerator beam trips on pilot molten Lead-Bismuth target design", Научная конференция "Utilization and reliability of High Power Accelerators", Le Centre des Congres, Aix-en-Provence, France, 22-24 ноября 1999 г.

4. Гришаков С.Н., Леончук М.П., Пыльченков Э.Х., Сивак З.В. Расчетная оценка динамических свойств сферической мембраны мишени ускорительно-управляемой системы: Препринт ФЭИ. – 2711, Обнинск, 1998.

5. Громов Б.Ф., Ефимов Е.И., Леончук М.П. и др. Мишенный комплекс МК-1. Пояснительная записка к технорабочему проекту. ГНЦ РФ – ФЭИ, №559.1.ПЗ., 1999.

Статья поступила в редакцию 15 января 2001 г.  
Вопросы атомной науки и техники.  
Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 4, с. 17 – 23.

УДК 621.039

## ОПРЕДЕЛЕНИЕ АКУСТИЧЕСКИХ НАГРУЗОК В ГЕЛИЕВОМ ТРАКТЕ ГТ-МГР

*В.В. Знышев, М.Я. Николаев, А.Л. Пригоровский,  
НИИ механики ННГУ, 603950, Н.Новгород, пр. Гагарина, 23, корп. 6,  
Н.Г. Кодочигов, В.В. Друмов, ОКБМ,  
603074, Н.Новгород, Бунаковский проезд, 15*

Изложен подход к расчету акустических характеристик тракта гелия газотурбинного модульного гелиевого реактора (ГТ-МГР). Приведены результаты расчета собственных частот тракта гелия ГТ-МГР и уровней звукового давления в тракте для номинального режима работы ГТ-МГР.

ESTIMATION OF ACOUSTIC LOADS IN GT-MHR HELIUM FLOW PATH. V.V. ZNYSHEV, M.Ya. NIKOLAEV, A.L. PRIGOROVSKY, N.G. KODOCHIGOV, V.V. DRUMOV. The approach to an analysis of acoustic characteristics of a helium flow path of the gas-turbine modular reactor GT-MHR is described. The analysis outcomes of natural frequencies of the GT-MHR helium flow path and sound pressure levels in the flow path for nominal mode of GT-MHR operation are presented.

## ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

В течение последних нескольких лет в ядерной энергетике интенсивно разрабатывается технология энергоустановки с высокотемпературным гелиевоохлаждаемым реактором и непосредственно с ним связанной гелиевой турбиной. Перспектива существенной экономической выгоды от эксплуатации гелиевоохлаждаемых реакторов привела к созданию международной программы разработки ГТ-МГР, в которой участвуют Минатом (Россия), Дженерал Атомикс (США), Фрама-том (Франция) и Фуджи-Электрик (Япония). С помощью ГТ-МГР можно перерабатывать оружейный плутоний и производить электроэнергию с к.п.д. около 50% [1]. Программа и опыт эксплуатации построенных ранее пяти энергоустановок с газоохлаждаемыми реакто-

рами в разных странах выдвинули новые требования к научным исследованиям по обоснованию эффективности и безопасности ГТ-МГР. Тема статьи связана с этими новыми требованиями.

Одним из качеств, необходимых для эффективной и безопасной работы газотурбинного реактора, является нечувствительность элементов конструкции к акустическим нагрузкам в газовом тракте при больших генерируемых мощностях. Вопрос об акустических нагрузках возник из-за известных случаев неисправностей, причинами которых стали высокие уровни акустического давления в ЯЭУ с газовым теплоносителем в Великобритании и Франции. Кроме того, в реакторе ГТ-МГР предполагается использовать од-

но из новых технических решений в реакторостроении - электромагнитный подвес ротора турбомашин, что требует особо тщательного изучения всевозможных нагрузок в связи с необходимостью обеспечения устойчивой работы системы электромагнитного подвеса во время эксплуатации ГТ-МГР.

Расчет характеристик звукового поля в тракте гелия ГТ-МГР предполагает решение двух взаимосвязанных задач:

1. Определение частотного спектра собственных колебаний газового тракта. Решение этой задачи позволяет при известном спектре источников звука выделить возможные зоны резонанса.

2. Определение акустических нагрузок в элементах тракта гелия при возбуждении звука источниками с заданными частотными и мощностными характеристиками. Основными источниками звука в ГТ-МГР являются турбина, компрессоры высокого и низкого давления.

Акустические характеристики, которые необходимо получить в результате оценочных расчетов:

- интегральная по всему частотному диапазону акустическая нагрузка в элементах тракта;

- максимальная спектральная плотность нагрузки в частотной полосе, где генерируется источниками звука основная часть акустической мощности;

- средняя и максимальная спектральные плотности акустической нагрузки в низкочастотной полосе, где возможны резонансные явления.

Решение этих задач с помощью натурального моделирования практически неосуществимо. Малополезными могут оказаться оценки на основе пересчета известных результатов экспериментов на иных газовых системах, так как отличия в эксплуатационных параметрах, внешних условиях, масштабах и формах конструкций часто делают критерии подобия невыполненными и, соответственно, недостаточно достоверными получаемые оценки.

Классическая теория акустики, основанная на волновых уравнениях, дает строгие расчетные формулы акустического поля для ограниченного набора простых геометрических форм звуководов [1-6]. Для сложных конструкций звуководов остается в силе давнее утверждение Релея: "Когда сечение трубы переменное, проблема колебаний газа внутри нее в общем случае не может быть решена" [1]. Приходится искать частные способы решения.

## НЕКОТОРЫЕ НЕОБХОДИМЫЕ ДЛЯ РАСЧЕТНОГО ИССЛЕДОВАНИЯ ПРЕДПОСЫЛКИ И ПРЕДПОЛОЖЕНИЯ

Низшая собственная частота тракта гелия в ГТ-МГР, оцениваемая в единицы герц, соответствует периоду колебаний порядка времени прохода тракта звуковой волной при скорости звука 1000-2000 м/с.

За верхнюю границу расчетного частотного диапазона целесообразно принять утроенную (или учетверенную) лопаточную частоту компрессоров и турбины, для ГТ-МГР это 20-40 кГц (100-200 лопаток при 3000 об/мин).

Согласно предварительным оценкам турбомашин, работающая в ГТ-МГР, затрачивает на генерацию звука около одной миллионной от ее номинальной мощности в частотной полосе 0-40 КГц.

Для охвата всего частотного диапазона выбраны две расчетные модели. Одна (волновая) основывается на представлении элементов газового тракта в виде симметричных четырехполосников [4] (по аналогии с пассивными электрическими четырехполосниками). Волновая модель предназначена для расчетов в низкочастотном диапазоне. Источник звука в ней представляется гармоническим осциллятором с заданными приращениями комплексных амплитуд давления и/или объемного расхода.

Для диапазона, в котором собственные частоты располагаются настолько близко друг к другу, что любая компонента спектра источника звука возбуждает множество собственных колебаний с частотами, мало отличающимися от частот компонент источника, акустическая энергия распределяется на множество составляющих. Нет ярко выраженных резонансных пиков. При расчете частотного спектра собственных колебаний ошибки моделирования и счета в области высоких частот оказываются сравнимыми с разницей между смеж-

ными собственными частотами. В этом случае для определения уровней акустического давления в элементах газового тракта целесообразно пользоваться формулами реверберационной теории для диффузного акустического поля, т.е. поля, обладающего свойствами изотропности (все направления потоков энергии отдельных волн равномерны) и однородности (плотность звуковой энергии по всему объему постоянна).

В реверберационной модели используются формулы теории акустики помещений [4, 5]. Эта модель описывает диффузное звуковое поле в тракте гелия при высоких частотах. Генерируемая источником звука мощность в реверберационной модели задается как постоянная величина в уравнениях участков, смежных с источником звука.

Спектр акустического шума турбомашин - сплошной во всем диапазоне частот с рядом дискретных составляющих, из которых заметно отличается по уровню звукового давления от среднего составляющая, соответствующая частоте следования лопаток. Генерируемая на этой частоте акустическая мощность может достигать 70% от суммарной акустической мощности турбомашин. Из других частот можно выделить частоту оборотов вала и удвоенную лопаточную частоту, на которых уровень звукового давления на 15-20 дБ меньше уровня на лопаточной частоте, т.е. генерируемая мощность в десятки-сотни раз меньше мощности на лопаточной частоте. На остальных частотах разница составляет 30 дБ и, соответственно, мощность более чем в тысячу раз меньше мощности на лопаточной частоте.

Турбомашин или несколько одновременно работающих разных турбомашин излучают некогерентные волны, для которых суммарная плотность энергии равна сумме плотностей энергии от всех составляющих

волн. Для акустических волн плотность энергии пропорциональна квадрату амплитуды звукового давления (Sp). Поэтому оценкой акустических нагрузок в контуре ГТ-МГР будет интеграл по частоте от плотности акустической энергии для трех источников акустического шума – турбины и двух компрессоров.

Отсутствие необходимых данных и методов для решения задачи о прохождении звука через многоступенчатые турбину и компрессоры заставляет ограничиться рассмотрением двух случаев:

а) звук свободно проходит через турбомашину без потерь;

б) звук проходит через турбомашину с большими потерями: сумма потерь в турбине и компрессорах рав-

на удвоенной сумме потерь по всем остальным участкам контура.

Расчет проводился следующим образом.

При заданном значении частоты и соответствующей ей спектральной плотности мощности последовательно рассчитывается распределение амплитуды давления в контуре при одном источнике звука из трех (турбина, компрессоры высокого и низкого давления).

Спектральная плотность  $d(Sp)/df$  для заданной частоты  $f$  получается суммированием спектральных плотностей в каждом участке контура от трех источников. Интеграл от вычисленной функции  $d(Sp)/df$  по всему частотному диапазону источников дает значение среднего квадрата давления в различных точках контура.

## РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Расчетное исследование акустических характеристик тракта гелия ГТ-МГР проведено с помощью программных комплексов ASPECT и RESPECT, разработанных на основе модели для продольных звуковых волн и реверберационной модели.

Для расчетного исследования тракт гелия в ГТ-МГР представлялся множеством последовательно и параллельно соединенных различных элементов (каналы, трубы, полости, компрессоры, турбина).

Акустические характеристики, перечисленные в формулировке задачи, были получены для каждого из 47 участков тракта гелия ГТ-МГР. Часть результатов расчета приведена в табл. 1 и 2.

В табл. 1 приведены значения частот свободных колебаний в интервале 0-200 Гц, в котором по оценкам правомерна модель тракта гелия ГТ-МГР для продольных звуковых волн.

Т а б л и ц а 1. Значения собственных частот тракта гелия ГТ-МГР (Гц)

4,59	9,94	12,75	19,20	29,42	31,37	34,60	39,67
43,30	49,59	52,31	54,60	55,36	60,72	63,19	66,68
70,69	72,14	80,24	82,43	87,03	88,98	89,31	90,15
101,62	108,00	110,22	114,24	116,63	117,83	126,53	127,66
130,56	133,43	140,79	148,31	150,34	158,28	163,18	170,47
173,72	176,29	179,51	182,44	191,40	191,79	199,05	200,72

Табл. 2 содержит следующие характеристики:

- эффективное акустическое давление  $p$ ;
- максимальная по частотному диапазону спектральная плотность квадрата эффективного давления  $d(Sp)/df$ ;
- частота  $f$ , на которой наблюдается максимальная спектральная плотность на участке.

Т а б л и ц а 2. Акустические характеристики некоторых участков тракта гелия ГТ-МГР для частотного диапазона 3 - 43000 Гц

Участок	$p, \text{Па}$	$d(Sp)/df, \text{Па}^2/\text{Гц}$	$f, \text{Гц}$
Горячий газозод	2367	36513	4950
Вход турбины	3297	70405	4950
Выход турбины	1375	12076	4950
Рекуператор (греющая среда)	147	138	4950
Рекуператор (нагреваемая среда)	51	32	49
Выход компрессора высокого давления	2180	9961	4950
Каналы активной зоны реактора	554	2096	4950

Расчетное исследование показало:

1. Во всем рассматриваемом частотном диапазоне заметных резонансных акустических явлений не наблюдается из-за больших потерь на трение в контуре (0,35 МПа).

2. В пределах возможной неточности задания значений затухания результаты расчетов изменяются относительно мало. Например, уменьшение коэффициентов потерь на трение во всем контуре в 1,5 раза дает увеличение наибольшего значения эффективного давления в контуре приблизительно на 5%.

3. Грубые оценки верхней границы частотной полосы, в которой справедлива волновая модель для тракта гелия ГТ-МГР, и нижней границы для реверберационной модели дают, соответственно, значения 200 Гц и 1000 Гц. Точных значений получить практически невозможно. Кроме того, для полосы между этими частотами адекватной модели не существует. Поэтому для

оценки влияния этих неопределенностей на решение задачи проведен расчет для двух вариантов:

- волновая модель для диапазона 3–200 Гц, реверберационная – для 200–43000 Гц;
- волновая модель для диапазона 3-1000 Гц, реверберационная - для 1000-43000 Гц.

Результаты расчетов для этих вариантов практически совпадают.

4. Максимальные значения акустических нагрузок оказываются в участках контура, расположенных вблизи источников звука.

Наибольшие акустические нагрузки возникают в участках контура, близких к турбине. Наибольшее значение звукового давления получено на входе в турбину (3300 Па) для варианта с открытыми для прохождения звука источниками (см. выше - случай "а"). Это значение превышает соответствующую величину при прохождении звуком источников с потерями (случай "б") на 20%.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

С помощью программных комплексов ASPECT и RESPECT, построенных на основе волновой и реверберационной моделей акустического поля, проведены расчеты акустических характеристик в контуре охлаждения ГТ-МГР.

Расчеты выполнены в условиях большого числа объективно неизбежных неопределенностей в необходимых для решения задачи исходных данных. Неопределенности устранялись частично с помощью аналогий, частично волевыми решениями, частично с

помощью вычислительных экспериментов, но во всех случаях исходя из соображений получения результатов решения "с запасом". Рассчитанные таким образом для каждого из 47 выделенных участков гелиевого контура ГТ-МГР эффективное значение звукового давления, средняя и максимальная по частотным диапазонам спектральные плотности квадрата эффективного давления пригодны для инженерных оценок силовых нагрузок на элементы конструкции, вызванных акустическими шумами.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. A.I. Kiryushin, N.G. Kodochigov, N.G. Kuzavkov, N.N. Ponomarev-Stepnoy, E.S. Gloushkov, V.N. Grebennik. Project of the GT-MHR high temperature helium reactor with gas turbine. Nuclear Engineering and Design, 1997, 173, с. 119–129.
2. Стрэтт Дж. В. (Лорд Релей). Теория звука. Том II. - М.-Л.: ОГИЗ, 1944. (J. W. Strutt, Baron Rayleigh. The theory of sound. Macmillan and Co.Limited, London, 1926).
3. Морз Ф. Колебания и звук. - М.-Л.: Госиздат техн.-теорет. лит.-ры, 1949.

4. Ржевкин С.М. Курс лекций по теории звука. - М.: Изд. Моск. университета, 1960.
5. Лепендин Л.Ф. Акустика. - М.: Высшая школа, 1978.
6. Исакович М.А. Общая акустика. - М.: Наука, 1973.
7. Красильников В.А., Крылов В.В. Введение в физическую акустику. - М.: Наука, 1986.

Статья поступила в редакцию 28 сентября 2001 г.  
Вопросы атомной науки и техники.  
Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 4, с. 23 – 26.

УДК 621.039.58

## СИСТЕМА ПОДДЕРЖКИ ПРИНЯТИЯ РЕШЕНИЯ ПРИ ПЛАНИРОВАНИИ И ПРОВЕДЕНИИ ПЕРЕГРУЗОК КАНАЛОВ НА РЕАКТОРЕ ТИПА РБМК (НА БАЗЕ ПРОГРАММНОГО КОМПЛЕКСА «ПРОГНОЗ»)

*Р.В. Арутюнян, А.М. Афанасьев, ИБРАЭ РАН, 113191, Москва, Б.Тульская, 52,  
А.А. Афанасьева, А.А. Афанасьев, РИЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл.Курчатова, 1  
А.Г. Кулько, Игналинская АЭС, 4761, г. Висагинас, Литва,  
А.Д. Абаимов, И.И. Коровина, Смоленская АЭС, 216532, Десногорск Смоленской обл.,  
М.Г. Андреев, Курская АЭС, 307230, Курчатова Курской обл.*

Представлены данные по программному комплексу «Прогноз»: алгоритмы, верификация и эксплуатация на Игналинской, Смоленской и Курской АЭС.

SUPPORT SYSTEM OF DECISION TAKING AT RELOADINGS OF CHANNELS PLANNING AND REALIZATION ON THE RBMK REACTOR (ON THE BASIS OF PROGRAM COMPLEX "PROGNOZ"). R.V.ARUTYNYAN, A.M.AFANASIEV, A.A.AFANASIEVA, A.A.AFANASIEV, A.G.KUL'KO, A.D.ABAIMOV, I.I.KOROVINA, M.G.ANDREEV. The data on a program complex "PROGNOZ" are presented: algorithms, verification and exploitation on Ignalina, Smolensk and Kursk NPP.

## ВВЕДЕНИЕ

В ИБРАЭ разработаны алгоритмы решения задач, связанных с созданием системы поддержки оператора реактора [1]. На базе этих алгоритмов написан программный комплекс «Прогноз», который позволяет даже для РБМК в реальном времени на РС Р2 проводить в трехмерной геометрии полномасштабный (поканальный) расчет (прогноз) изменения полей нейтронов, энерговыделения, показаний ДКЭР, ДКЭВ и т.д. в активной зоне работающего в стационарном режиме реактора после локального ввода реактивности, связанного с перемещением стержней управления СУЗ, перегрузкой (перестановкой) каналов (ТВС, ДП) и т.д. При этом детально учитывается алгоритм работы конкретной системы автоматического управления ЛАР, состоящей

из локально расположенных управляющих стержней СУЗ, каждый из которых связан с группой датчиков, которые могут находиться как в активной зоне реактора, так и за ее пределами (ЛАР-БИК).

Реальное время в комплексе «Прогноз» достигается не за счет «загрубления» модели (использования «синтетических» методов и т.д.) или уменьшения размерности задачи (ввода расчетных областей и т.д.), а за счет разделения решения задачи на оперативный и неоперативный расчеты. Последний проводится один раз в сутки и занимает время порядка 15 мин на РС Р2. Функционально комплекс «Прогноз» условно можно разделить на следующие составные части: DATA (База), PROG (Расчет), ОБЪЕСТ (Объект), RBMK (Графика).

Программный комплекс DATA для выбранного (текущего) состояния реактора создает базу данных (БД), состоящую из набора функций влияния (ФВ) для каждого стержня СУЗ (стержни ручного (РР) и автоматического управления ЛАР) и каналов-«кандидатов» на перегрузку (каналы с ТВС, имеющими большое выгорание, с дополнительными поглотителями (ДП), со столбами воды (СВ) и т.д.).

Программный модуль PROG с помощью созданной БД прогнозирует (рассчитывает в трехмерной геометрии с учетом работы системы ЛАР) в режиме «on line» поканальные изменения полей нейтронов, мощности, линейной нагрузки, показаний ДКЭР, ДКЭВ и других характеристик реактора при локальном вводе реактивности, связанном с планируемыми перегрузками каналов и перемещением стержней СУЗ.

Программный комплекс ОБЪЕКТ обеспечивает конвертацию станционных данных (находящихся в локальной сети станции) в необходимую для комплекса «Прогноз» информацию, а также обеспечивает связь комплекса «Прогноз» со станционными комплексами расчета характеристик реактора (ИВС ТИТАН на ИАЭС, СЦК СКАЛА на САЭС, КАЭС).

Программный комплекс RBMK обеспечивает интерфейс пользователя (графическое отображение результатов расчета (прогноза), настройка отображения и т.д.).

Использование комплекса «Прогноз» (и его модификаций) на АЭС возможно на 3-х уровнях:

- для обучения оператора (как тренажер),
- для использования на уровне ОЯБ при планировании перегрузок,
- для использования на верхнем уровне на БЩУ (как помощник оператора).

Выше перечислены те возможности комплекса «Прогноз», которые уже реализованы на АЭС (реализация первых двух пунктов представлена ниже) или практически готовы к реализации (третий пункт предполагается реализовать в 2001 г.). В настоящее время рассматривается вопрос об использовании комплекса «Прогноз» и при решении задач оптимизации перегрузок, выработки советов оператору по формированию оптимальных полей и т.д.

Ниже схематично приведены формулировка решаемой с помощью комплекса «Прогноз» задачи, методы ее решения и результаты реализации на АЭС.

## ФОРМУЛИРОВКА ЗАДАЧИ

Пусть стационарный режим работы реактора описывается в следующем виде:

$$\hat{H}(r,z)N_0(r,z)=0; \int K_i(r,z)N_0(r,z)dv=q_i, i=1,2,\dots,M_L, (1)$$

где  $\hat{H}(r,z)$  - оператор, описывающий процессы, протекающие в реакторе;  $N_0(r,z)$  - начальное стационарное поле нейтронов;  $q_i$  - заданная величина, которую поддерживает  $i$ -ый ЛАР;  $K_i(r,z)$  - функция сбора информации  $i$ -ой группой датчиков для  $i$ -го ЛАР;  $M_L$  - количество ЛАР.

Пусть  $i$ -ая группа состоит из  $\Xi_i$  датчиков, размещенных в каналах с координатами  $r_\xi^i$ . Каждый из  $\Xi_i$  датчиков состоит из  $K_\xi^i$  секций, размещенных в высотных зонах  $z_{\xi,k}^i$ . Пусть суммирование показаний по этим секциям с весовыми функциями  $g_{\xi,k}^i$  и является показанием датчика, которое поступает в блок сравнения с весовым значением  $w_\xi^i$ . В этом случае функция  $K_i(r,z)$  будет иметь вид:

$$K_i(r,z)=\sum_{\xi=1}^{\Xi_i} w_\xi^i \cdot \delta(r-r_\xi^i) \cdot \sum_{k=1}^{K_\xi^i} g_{\xi,k}^i \cdot \delta(z-z_{\xi,k}^i). (2)$$

Требуется при заданных перемещениях стержней СУЗ рассчитать поле нейтронов и величины перемещений стержней ЛАР (поддерживающих поле нейтронов на заданных датчиках), т.е. решить систему уравнений:

$$\hat{H}(r,z)N(r,z)+\sum_{k=1}^K \rho_k F_k(r,z)N(r,z)+\sum_{i=1}^{M_L} \rho_i F_i(r,z)N(r,z)=0; (3)$$

$$\sum_{\xi=1}^{\Xi_i} w_\xi^i \cdot \sum_{k=1}^{K_\xi^i} g_{\xi,k}^i \cdot N(r_\xi^i, z_{\xi,k}^i)=q_i \text{ или } \sum_{\xi=1}^{\Xi_i} w_\xi^i \cdot \int g_\xi^i(z) \cdot N(r_\xi^i, z) dz=q_i, i=1,2,\dots,M_L, (4)$$

где  $F_{jk}(r,z)$  и  $F_l(r,z)$  - пространственные изменения физических свойств активной зоны при перемещении  $j$ -го СУЗ и  $l$ -го ЛАР, а  $\rho_{jk}$  и  $\rho_l$  - амплитуды изменения этих свойств.

Функции  $F_{jk}(r,z)$  и  $F_l(r,z)$  можно записать в следующем виде:

$$F_k(r,z)=\delta(r-r_k) \cdot \frac{1}{M^2}(r_k, z) \cdot f_k(z), (5)$$

$$F_l(r,z)=\delta(r-r_l) \cdot \frac{1}{M^2}(r, z) \cdot f_l(z).$$

Когда  $i$ -ый стержень однороден по высоте и его конец переместился с высоты  $z_i^0$  на величину  $\Delta z_i$  и занял положение  $z_i^1$  ( $z_i^1 > z_i^0$ ), имеем:

$$f_i(z)=\begin{cases} 0; & z_i^1 < z < H \\ 1; & z_i^0 < z < z_i^1 \\ 0; & 0 < z < z_i^0 \end{cases}. (6)$$

## МЕТОД РЕШЕНИЯ (ЛИНЕЙНОЕ ПРИБЛИЖЕНИЕ)

В линейном приближении исходные уравнения имеют вид:

$$\begin{aligned} \hat{H}(r,z)N(r,z) + \sum_{k=1}^K \rho_k F_k(r,z)N_0(r,z) + \\ + \sum_{l=1}^{M_L} \rho_l F_l(r,z)N_0(r,z) = 0 \\ \sum_{\xi=1}^{\Xi} w_{\xi}^i \int g_{\xi}^i(z) \cdot N(r_{\xi}^i, z) dz = q_i, \quad i=1,2,\dots,M_L. \end{aligned} \quad (7)$$

Для каждого СУЗ и ЛАР введем ФВ -  $\Psi_j^m(r,z)$ :

$$\hat{H}(r,z) \cdot \Psi_j^m(r,z) = -\delta(r-r_j) \cdot \sin\left(\frac{\pi}{H} m z\right) + v_j^m \cdot \sin\left(\frac{\pi}{H} z\right). \quad (8)$$

Так как оператор  $\hat{H}(r,z)$  - особый, то  $v_j^m$  (некоторое собственное число) рассчитываются из условия ортогональности правой части (7) к  $N_0(r,z)$ :

$$v_j^m = \left( \sin\left(\frac{\pi}{H} m z\right); N_0(r,z) \right) / \left( \sin\left(\frac{\pi}{H} z\right); N_0(r,z) \right).$$

Выше и везде по тексту через  $(A;B)$  обозначено скалярное произведение.

Отметим, что решение  $\Psi_j^m(r,z)$  определено с точностью до произвольной постоянной  $A_j^m$ , которая является амплитудой при  $N_0(r,z)$ , т.е.  $\Psi_j^m = \Psi_j^m [A_j^m]$ . Значения  $A_j^m$  находятся из условия нормировки, которое может быть разным для разных ФВ и, как правило, определяется из условия лучшей сходимости метода решения.

Решение уравнений (7) ищем в виде:

$$\begin{aligned} N(r,z) = B \cdot N_0(r,z) + \sum_{k=1}^K \rho_k \cdot \sum_{n=1}^{ksin} a_k^n \cdot \Psi_k^n(r,z) + \\ + \sum_{l=1}^{M_L} \rho_l \cdot \sum_{n=1}^{ksin} b_l^n \cdot \Psi_l^n(r,z) \end{aligned} \quad (9)$$

$$\begin{aligned} a_k^n = \left( \frac{1}{M^2}(r_k, z) \cdot f_k(z) \cdot N_0(r_k, z); \sin\left(\frac{\pi}{H} n \cdot z\right) \right); \\ b_l^n = \left( \frac{1}{M^2}(r_l, z) \cdot f_l(z) \cdot N_0(r_l, z); \sin\left(\frac{\pi}{H} n \cdot z\right) \right). \end{aligned} \quad (10)$$

## УЧЕТ НЕЛИНЕЙНОСТИ

В нелинейном приближении рассматриваются непосредственно уравнения (3) и (4), решение которых, как и ранее, ищется в виде суперпозиции ФВ:

$$\begin{aligned} N(r,z) = B \cdot N_0(r,z) + \sum_{k=1}^K \rho_k \cdot \sum_{n=1}^{ksin} a_k^n [N] \cdot \Psi_k^n(r,z) + \\ + \sum_{l=1}^{M_L} \rho_l \cdot \sum_{n=1}^{ksin} b_l^n [h, N] \cdot \Psi_l^n(r,z) \end{aligned} \quad (16)$$

где коэффициенты при ФВ зависят от искомого поля нейтронов:

$$\begin{aligned} a_k^n [N] = \left( \frac{1}{M^2}(r_k, z) \cdot f_k(z) \cdot N(r_k, z); \sin\left(\frac{\pi}{H} n \cdot z\right) \right); \\ b_l^n [N] = \left( \frac{1}{M^2}(r_l, z) \cdot f_l(z) \cdot N(r_l, z); \sin\left(\frac{\pi}{H} n \cdot z\right) \right). \end{aligned} \quad 17$$

Решение (9) тождественно обращает в нуль уравнение (7) при выполнении условия "критичности":

$$\sum_{k=1}^K \rho_k \cdot \sum_{n=1}^{ksin} a_k^n \cdot v_{j_k}^n + \sum_{l=1}^{M_L} \rho_l \cdot \sum_{n=1}^{ksin} b_l^n \cdot v_l^n = 0. \quad (11)$$

В формуле (10)  $f_l(z)$  зависит от  $h_l$  (искомой глубины погружения  $l$ -го стержня ЛАР), поэтому:

$$b_l^n = b_l^n [h_l], \quad l=1,2,3,\dots,M_L, \quad (12)$$

т.е. имеем  $M_L$  неизвестных.

Введем в рассмотрение функционалы вида:

$$\Gamma^i [\Psi_j^n] = \sum_{\xi=1}^{\Xi} w_{\xi}^i \int g_{\xi}^i(z) \cdot \Psi_j^n(r_{\xi}^i, z) dz. \quad (13)$$

Подставив (9) в (4), с учетом (13) получим:

$$\begin{aligned} B \cdot q_i + \sum_{k=1}^K \rho_k \cdot \sum_{n=1}^{ksin} a_k^n \cdot \Gamma^i [\Psi_k^n] + \sum_{l=1}^{M_L} \rho_l \cdot \sum_{n=1}^{ksin} b_l^n \cdot \Gamma^i [\Psi_l^n] = q_i, \\ i=1,2,\dots,M_L. \end{aligned} \quad (14)$$

Преобразовав (14) и добавив условие критичности (11), получим систему из  $(M_L+1)$  уравнений для определения  $M_L$  значений глубин погружения стержней  $h_l$  и амплитуды  $B$ :

$$\begin{aligned} \sum_{l=1}^{M_L} \rho_l \cdot \sum_{n=1}^{ksin} b_l^n \cdot \Gamma^i [\Psi_l^n] + \beta \cdot q_i = - \sum_{k=1}^K \rho_k \cdot \sum_{n=1}^{ksin} a_k^n \cdot \Gamma^i [\Psi_k^n], \\ i=1,2,\dots,M_L; \\ \sum_{l=1}^{M_L} \rho_l \cdot \sum_{n=1}^{ksin} b_l^n \cdot v_l^n = - \sum_{k=1}^K \rho_k \cdot \sum_{n=1}^{ksin} a_k^n \cdot v_k^n, \quad \text{где } \beta = (B-1). \end{aligned} \quad (15)$$

Отметим, что формально количество неизвестных в (15) больше, чем количество уравнений, т.к. с каждой искомой глубиной погружения ЛАР -  $h_l$  связано  $ksin$  неизвестных значений  $b_l^n$ , где  $n=1,2,\dots,ksin$ .

Система уравнений (15) решается методом итераций. Чтобы итерационный процесс достаточно хорошо сходился, сделаны некоторые преобразования, связанные с определением произвольных постоянных  $A_j^m$ , которые являются амплитудами при ФВ, т.е.  $\Psi_j^m = \Psi_j^m [A_j^m]$ .

Условие критичности будет иметь вид:

$$\sum_{k=1}^K \rho_k \cdot \sum_{n=1}^{ksin} a_k^n [N] \cdot v_{j_k}^n + \sum_{l=1}^{M_L} \rho_l \cdot \sum_{n=1}^{ksin} b_l^n [h, N] \cdot v_l^n = 0. \quad (18)$$

Рассчитаем из выражения (16) поле нейтронов в точках с координатами месторасположения переместившихся стержней СУЗ  $r_i - N(r_i, z)$ , где  $i=j_1, j_2, j_3, \dots, j_k$ . Полученный результат (зависящий уже только от  $z$ ) скалярно умножим на функцию:

$$\left( \frac{1}{M^2}(r_i, z) \cdot f_i(z) \sin\left(\frac{\pi}{H} n \cdot z\right) \right). \quad (19)$$

Получим систему алгебраических уравнений относительно неизвестных коэффициентов  $b_l^n [N]$  и  $a_k^n [N]$ , которая решается с помощью итераций.

## РЕАЛИЗАЦИЯ КОМПЛЕКСА «ПРОГНОЗ» НА ИГНАЛИНСКОЙ АЭС

По договору с ИАЭС и совместно с сотрудниками ИАЭС комплекс «Прогноз» был поставлен в ОЯБ ИАЭС. Внедрение комплекса прошло два этапа:

I этап (1997-1998 гг.) - постановка демонстрационного модуля (для тренажера и т.д.),

II этап (1998-2000 гг.) - адаптация программ к реальной структуре активной зоны реакторов ИАЭС и дополнение комплекса программами оценки распределенных параметров - энерговыделение, температура графита (соединение комплекса «Прогноз» со Специальным Математическим Обеспечением ИАЭС и т.д.).

При постановке в ОЯБ сотрудниками ИАЭС были разработаны методика и программа испытаний комплекса. Испытания проведены в октябре-ноябре 1999 г. и заключались в моделировании перегрузок и перемещении стержней СУЗ за некоторый интервал времени

(1сутки) с последующим сравнением прогнозных данных с референтным состоянием (реальная БД ИВС на конец интервала прогнозирования).

При проведении сотрудниками ИАЭС испытаний на разных блоках и разных уровнях мощности и дальнейшей опытной эксплуатации комплекса «Прогноз» получены прогнозные распределения параметров, которые совпадали с референтными данными с точностью лучшей, чем требовалось по техзаданию. Так, во всех рассмотренных случаях «дисперсия» относительных отклонений по мощности ТК была равна или меньше, чем 0,0001, вместо требуемой заданной величины в 0,002. Ошибка в определении оперативного запаса реактивности (ОЗР) не превышала 0,6% и т.д. Более подробно результаты испытаний и опытной эксплуатации приведены ниже.

### РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ НА ИГНАЛИНСКОЙ АЭС

**I блок.** Проведены расчеты на мощности 2400 МВт(т). В качестве исходной использовалась БД от 23.03.99 г. Были смоделированы 2 перегрузки и перемещения 43-х стержней СУЗ. Для сравнения результатов по комплексу «Прогноз» использовалась БД от 24.03.99 г. Результаты сравнения прогнозных и экспериментальных значений параметров, полученные в данном случае, представлены в табл. 1 под №1 (подробные результаты расчетов по каждому датчику ДКЭР, каждой секции ДКЭВ, каждому стержню ЛАР и т.д. приведены в работе [2]).

Также для I блока проведены расчеты на мощности 4100 МВт(т). В качестве исходной использовалась БД от 19.05.99 г. Были смоделированы 2 перегрузки и перемещения 36-ти стержней СУЗ. Для сравнения результатов по комплексу «Прогноз» использовалась БД от 20.05.99 г. В табл. 1 под №2 представлены полученные в данном случае результаты сравнения прогнозных и экспериментальных значений параметров.

Т а б л и ц а 1. Результаты сравнения прогнозных и экспериментальных значений параметров по I блоку

Параметр	Макс. отклонение, %		Относительная «дисперсия», «D»		Корень квадратный из «D», %	
	№ 1	№ 2	№ 1	№ 2	№1	№2
Мощность ТК	3,10	2,70	0,000093	0,000068	0,96	0,83
Т-ра графита Тс	2,00	1,90	0,000119	0,000055	1,09	0,74
ОЗР	0,35	0,58	-	-	-	-
maxKz	2,70	2,70	-	-	-	-
Kг	1,50	0,60	-	-	-	-
Показания ДКЭР1,2	5,10	3,10	0,000182	0,000120	1,35	1,09
Показания ДКЭВ	10,2	7,20	0,000314	0,000058	1,77	0,76

**II блок.** Проведены расчеты на мощности 2400 МВт(т). В качестве исходной использовалась БД от 04.11.99 г. Были смоделированы 1 перегрузка и перемещения 48-ми стержней СУЗ. Для сравнения результатов по комплексу «Прогноз» использовалась БД II блока от 05.11.99 г. В табл. 2 представлены результаты сравнения прогнозных и экспериментальных значений параметров (подробные результаты расчетов приведены в работе [2]).

Т а б л и ц а 2. Результаты сравнения прогнозных и экспериментальных значений параметров по II блоку

Параметр	Макс. отклонение, %	Относительная «дисперсия», «D»		Корень квадратный из «D», %	
		№ 1	№ 2	№1	№2
Мощность ТК	7,1	0,000314	0,000314	1,77	1,77
Т-ра графита Тс	1,6	0,000039	0,000039	0,62	0,62
ОЗР	0,52	-	-	-	-
maxKz	2,9	-	-	-	-
Kг	0,91	-	-	-	-
Показания ДКЭР1	11,4	0,000734	0,000734	2,71	2,71
Показания ДКЭР2	6,5	0,000405	0,000405	2,01	2,01
Показания ДКЭВ	10,4	0,001264	0,001264	3,56	3,56

Как видно из табл. 2, расхождение прогнозных параметров от реальных по II блоку не превышает критерии, установленные техзаданием (относительная дисперсия «D» меньше 0,0020).

Следует отметить, что максимальное отклонение по показаниям ДКЭР1 (06-09), расположенного на периферии 1-го квадранта активной зоны, достигает 11% при величине самого параметра 0,61 В и абсолютном отклонении для данного ТК от экспериментальной величины, равном 0,08 В. Соответственно для этого же ТК максимальное отклонение по мощности достигает 7% при величине самого параметра 0,64 МВт и абсолютном отклонении для данного ТК от экспериментальной величины, равном 0,04 МВт. Указанное относительное отклонение сигналов ДКЭР и мощности ТК в периферийных каналах обусловлено тем, что показание ДКЭР 06-09 за сутки изменилось на 12,5% без изменения положений рядом стоящих стержней СУЗ и изменения загрузки активной зоны в данном районе. К этому следует добавить, что показания ближайших к ДКЭР 06-09 датчиков ДКЭР 04-11, 06-13, 08-07, 08-11 изменились только на 2-3%. В связи с вышеизложенным сделано заключение, что ДКЭР 06-09 выдал неправильное показание. Необходимо также отметить, что в ТК с выполненной в 3-ем квадранте активной зоны перегрузкой (ТК 43-30) и с наибольшими изменениями положений стержней СУЗ (в этом районе перегрузки) отклонение прогнозной мощности данного ТК от экспериментальной составило 1,4%.

### ОПЫТНАЯ ЭКСПЛУАТАЦИЯ НА ИГНАЛИНСКОЙ АЭС

После выполненной, совместно с сотрудниками ИАЭС, верификации (данные о которой приведены выше) в ноябре 1999 г. комплекс «Прогноз» был сдан ИАЭС, где он в дальнейшем находился в опытной эксплуатации. Ниже представлены данные, полученные сотрудниками ИАЭС в процессе опытной эксплуатации. Приведены прогнозные сценарии выполнения перегрузок в сравнении с реальной реализацией на реакторах I и II блоков ИАЭС. В таблицах приведены мощности ТК в МВт (W) до и после перегрузки (До/После), координаты перемещенных СУЗ и в некоторых случаях

- ЛАР (У,Х), глубины погружения этих стержней в см до и после перегрузки Н(До/После), а также приращение ОЗР в стержнях - Delta (ОЗР). Отметим, что в некоторых нижеприведенных таблицах прогнозные и реализуемое, начальное и конечное положения стержней СУЗ и даже ЛАР могут не совпадать. Это связано с тем, что планируемые перегрузки в ОЯБ реализовывались на реакторе реально спустя некоторое время, за которое стержень ЛАР мог изменить свое положение, а также и с тем, что оператор мог не точно следовать рекомендациям и соответственно перемещать стержни СУЗ.

Таблица 3. 1 блок. Перегрузка (39-24) 30.12.99 г.

	Прогноз	Реализация
W(До/После)	1,03/1,46	1,03/1,47
Delta (ОЗР)	0,29 ст.	0,1 ст.
(У; Х)	Н(До/После)	Н(До/После)
38-33(СУЗ)	172/250	173/265
40-25(СУЗ)	299/350	306/327

Таблица 4. 1 блок. Перегрузка (47-16) 29.12.99 г.

	Прогноз	Реализация
W(До/После)	0,57/0,81	0,57/0,80
Delta (ОЗР)	0,18 ст.	0,20 ст.
(У; Х)	Н(До/После)	Н(До/После)
44-17(СУЗ)	93/0	93/0
44-21(СУЗ)	188/240	188/223
46-15(СУЗ)	3/190	4/175

Таблица 5. 1 блок. Перегрузка (24-08) 29.12.99 г.

	Прогноз	Реализация
W(До/После)	0,99/1,48	0,99/1,51
Delta (ОЗР)	0,30 ст.	0,7 ст.
(У; Х)	Н(До/После)	Н(До/После)
22-07(СУЗ)	268/200	269/269
24-09(СУЗ)	328/350	329/347
26-07(СУЗ)	147/230	148/243

Таблица 6. 1 блок. Перегрузка (14-09) 20.01.00 г.

	Прогноз	Реализация
W(До/После)	2,01/2,90	2,03/3,02
Delta (ОЗР)	0,26 ст.	0,40 ст.
(У; Х)	Н(До/После)	Н(До/После)
14-11(СУЗ)	518/600	520/570
14-07(СУЗ)	20/120	20/160
18-07(ЛАР 10)	75/26	140/80

Таблица 7. 1 блок. Перегрузка (42-26) 20.01.00 г.

	Прогноз	Реализация
W(До/После)	2,03/2,83	2,10/2,78
Delta (ОЗР)	0,30 ст.	-0,2 ст.
(У; Х)	Н(До/После)	Н(До/После)
42-27(СУЗ)	257/350	260/460
40-25(СУЗ)	323/350	-
38-23(СУЗ)	-	230/180
38-27(СУЗ)	-	50/20
42-31(ЛАР 5)	47/26	70/50
42-19(ЛАР 12)	62/66	-

Таблица 8. II блок. Перегрузка (19-35) 27.12.99 г.

	Прогноз	Реализация
W(До/После)	0,97/1,43	0,97/1,43
Delta (ОЗР)	0,28 ст.	0,35 ст.
(У; Х)	Н(До/После)	Н(До/После)
18-35(СУЗ)	204/304	204/300
20-33(СУЗ)	10/20	-
20-37(СУЗ)	255/220	255/250
22-35(СУЗ)	443/490	443/550

Т а б л и ц а 9. II блок. Перегрузка (39-19) 28.12.99 г.

	Прогноз	Реализация
W(До/После)	0,91/1,33	0,91/1,33
Delta (ОЗР)	0,16 ст.	0,25 ст.
(Y ; X)	H(До/После)	H(До/После)
38-19(СУЗ)	519/600	519/675
40-21(СУЗ)	95/150	95/180
44-21(СУЗ)	258/220	-

### РЕАЛИЗАЦИЯ КОМПЛЕКСА «ПРОГНОЗ» НА СМОЛЕНСКОЙ И КУРСКОЙ АЭС

По договору с Концерном "Росэнергоатом" комплекс «Прогноз» в 2000 г. был поставлен в ОЯБ САЭС (для III блока) и в 2001 г. - в ОЯБ КАЭС (для III блока) и по методике, разработанной для ИАЭС, выполнены испытания комплекса. Испытания, как и ранее, заключались в моделировании перегрузок и перемещении стержней СУЗ за некоторый интервал времени с последующим сравнением прогнозных данных с референтным состоянием (реальная БД ИВС на конец интервала прогнозирования).

### РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ НА СМОЛЕНСКОЙ АЭС

Проведены расчеты на мощности  $\approx 3000$  МВт(т). В отличие от предыдущего, по просьбе работников САЭС выполнены испытания комплекса «Прогноз», когда моделирование перегрузок и перемещение стержней СУЗ проводилось за разные интервалы времени (от 1 до 5-ти суток). В качестве исходной использовалась БД от 24.05.00 г. В качестве экспериментальных БД использовались данные от 25.05.00 г. (интервал 1 сутки), от 26.05.00 г. (интервал 2 суток) и от 29.05.00 г. (интервал 5 суток). В работе [3] приведены подробные результаты расчетов, полученных для III блока САЭС, а ниже приведена сводная таблица из этих результатов. Во второй и третьей строках таблицы приведено количество смоделированных перемещений СУЗ и перегрузок ТВС за рассматриваемый интервал времени. Также приведены типы перегрузок, выгорание перегружаемого ТК, максимальная (по всем ТК) относительная ошибка прогноза в расчете мощности ( $E_{\max}(W_i)$ , %), относительная «дисперсия» «D»(W) по всем ТК между прогнозируемой и экспериментальной поканальной мощности, относительное и абсолютное значения отклонения ОЗР, максимальная относительная ошибка и относительная «дисперсия» по всем радиальным ДКЭР и высотным ДКЭВ датчикам. Приведена максимальная абсолютная ошибка в определении положения стержней ЛАР – Нлар. В конце таблицы приведены относительные ошибки в прогнозе мощности на перегруженных ТК.

Т а б л и ц а 10. Сводная таблица полученных результатов (для III блока Смоленской АЭС)

Параметр /Даты БД	24.05-25.05	24.05-26.05	24.05-29.05
Кол-во перемещений СУЗ	56	64	76
Количество перегрузок (координаты)	1 34-34	2 34-34 42-44	5 34-34; 42-44; 13-27; 63-30; 56-40
Типы перегрузок ТВС	2,4%=>2,6% E <sub>г</sub>	2,4%=>2,6% E <sub>г</sub> 2,4%=>2,6% E <sub>г</sub>	Все перегрузки: 2,4%=>2,6% E <sub>г</sub>
Выгорание перегружаемых ТВС	2353	2353; 2434	2353; 2434; 2329; 2267; 2551
$E_{\max}(W_i)$ , % (по всем ТК)	6,35	8,95	12,1
«D»(W)	0,00063	0,00071	0,00081
E(ОЗР), %	0,14	0,85	2,70
Откл.ОЗР (эсп.-прогн.), ст.	0,06	0,39	1,30
$E_{\max}$ (ДКЭР), %	6,55	9,22	12,3
«D»( ДКЭР)	0,00223	0,00247	0,00350
$E_{\max}$ (ДКЭВ), %	9,97	10,4	21,6
«D»( ДКЭВ)	0,00195	0,00197	0,00707
Нлар, см	28	83	160
E(Wпер. коорд.34-34), %	-1,5	-0,3	4,9
E(Wпер. коорд.42-44), %	-	-0,9	-2,0
E(Wпер. коорд.63-30), %	-	-	-2,2
E(Wпер. коорд.56-40), %	-	-	1,2
E(Wпер. коорд.13-27), %	-	-	-3,3

## РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ НА КУРСКОЙ АЭС

Проведены расчеты на мощности  $\approx 3000$  МВт(т). В работе [4] приведены подробные результаты расчетов, полученных для III блока КАЭС, а ниже - сводная таблица из этих результатов. В первой строке таблицы приведены даты создания БД, на которых проводились испытания. В табл. 11 относительная ошибка на перегруженном ТК обозначается  $E(W_i)$ , % на перегруженной ТВС. Остальные обозначения аналогичны предыдущему.

Т а б л и ц а 11. Сводная таблица полученных результатов (для III блока Курской АЭС)

Параметр/Даты БД	13.06-14.06	03.07-04.07	03.07-05.07	30.11-01.12
Кол-во перем.СУЗ	72	54	67	61
Кол-во перегрузок (координаты)	1 (60-40)	1 (11-34)	2 (11-34) (56-37)	2 (20-34) (20-44)
Типы перегрузок ТВС	2,0%=>2,6%	2,0%=>2,6%	2,0%=>2,6% 2,4%=>2,6%	2,4%=>2,6% 2,4%=>CB
Выгорание перегружаемых ТВС	1872	2222	2222 2550	2276 2223
$E(W_i)$ на перегружаемых ТВС, %	3,6	1,2	3,1 и 2,3	4,0 и 0 (CB)
$E_{max}(W_i)$ (по всем ТК), %	5,66	3,08	5,52	5,75
«D»(W) (по всем ТК)	0,00031	0,00023	0,00031	0,00041
$E(OЗР)$ , %	1,01	0,20	0,45	0,15
Отклонение ОЗР (эксп.-прогн.), ст.	0,45	0,08	0,18	0,06
$E_{max}$ (ДКЭР), %	4,33	4,91	4,39	6,00
«D»( ДКЭР)	0,00152	0,00117	0,00146	0,00195
$E_{max}$ (ДКЭВ), %	15,4	9,77	15,7	8,78
«D»( ДКЭВ)	0,00455	0,00139	0,00212	0,00107
Нлар, см	61	46	49	62

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Из анализа представленных результатов по ИАЭС, САЭС и КАЭС можно сделать вывод, что комплекс «Прогноз», согласно разработанной выше методике верификации, выдержал успешно испытания, позволяя достаточно уверенно прогнозировать изменения характеристик реактора, которые произошли в течение суток, т.е. планировать текущую перегрузку ТВС с достаточно высокой точностью.

Дополнительные исследования, выполненные для САЭС и связанные с прогнозированием изменений характеристик реактора через 2 или даже 5 суток, показали, что комплекс «Прогноз» позволяет достаточно успешно прогнозировать и с интервалом 2 суток. Что же касается прогноза на 5 суток вперед, то следует отметить, что в данном случае ошибка прогноза возрастает. Последнее связано в основном с тем фактором, что за 5

суток происходит заметное выгорание всех ТВС (реактивность за счет выгорания изменяется приблизительно на 2,5 ст.), которое в «Прогнозе» учитывается приближенно, т.е. предполагается, что профиль поля за это время не меняется. В заключение отметим, что даже при прогнозе с интервалом 5 суток изменение главного фактора (определяющего безопасность реактора) – мощности, снимаемой с канала, осуществляется комплексом «Прогноз» с заметно лучшей точностью («D»=0,0008), чем та, которая была задана в техзадании («D»=0,0025). Этот результат позволяет предложить следующий способ использования «Прогноза». Первоначально планируются перегрузки на неделю вперед, т.е. фактически определяется возможность осуществления этих перегрузок и т.д., а потом, по мере получения БД, каждый день делаются уточняющие расчеты.

### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Арутюнян Р.В., Афанасьев А.М., Афанасьева А.А. и др. Программный комплекс «ПРОГНОЗ» - интеллектуальная система поддержки принятия решения для операторов реактора РБМК: Препринт ИБРАЭ 97-21. - М.: ИБРАЭ РАН, 1997.
2. Афанасьев А.М., Афанасьева А.А., Афанасьев А.А. и др. Итоговый отчет: Верификация программного комплекса «Прогноз». Рег. № 30/99-1999, ИБРАЭ РАН, 1999.
3. Афанасьев А.М., Афанасьева А.А., Афанасьев А.А. и др. Итоговый отчет: Верификация для 3-го блока САЭС про-

граммного комплекса «Прогноз», соединенного с программой «Призма-Аналог». Рег. № 22/32-2000, ИБРАЭ РАН, 2000.

4. Афанасьев А.М., Афанасьева А.А., Афанасьев А.А. и др. Итоговый отчет: Верификация для 3-го блока КАЭС программного комплекса «Прогноз», соединенного с программой «Призма-Аналог». Рег. № 02/32-2001, ИБРАЭ РАН, 2001.

Статья поступила в редакцию 24 апреля 2001 г.  
Вопросы атомной науки и техники.

Сер.Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 4, с. 26 – 32.

УДК 621.039.5

## ОБЗОР МЕТОДИЧЕСКИХ ПОДХОДОВ В АНАЛИЗАХ АВАРИЙ НА АС

*Б. Г. Гордон, Н. Н. Истомина, НТЦ ЯРБ Госатомнадзора России,  
109280, Москва, ул. Автозаводская, 14/23,*

*В. Ф. Токаренко, «Росэнергоатом», 113545, Москва, ул. Подольских Курсантов, 1*

Выполнен обзор существующих методов анализа неопределенности и чувствительности современных теплогидравлических кодов «улучшенной оценки», разработанных в Европе. Приводятся краткое описание каждого метода и сравнение их друг с другом. В статье также отмечается необходимость проведения подобных исследований в России и обращается внимание на создание инженерных баз данных, которые могут использоваться как основа для разработки наборов исходных данных для подобных компьютерных кодов.

**METHODICAL APPROACHES REVIEW OF NPP ACCIDENT CONSEQUENCES.** B. G. GORDON, N. N. ISTOMINA, V. F. TOKARENKO. There has done review of existing methods for calculating the uncertainty and sensitivity in the predictions of advanced "best estimate" thermal-hydraulic codes that have been developed in Europe. There are short descriptions of these methods and comparison between them. In the article, there also notes necessity to carry out such investigations in Russia and pays attention to development engineering data bases that can be used for working out input desks of the computer codes.

### 1. ОСНОВНЫЕ ПРИНЦИПЫ БЕЗОПАСНОСТИ АС

Основные принципы обеспечения безопасности в области использования атомной энергии, принятые в отечественной практике, содержатся в нормативных документах. В ОПБ-88/97 [1] говорится, что «Атомная станция (АС) удовлетворяет требованиям безопасности; если ее радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии, не приводит к превышению установленных доз облучения персонала и населения, нормативов по выбросам и сбросам, содержанию радиоактивных веществ в окружающей среде, а также ограничивается при запроектных авариях». «Безопасность АС должна обеспечиваться за счет последовательной реализации концепции глубоко эшелонированной защиты, основанной на применении системы физических барьеров... и системы технических и организационных мер по защите барьеров и сохранению их целостности, работоспособности и эффективности...».

Международная практика также признает, что фундаментальным средством обеспечения безопасности АЭС является глубоко эшелонированная защита. Эта и другие рекомендации МАГАТЭ по безопасности изложены, в частности, в INSAG-3 «Основные принципы безопасности АЭС» [2].

Общие требования к конструкции и характеристикам систем и элементов реакторной установки (РУ), условиям их эксплуатации, техническим и организационным мерам, направленные на сохранение целостности физических барьеров безопасности, устанавливаются «Правилами ядерной безопасности реакторных установок атомных станций» (ПБЯ РУ АС-89) [3]. Согласно [3] не должны быть превышены следующие эксплуатационные пределы:

- эксплуатационный предел повреждения твэлов за счет образования микротрещин не должен превышать

0,2% твэлов с дефектами типа газовой неплотности оболочек и 0,02% твэлов при прямом контакте ядерного топлива с теплоносителем;

- предел безопасной эксплуатации по числу и величине дефектов твэлов составляет 1% твэлов с дефектами типа газовой неплотности и 0,1% твэлов, для которых имеет место прямой контакт теплоносителя и ядерного топлива;

- максимальный проектный предел повреждения твэлов соответствует не превышению следующих предельных параметров:

температура оболочек твэлов – не более 1200 °С;

локальная глубина окисления оболочек твэлов – не более 18% от первоначальной толщины стенки;

доля прореагировавшего циркония – не более 1% его массы в оболочках твэлов;

- значения коэффициентов реактивности по удельному объему теплоносителя, температуре топлива и теплоносителя, его паросодержанию и мощности не должны быть положительными во всем диапазоне изменения параметров реактора при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации и проектных авариях.

Соблюдение указанных пределов безопасной эксплуатации обеспечивается техническими решениями и организационными мерами, предусмотренными проектом и регламентом по эксплуатации. Точность прогнозирования поведения при авариях основных нейтронно-физических и теплогидравлических параметров РУ, определяющих целостность и работоспособность физических барьеров безопасности установки, является основой оценки безопасности АС.

Обоснование достаточности и эффективности предусмотренных проектом технических решений и эксплуатационных процедур основано на результатах промышленных испытаний, физических экспериментов и

расчетных исследований. Причем обоснование превышения пределов безопасной эксплуатации и оценка целостности и работоспособности барьеров безопасности в условиях аварий обычно проводятся в рамках детерминистского анализа безопасности с применением связанных нейтронно-физических, теплогидравлических и термомеханических вычислительных программ.

В «Докладе международной консультативной группы по ядерной безопасности» [4] предлагается двухэтапный подход к оценке безопасности действующих АС, включающий в себя предварительный и углубленный анализы безопасности.

Предварительный обзор следует выполнять в ускоренном темпе, с тем чтобы определить явно критические состояния. Для углубленного анализа важной является оценка дополняющими друг друга методами: детерминистскими и вероятностными.

Принципиальным результатом детерминистского анализа является классификация исходного события и соответствующего ему аварийного процесса по по-

следствиям, к которым они приводят. События рассматриваются с точки зрения трех критериев безопасности - воздействие за пределами площадки, воздействие на площадке, ухудшение глубоко эшелонированной защиты.

В [5] рекомендуется: «должны рассматриваться такие варианты развития для каждого исходного события и такие пути развития аварий, которые приводят к наиболее тяжелым последствиям. При расчетном анализе каждый из выбранных для анализа сценариев должен учитывать наложение на исходное событие следующих консервативных условий:

- минимальный объем находящихся в работе (готовности) элементов систем, определяемый условиями безопасной эксплуатации энергоблока и условиями нормальной эксплуатации систем и оборудования согласно инструкциям по эксплуатации;
- независимые отказы или ошибки персонала;
- не обнаруживаемые при нормальной эксплуатации отказы».

## 2. ОЦЕНКА НЕОПРЕДЕЛЕННОСТИ ДЕТЕРМИНИСТСКОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ

В настоящее время для анализа безопасности РУ в основном используются теплогидравлические коды «улучшенной оценки» RELAP, ATHLET, CATHARE и др. [6], так как определяющими процессами в аварийных ситуациях являются именно теплогидравлические. Поэтому на точность моделирования этих процессов обращают особое внимание. Хотя в статье рассматриваются методы оценки неопределенностей таких кодов, тем не менее эти методы могут быть использованы для оценок неопределенностей кодов, рассчитывающих не только теплогидравлические процессы.

Теплогидравлические коды «улучшенной оценки» типа ATHLET, RELAP, CATHARE разработаны для выполнения расчетных анализов переходных процессов и аварийных режимов с различными течами в легководных реакторах. Такие аварийные процессы включают аварии с потерей теплоносителя (LOCA), при которых нарушается герметичность контура охлаждения реактора, и множество других переходных процессов, при которых значения параметров отклоняются от условий нормальной эксплуатации. Потенциально опасным последствием таких аварий является разрушение барьеров безопасности в результате ухудшения условий теплоотвода от топлива в активной зоне реактора. Поэтому необходимо моделировать процессы, происходящие в теплоносителе в зависимости от времени, совместно с тепловой реакцией топлива, чтобы продемонстрировать, может ли произойти перегрев оболочек твэлов или нет.

Накопленный к настоящему времени опыт показывает, что существует разброс в результатах расчетного анализа аварийных процессов и в оценке последствий аварий.

Теплогидравлические системные коды базируются на численном решении уравнений сохранения. Источниками неопределенности являются:

- упрощение физических процессов при их математическом описании;

- численная аппроксимация уравнений сохранения;
- осреднение геометрии по длине теплогидравлического тракта;
- осреднение геометрии в расчетных объемах;
- численная схема решения;
- заложенные в коде корреляции и ограничения областей их применения;
- уровень подготовки пользователя кода;
- влияние нодализации;
- неполнота знаний начальных и граничных условий и др.

В [7, 8] изложены методы анализа неопределенности, разработанные в различных странах и сравнение которых было проведено в рамках международного проекта Комитета Безопасности Ядерных Установок CSNI. Данные методы могут быть разделены на три группы согласно их основным принципам.

- Метод Пизанского Университета (UMAЕ) основан на экстраполяции точности расчетного анализа аварий, которая оценивается с помощью соответствующего набора интегральных экспериментов к исследуемой РУ.

В других методах предполагается рассмотрение исходных данных, моделей неопределенности, а затем их количественное определение и комбинирование. Они классифицируются двумя типами:

- Метод АЕА Technology, который характеризует неопределенности с помощью «приемлемых диапазонов неопределенности» и делает попытку скомбинировать эти области с использованием граничного анализа.

- Вероятностные методы, которые определяют субъективные вероятностные распределения диапазонов неопределенности для неопределенных входных параметров и исследуют образцы результирующей плотности субъективной вероятности как случайные выборки в пространстве диапазонов неопределенности. К этому типу принадлежат методы GRS, IPSN и ENUSA, а также методология CSAU.

## 2.1. Метод Пизанского Университета (УМАЕ)

Метод УМАЕ может применяться к любому переходному процессу для проектных и запроектных аварий, для которых имеются подходящие экспериментальные данные, но его область применения ограничена разрушением активной зоны.

В [7] представлены два случая приложения метода УМАЕ: для использования RELAP5/MOD2 cycle 36.04, IBM version и CATHARE 2 version 1.3U rev 4.

Целью процедур метода УМАЕ является расчет неопределенности, оптимизируя при этом различные стадии, включая использование статистических расчетов, чтобы избежать или минимизировать субъективные экспертные обоснования на различных уровнях.

Упрощенная блок-схема метода УМАЕ показана на рис. 1. В этом методе можно выделить следующие этапы:

1. «Замороженная версия кода». Начальным этапом является выбор замороженной версии кода (блок *a*), РУ и сценария переходного процесса.

2. «Реактор и сценарий аварии». На этом этапе должны быть четко определены тип РУ и сценарий протекания аварии.

3. «Подходящие экспериментальные данные». Выбираются подходящие экспериментальные данные, которые должны включать описание установки, существующие граничные и начальные условия и временные характеристики важных параметров, измеренные при проведении эксперимента.

4. «Возможности кода и пользователя». Используемый код должен быть хорошо опробован и должен гарантировать возможность моделирования ожидаемых процессов в РУ. Пользователи кода должны иметь соответствующую квалификацию (блок *b*).

5. «Интегральная установка». Экспериментальная установка должна иметь соответствующий масштаб. Все неизбежные искажения, такие как, например, теплообмен между различными элементами, должны быть хорошо оценены.

6. «Анализ масштабирования эксперимента». Анализ масштабирования должен быть проведен при фиксированных граничных и начальных условиях, особенно в случае одинаковых экспериментов.

7. «Разработка нодализации» (блоки *c* и *i*). Нодализация должна проводиться квалифицированными пользователями, следуя рекомендациям, в документации кода.

8. «Общие и специфичные экспериментальные данные» (блоки *d* и *h*). Этот набор данных не является необходимым для процесса экстраполяции точности и должен использоваться для независимой проверки нодализации. В нем должны быть представлены все ключевые явления, ожидаемые при исследуемом переходном процессе.

9. «Проверка нодализации» (блок *g*). Разработанная нодализационная схема должна быть проверена посредством сравнения на соответствие реальному проекту экспериментальной установки, граничным и начальным условиям и временным характеристикам соответствующих параметров.

10. «Проверка нодализации РУ» (блок *i*). Построение нодализационной схемы реактора должно быть ос-

новано на тех же самых критериях, что и для экспериментальной установки. Для ее проверки используются те же самые процедуры.

11. «Оценка специальной базы данных». Специальная база данных определяется с помощью данных, полученных при проведении экспериментов, и результатов расчета. Каждый тестовый сценарий (измеренный или рассчитанный) должен быть определен в «Феноменологических Окнах». В каждом таком окне должны быть определены «Ключевые явления» и «Подходящие теплогидравлические аспекты». Ключевые явления характеризуют различные классы переходных процессов (т. е. малый разрыв LOCA, большой разрыв LOCA и т. д.), а теплогидравлические аспекты определяют их параметры. Ключевые явления и теплогидравлические аспекты количественно определяют выбранные переходные процессы: каждый теплогидравлический аспект должен быть охарактеризован одиночными параметрами, например, минимальный уровень смеси в активной зоне, безразмерными параметрами, временной последовательностью событий, например, время обезвоживания активной зоны, и интегральными параметрами, например, интегральная или средняя величина расхода при истечении недогретой жидкости.

12. «Подобие экспериментальных данных» (линия *FG*). Используются теплогидравлические аспекты, одиночные, безразмерные, интегральные параметры и временная последовательность событий для демонстрации подобия имеющихся экспериментальных данных. Если это условие не выполняется, метод УМАЕ не может быть использован.

13. «Приемлемость результатов расчета» (блок *e*). Используются теплогидравлические аспекты, одиночные, безразмерные, интегральные параметры и временная последовательность событий в каждом феноменологическом окне для проверки точности расчета (линия *FG*.) Если это условие не выполняется, метод УМАЕ не может быть использован.

14. «Проверка точности» (блок *f*). Если два предыдущих шага выполнены успешно, точность расчета может быть оценена с помощью уже упоминавшихся процедур. Так называемая средняя точность должна быть выше, чем установленное для нее значение.

15. «Обратная связь в нодализации РУ» (линия *G1*). Результатом блока *g* является набор оцененных нодализационных схем, которые удовлетворительно описывают выбранный переходный процесс или связанные ключевые явления, если не имеется соответствующих экспериментов. Опыт, накопленный при данном процессе, должен быть использован для настройки нодализационных схем РУ.

16. «Расчет РУ» (блок *j*). Должны быть проведены: а) расчет с объемным масштабированием установки и б) расчет реального состояния. В первом случае используемые граничные и начальные условия должны быть получены на экспериментальных установках. Во втором – в качестве исходных данных рассматривается реальное состояние.

17. «Приемлемость расчета РУ» (блок *k*). Используются теплогидравлические аспекты, одиночные,

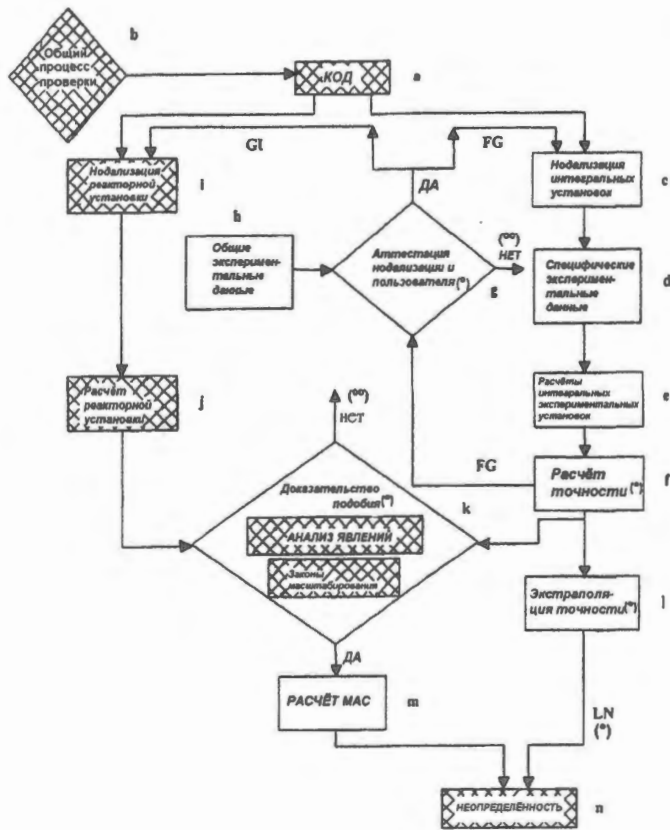


Рис. 1. Блок-схема метода UMAE  
(°) — разработана отдельная методология;  
(°°) — завершение процесса

безразмерные, интегральные параметры и временная последовательность событий в каждом феноменологическом окне для проверки подобия условий протекания переходного процесса в экспериментальной установке с заданным масштабом реальной РУ с использованием результатов измерений и расчетов.

18. «Модель аналитического симулятора (МАС)» (блок *т*). Этот этап включает в себя расчет, который проводит аттестованный пользователь по верифицированному коду с использованием аттестованной нодализационной схемы. МАС может использоваться для исследования переходных процессов в РУ, которые характеризуются теми же самыми феноменологическими окнами и ключевыми явлениями, что и рассмотренный процесс.

19. «Экстраполяция точности» (блок *л*). Точность расчета одиночных, безразмерных, интегральных параметров и временной последовательности событий может быть экстраполирована, если выполняются следующие условия:

- коэффициент масштабирования экспериментальной установки и масштаб эксперимента применимы к рассматриваемому переходному процессу;
- экспериментальная база данных аттестована;
- аттестованы нодализационная схема и пользователь кода;
- если используются одинаковые эксперименты, теплогидравлические аспекты должны быть теми же самыми. В противном случае они должны быть проанализированы в различных экспериментах;

- теплогидравлические аспекты должны хорошо описываться с помощью кода на качественном и количественном уровнях;
- теплогидравлические аспекты одинаковы в расчете масштабированной РУ и в эксперименте. Предварительно взвешенные диапазоны (одиночных, безразмерных, интегральных параметров и временной последовательности событий) — те же самые;
- в расчете РУ реальные состояния феноменологических окон и ключевых явлений такие же, как и в рассматриваемом эксперименте; одиночные, безразмерные, интегральные параметры и временная последовательность событий, разумеется, могут отличаться.

Экстраполяция точности проводится по вышеупомянутым параметрам с помощью использования статистических процедур. Соотношения измеренных и рассчитанных значений одиночных, безразмерных, интегральных параметров и временной последовательности событий представляются на рис. 2, полагая, что они случайно распределены в области единицы.

На рис. 2 по оси абсцисс отложен относительный объем  $K_V$ . Заштрихованная область относится к экспериментальным установкам наименьшего и наибольшего масштаба, объемы которых меньше объема РУ примерно в 2000 и 50 раз. На оси ординат представлены общая величина  $Y$  и отношение  $Y_E/Y_C$  (экспериментальное значение к рассчитанному). Это соотношение может быть заменено любым значением, которое определяет критерий общей точности кода в расчете того же самого сценария.  $Y$  является величиной, оцененной с помощью исследований данного переходного процесса. Соотношение  $Y_E/Y_C$  есть критерий точности расчета. Значение 1 на оси ординат представляет максимально достижимую точность ( $Y_E=Y_C$ ). Для обоих случаев могут иметь место три варианта, показанные кривыми 1, 2 и 3.

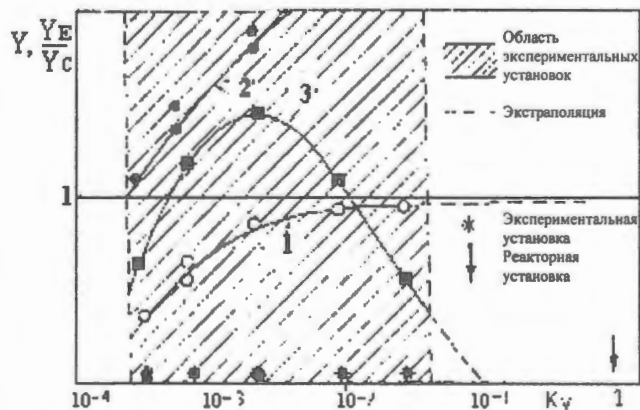


Рис. 2. Метод UMAE. Экстраполяция экспериментальных данных и точности кода

Кривая 1. Измеренное значение стремится к величине РУ. Точность расчета повышается при увеличении масштаба установки.

Кривая 2. Обратный случай. Измеренная величина уходит от требуемого значения и точность расчета ухудшается, когда увеличивается масштаб установки.

Кривая 3. Данные распределены случайно вокруг точного значения или отдельной величины.

Предположение об экстраполяции обосновано исследованиями большого количества переменных, влияющих на рассматриваемые соотношения. Этим способом полу-

чают «среднюю точность» и «95% точность», которые могут применяться для оценки расчета РУ.

20. «Расчет неопределенности» (блок и). Экстраполированная точность может накладываться напрямую на результаты расчета МАС. Однако необходимы и некоторые дополнительные аналитические исследования для трансформации одиночных величин в непрерывные области погрешности, которые охватывают рассматриваемый расчет МАС. В особенности «временные», «пространственные» и «среднеинтегральные» неопределенности должны быть оценены с помощью указанных значений одиночных, безразмерных, интегральных параметров и временной последовательности событий, соответственно.

Метод UMAE имеет некоторое сходство с другими рассмотренными методами. В [7] приводится его сравнение с методологией CSAU, более подробное описание которой приводится ниже. Упрощенная блок-схема методологии CSAU представлена на рис. 7. На рис. 1 и 7 этапы и условия, сходные для этих двух подходов, показаны с помощью заштрихованных блоков. Оба этих подхода требуют проведения анализа того же самого типа. Тем не менее можно определить три основных отличия.

В случае CSAU процесс идентификации неопределенности может быть завершён только по усмотрению эксперта (блоки e, f и l на рис. 7), хотя детальное сравнение измеренных и рассчитанных параметров в методе UMAE, возможно, даёт те же самые результаты (линия FG на рис. 1).

В подходе CSAU необходимо провести несколько расчетов с принятой нодализационной схемой РУ, которая одобрена экспертами. В UMAE требуется выполнить только один расчет с аттестованной нодализационной схемой.

Чтобы оценить неопределенность в методе UMAE, необходимы соответствующие экспериментальные данные, полученные на интегральных установках, относящиеся к рассматриваемому переходному процессу. Данное условие не является необходимым в методологии CSAU. Тем не менее компьютерный код должен иметь способность рассчитывать экспериментальный сценарий.

Метод UMAE уже применялся на практике для оценки неопределенностей в расчете физических параметров для различных процессов в нефтяных трубопроводах (по существу смесей нефть /вода /песок /нерастворимые газы) [9].

## 2.2. Метод АЕАТ

В методе АЕАТ [7, 10] представление неопределенности или диапазонов входной неопределенности должно быть в виде «приемлемых диапазонов неопределенности». Этот диапазон определяется как «наименьшая область значений (или данной величины), которая включает все значения, для которых имеются доказательства, что они не находятся в противоречии со всеми известными фактами». Этот метод предполагает выбор входных неопределенных параметров и областей, которые не противоречат этой формулировке. Как только компьютерный код поступает от разработчиков, он проходит тестирование с помощью независимых данных, которые должны характеризовать переходные процессы, имеющие место в РУ. Если полученные области неопределенности согласуются с выбранными независимыми экспериментальными данными, то код и анализ неопределенности могут быть использованы для расчетов РУ. Если нет, то необходимы дальнейшая доработка кода и/или уточнение исходных данных. И данные из независимой базы помещаются в базу данных, использованную при разработке.

Полное описание метода АЕАТ приведено в [10]. Итоговая блок-схема метода представлена на рис. 3, где видно, что имеющиеся данные используются двумя способами. Вначале выполняется так называемый цикл разработки (подробнее на рис. 4), на котором разработчики кода совершенствуют данный код и методы анализа неопределенностей. Код должен быть достаточно устойчивым для проведения большого числа расчетов, которые будут необходи-

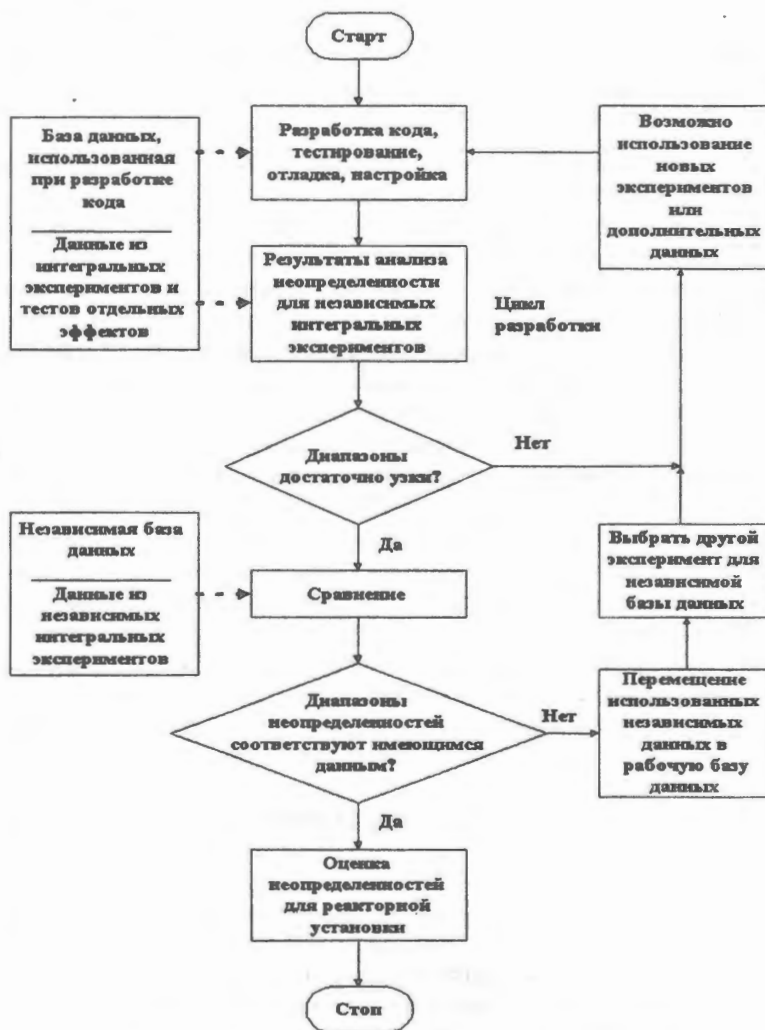


Рис. 3. Метод АЕАТ. Блок-схема для анализа неопределенностей результатов расчета РУ

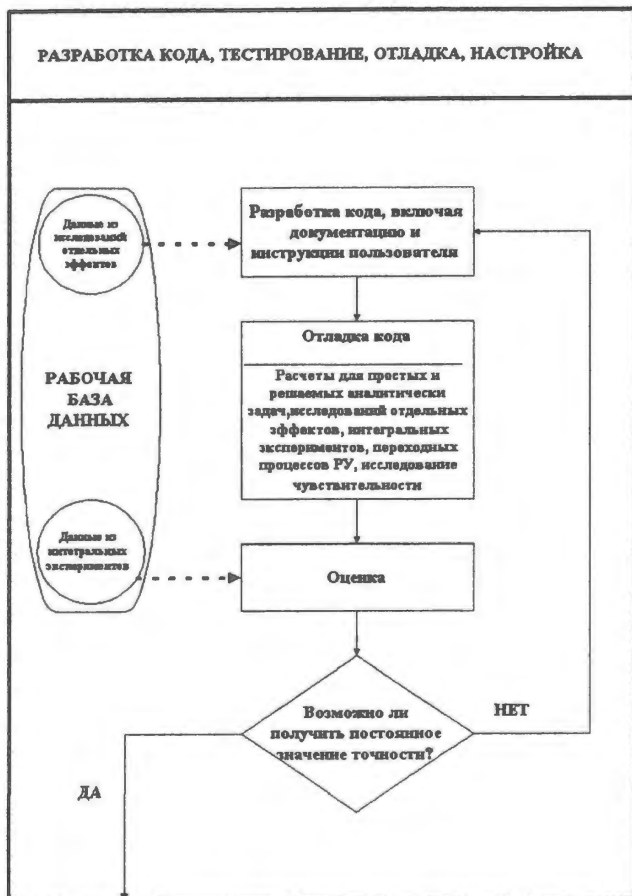


Рис. 4. Метод АЕАТ. Блок-схема для разработки кода, тестирования, отладки, настройки

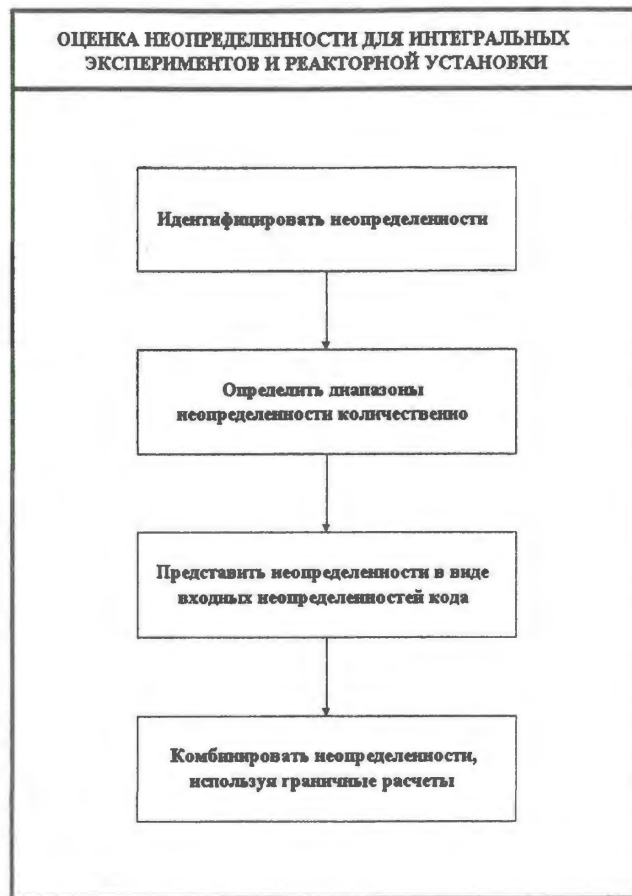


Рис. 5. Метод АЕАТ. Блок-схема для оценки неопределенности

мы. В этом цикле разработчики проводят по данному коду расчеты экспериментов отдельных эффектов, интегральных экспериментов и процессов, имеющих место в реальной энергетической установке. Информация о неопределенностях, полученная из экспериментов по исследованию отдельных эффектов, используется для обоснования областей неопределенности для моделей кода. Затем проводят расчет, принимая во внимание полученные области неопределенности с целью оценки неопределенности для базы данных, используемой при разработке, для отдельных эффектов и интегральных экспериментов (рис. 5). Эти результаты сравнивают с экспериментальными данными. Полученные диапазоны должны быть достаточно широкими, чтобы согласовываться с имеющимися данными. Те же самые временные диапазоны для процессов в энергетической установке должны быть достаточно точными, чтобы их можно было использовать для оценки безопасности этих процессов (или принятия любого другого решения).

В конечном счете разработчики решают, что код достаточно надежен, и представляют диапазоны неопределенности соответствующих параметров, которые должны быть достаточно точными и пригодными для применения к энергетической установке. На этом этапе код готов к тестированию и проведению анализа неопределенности с помощью независимой базы данных, которая не использовалась в процессе разработки.

Причиной для использования независимой базы данных является дополнительная проверка полученной неопределенности. Например, входные неопределенности в процессе анализа могут и не быть полностью идентифицированы или численно определены, или в процессе разработки могут быть упущены из вида компенсирующие друг друга ошибки. Такие упущения или ошибки могут вести к неверной оценке неопределенности в случаях, таких как переходные процессы в РУ, которые не были рассмотрены в процессе разработки кода и для которых не имеется экспериментальных данных.

### 2.3. Вероятностные методы – GRS, IPSN и ENUSA

Эти методы имеют следующие основные черты:

- код, РУ и переходный процесс точно определены;
- неопределенности выявлены (начальные и граничные условия, модели, заложенные в расчетном коде);
- методы производят отбор неопределенностей, которые будут включены в расчет. Метод GRS включает все выявленные потенциально важные неопределенности;

- выбранные неопределенности ранжируются по степени важности с помощью соответствующих экспериментальных данных для отдельных эффектов;
- имеющаяся информация о каждом неопределенном параметре в каждом диапазоне выражается субъективным вероятностным распределением;
- из результирующего пространства неопределенности

(заданного с помощью диапазонов неопределенности) производится случайная выборка в соответствии с комбинированным субъективным вероятностным распределением неопределенных параметров;

- число расчетов по коду определяется требованием точности допустимого/доверительного интервала для представляющей интерес величины;

- статистический анализ результатов позволяет получить меры чувствительности интересующей выходной величины к каждой из комбинаций неопределенностей.

Специфические черты каждого метода представлены в следующих трех подразделах.

#### Метод GRS

Метод GRS [7, 8, 11, 12] для анализа неопределенности и чувствительности учитывает влияние на результат расчета следующих неопределенностей входных параметров:

- моделей компьютерного кода;
- начальных и граничных условий;
- др. специфических входных данных и алгоритмов.

Этот метод основан на хорошо устоявшихся концепциях и инструментах вероятностного исчисления и статистики и позволяет получить информацию в форме, удобной для анализа.

Рис. 6 показывает этапы метода GRS.

*Применение для интегрального эксперимента:*

- выбирается интегральный эксперимент для интересующего сценария (шаги 1-3);

- определяются доминантные явления и связанные с ними модели кода (шаги 4 и 5);

- определяются все параметры модели, начальные и граничные условия, которые потенциально могут внести неопределенность в расчет для выбранного эксперимента (шаги 6, 7);

- субъективные вероятностные распределения или функции плотности вероятности определяются для каждого неопределенного параметра. Их описание отражает состояние знаний, полученное в процессе валидации кода с использованием, главным образом, экспериментов для исследования отдельных эффектов и интегральных экспериментов (шаг 8). Неопределенные начальные и граничные условия должны описываться в соответствии со знаниями эксперта о неопределенностях эксперимента (шаг 9);

- если для нескольких параметров имеются общие вкладчики неопределенности, соответствующие данные являются зависимыми. Эта зависимость нуждается в количественном анализе, если считается, что это потенциально важно. Пределы зависимости (коэффициенты корреляции), представленные в виде субъективных вероятностных распределений и другими способами, могут быть подвергнуты количественному анализу для определения степени зависимости;

- выбираются ключевые выходные параметры, для которых должны быть оценены неопределенности результатов расчета (шаг 10);

- случайная величина каждого неопределенного параметра выбирается в соответствии с определенными субъективными вероятностными распределениями и количественными зависимостями для каждого запуска кода;

- количество расчетов по коду:

- не зависит от числа неопределенных параметров;

• зависит от допустимых пределов (или интервалов) для неопределенных операторов, влияющих на результат расчета;

• минимальное количество  $n$  запусков кода, оцениваемое верхним статистически допустимым пределом (односторонним) (табл. 1), задается формулой Уилкса [13, 14]:

$$1 - \alpha^n > \beta;$$

• определение допустимого интервала:

$$1 - \alpha^n - n(1 - \alpha)\alpha^{n-1} > \beta,$$

где  $\alpha$  - желаемая вероятность значения величины (квантиль), %;  $\beta$  - доверительный интервал (принятый в счет возможной ошибки выборки из-за ограниченного числа расчетов по коду), % (табл. 2).

Таблица 1. Примерные минимальные размеры  $n$  для односторонних статистически допустимых пределов

$\alpha$ $\beta$	0,50	0,90	0,95	0,99
0,50	3	17	34	168
0,80	5	29	59	299
0,90	7	38	77	388
0,95	8	46	93	473
0,99	11	64	130	662

Таблица 2. Примерные минимальные размеры  $n$  для определения допустимого интервала

$\alpha$ $\beta$	0,90	0,95	0,99
0,90	22	45	230
0,95	29	59	299
0,99	44	90	459

- запуски кода производятся с определенными выше значениями параметров (шаг 11);

- получаются количественные операторы комбинированного влияния определяемых входных неопределенностей на результаты кода;

- получаются критерии чувствительности. Их рассчитывают для каждой отдельной чувствительности результатов кода касательно неопределенного параметра и неопределенности параметра. Таким образом, они удовлетворяют требованиям ранжировки неопределенности согласно их вкладу в общую неопределенность результатов. Следовательно, с помощью этих критериев ранжировка важных параметров получается как результат анализа (а не с помощью экспертной априорной ранжировки важности тех или иных параметров, подобно методам АЕАТ и CSAU, например);

- рассчитанные пределы или интервалы неопределенности сравниваются с данными измерений интегральных экспериментов, чтобы показать, согласуются ли рассчитанные интервалы с имеющимися данными;

- если рассчитанные пределы неопределенности соответствуют этим данным, анализ неопределенности может быть использован для расчетов реактора. Если нет, то выбранные неопределенные параметры и спецификации вероятностных распределений должны быть проверены.

Для обработки результатов, полученных при проведении расчетов, в Германии используется программная система SUSA (software system for uncertainty and sensitivity analyses), которая обеспечивает анализ в течение различных рабочих шагов и применяется, главным образом, для оценки результатов.



Рис. 6. Блок-схема метода GRS

### Применение к расчету РУ

Вышеописанная процедура проводится снова для исследования тех же самых или подобных переходных процессов в РУ. Насколько возможно, для выбора вероятностных распределений и оценки эффектов масштабирования и специфических неопределенностей станции используются данные из полномасштабных экспериментов по исследованию отдельных эффектов и имеющаяся информация о РУ.

Применение данного метода с использованием этой программной системы продемонстрировано на примере расчета по теплогидравлическому коду ATHLET [7, 8, 15]. Представлены результаты расчета, на основании которых проведен анализ чувствительности и выявлены параметры, неопределенность которых оказывает наибольшее влияние на выходные результаты.

В качестве примера анализа неопределенности и чувствительности расчетов для неопределенностей моделирования и параметров, возникающих в эксперименте, математической модели и алгоритме программирования, проведен анализ для постэкспериментальных расчетов французской стержневой сборки OMEGA (Тест № 9) [7, 15, 16] и рассмотрен интегральный эксперимент LSTF-SB-CL-18 [7, 15], в котором моделировались 5% разрыв, потеря внешнего энергоснабжения и впрыск воды системой аварийного охлаждения в холодную петлю.

Была сделана выборка из 100 различных комбинаций параметров. Расчеты по коду выполнялись для каждого из ста выбранных состояний векторов параметров. Некоторые из этих запусков окончились неудачей, выявленные ошибки были исправлены. Далее проведен анализ результатов с новой выборкой из этих 100 комбинаций, имеющих наибольшее влияние на конечные результаты расчета. На основании данного исследования можно сделать выводы о направлении улучшения кода.

Определены 60 потенциально важных неопределенностей при проведении вышеописанной процедуры. Они включали 40 параметров неопределенности модели кода ATHLET, которые описывались соответственно физическим явлениям эксперимента, 11 параметров для выбора различных корреляций, 7 специфических параметров эксперимента (3 свойства материала стержней (инконель), 2 параметра для закрытия по времени холодного и горячего отсечных клапанов, 1 параметр тепловой мощности, 1 параметр для отключения энергии) и 2 параметра численного алгоритма (локальный по времени минимальный критерий точности для массового потока и две альтернативные схемы пространственной нодализации).

Неопределенности моделирования выражены посредством добавочных параметров неопределенности. Они включаются в общее количество 60. Такими параметрами являются факторы коррекции неопределенности для данной постановки модели и/или набор коэффициентов постановки альтернативной модели.

В основном ряд из 31-го ключевого результата выбран для определения областей неопределенности и мер чувствительности. Это - результаты расчета одиночных параметров (1 - пик температуры оболочки, 1 - время, за которое достигается наибольшая температура оболочки, 1 - общее время расчета) и результаты расчета распре-

ленных величин (7 значений температуры оболочки, по 6 значений температуры жидкости, давления и массовых расходов жидкости, 3 значения паросодержания).

### Метод IPSN

IPSN разрабатывает методологию, полностью основанную на вероятностном подходе, для анализа неопределенности и чувствительности результатов расчетного анализа по современным кодам «улучшенной оценки». Метод IPSN полностью описан в отчете [17].

Целями метода IPSN являются определение диапазонов неопределенности для всех выбранных результатов кода и классификация неопределенных параметров согласно их вкладу в неопределенность выбранных результатов. Результаты кода зависят от неопределенных параметров, таких как начальные и граничные условия, физические модели кода и т. д. Это предположение дает возможность выражать имеющиеся знания для таких параметров с помощью случайной переменной. Эта случайная переменная имеет смысл наиболее вероятной величины, которая зависит только от известной точности этого параметра.

Так как некоторые параметры моделируются случайными переменными, любой результат кода может быть случайным и должен быть проанализирован статистически. Цели статистического анализа:

- получить доверительный интервал на выбранном доверительном уровне для всех выбранных результатов кода (анализ неопределенности);

- классифицировать неопределенные параметры согласно их вкладу в неопределенность всех результатов (анализ чувствительности).

Метод IPSN состоит из двух главных шагов: 1) количественное определение базовой неопределенности, основанное на валидации результатов кода, и 2) проведение анализа неопределенности и чувствительности с использованием пакета программ SUNSET (Statistical Uncertainty and Sensitivity Evaluation Tool).

Для проведения статистического анализа SUNSET производит выборку размером N для каждого параметра. Все эти параметры выбираются с учетом их статистических вероятностных распределений и возможных зависимостей между ними. Размерность выборки N не зависит от числа параметров, а зависит от двух статистических допустимых уровней согласно формуле Уилкса [13, 14].

SUNSET обрабатывает результаты кода, имеющие единственное значение. В случае временной зависимости результаты кода оцениваются в одно и то же время для всех N расчетов.

### Метод ENUSA-CSAU

Метод ENUSA [7] основан на подходе CSAU (the Code Scaling Applicability and Uncertainty Evaluation Methodology) [18, 19], разработанном в США. Для выбора приемлемого количества входных неопределенностей используется PIRT (Phenomena Ranking and Identification Table), т. е. подобно методу AEAT. Области изменения параметров также фиксируются с использованием подходов, сходных с подходами метода AEAT. В порядке минимизации числа запусков кода ис-

пользуются подходы GRS и IPSN. Это и составляет различие между методами ENUSA и CSAU.

Методология CSAU является методом для комбинированного количественного анализа и экспертного заключения при изучении неопределенности. Метод определяет характеристики переходного процесса, применимость кода, возможность кода к масштабированию и точность кода совместно с характеристиками установки для количественной оценки суммарной неопределенности [20 - 22].

Основными шагами данного метода являются [18]:

- определение АЭС, сценария переходного режима, расчетного кода;
- ранжирование процессов и явлений, имеющих место при данных условиях;
- диагностика требований и возможности кода;
- установление матрицы валидации, нодализация РУ;
- расчет отдельных и интегральных эффектов матрицы валидации;
- качественная оценка последовательности и границ явлений, искажений масштаба;
- количественная оценка возможностей кода (точность, погрешность и неопределенность);
- определение влияния масштаба и параметров РУ;
- проведение расчетов чувствительности для АЭС;
- объединение погрешности и получение общей неопределенности.

Цели методологии CSAU заключаются в обеспечении технических основ количественного анализа расчетных неопределенностей важных критериев безопасности в рамках правил и требований к системам безопасности. Окончательной целью CSAU-процесса является простое и непосредственное заключение о величине расчетной неопределенности для основных критериев безопасности АЭС.

CSAU-методология состоит из трех основных элементов. Основные этапы, обязательные для исполнения, элементов CSAU-методологии показаны на рис. 7.

**Первый элемент** – требования к применяемому коду и его применимость. Требования к моделированию сценария идентифицируются и сравниваются с возможностями кода для определения его применимости к конкретному сценарию и данному типу станции, а также для идентификации его потенциальных ограничений.

**Второй элемент** – оценка и ранжирование параметров. В этом элементе осуществляются операции по оценке способности к расчету важных процессов исследуемого сценария с помощью сравнения полученных результатов расчетов с экспериментальными данными.

**Третий элемент** – анализ чувствительности и неопределенности. В нем исследуется общая неопределенность в анализе безопасности на основе составляющих, которые возникают из ограничений кода, искажений при масштабировании, неопределенностей, содержащихся в экспериментальных данных, разброса данных относительно свойств материалов, а также неточной информации, связанной с состоянием реактора на начальный момент переходного режима.

ENUSA применил прямой статистический метод для исследования неопределенности, который основывается

на формуле Уилкса [13, 14], что, независимо от числа входных неопределенностей, позволяет оценить число расчетов по коду, требуемых для получения с заданным уровнем доверия желаемого значения (обычно 95%) выходной выборки. Затем модифицируется третий элемент классической методологии CSAU (анализ чувствительности и неопределенности). Описание третьего основного элемента методологии ENUSA-CSAU приводится в [23], а также на рис. 8.

**Элемент 1. Требования и возможности кода**

- 1.1. Выбор АЭС
- 1.2. Точное определение сценария
- 1.3. Определение основных критериев безопасности
- 1.4. Идентификация и ранжировка явлений (процесс PIRT)
- 1.5. Выбор замороженной версии кода
- 1.6. Обеспечение полной документации кода
- 1.7. Определение применимости кода

**Элемент 2. Оценка и ранжирование параметров**

- 2.1. Создание матрицы валидации
- 2.2. Определение нодализации
- 2.3. Оценка неопределенности параметров кода, поддающихся исследованию
- 2.4. Оценка неопределенности начального состояния АЭС, граничных условий и характеристик систем.

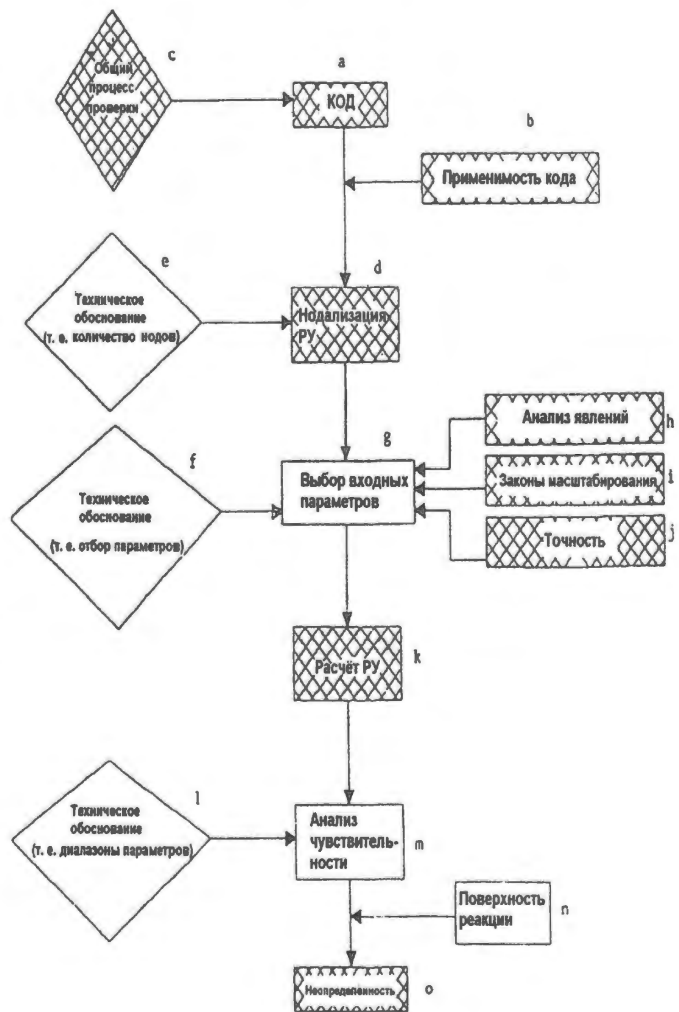


Рис. 7. Блок-схема методологии CSAU

**Элемент 3. Анализ чувствительности и неопределенности (ENUSA- CSAU)**

**3.1. Случайная выборка неопределенных параметров и расчетов РУ:** формула Уилкса позволяет определить количество необходимых расчетов, требуемых для оценки допустимого интервала для исследуемой совокупности параметров [13, 14]. Входные неопределенности случайно варьируются с учетом их функций субъ-ективного вероятностного распределения, для того чтобы создать набор результатов расчета. Если имеются зависимости между входными параметрами, то они должны быть учтены. Затем производятся расчеты по коду для этих случаев. Это составляет главное отличие от методологии CSAU [20, 21].

**3.2. Анализ неопределенности:** с помощью набора результатов расчетов, полученного в п. 3.1, можно оценить некоторый допустимый интервал с некоторым доверием для любых критериев безопасности, установленных в п. 1.3. Если систематическая ошибка определена при проведении исследований недостатков кода, она должна быть принята в расчет при проведении анализа неопределенности.

**3.3. Анализ чувствительности:** исследования чувствительности оценивают относительную важность каждого параметра, указанного в PIRT, и проводят дополнительные статистические тесты.

Резюме рассмотренных методов [7] приведено в табл. 3.

**ЭЛЕМЕНТ 1. Требования и возможности кода**



**ЭЛЕМЕНТ 2. Оценка и ранжирование параметров**



**ЭЛЕМЕНТ 3. Анализ чувствительности и неопределенности**

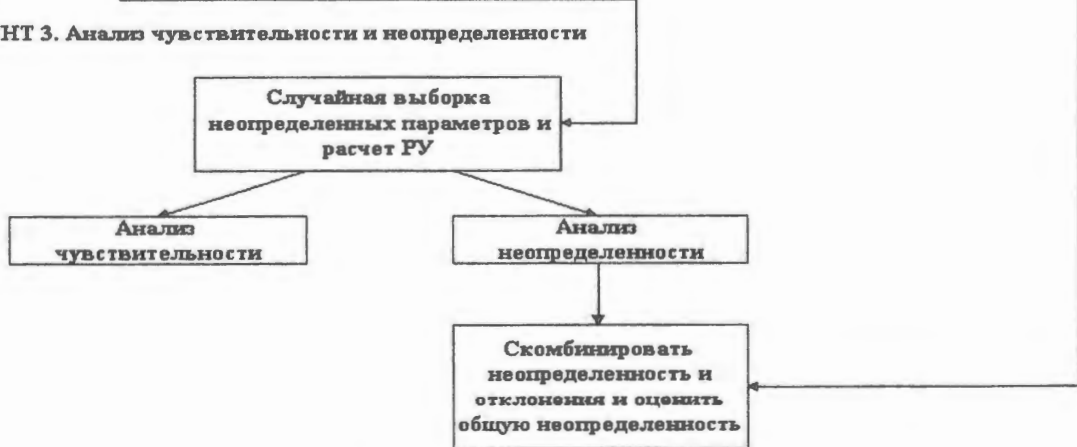


Рис. 8. Блок-схема метода ENUSA

Т а б л и ц а 3. Итоговое сравнение методов оценки неопределенности

Этап	AEA Technology	University of Pisa	GRS	IPSN	ENUSA
Характеристика неопределенностей	Приемлемые диапазоны неопределенности	Точность (различия между расчетом и измерением) трактуется как стохастическая переменная	Область всех возможных значений плюс имеющиеся знания, выраженные субъективными вероятностными распределениями	Приемлемый диапазон неопределенности плюс субъективные распределения вероятности	Приемлемый диапазон неопределенности плюс субъективные распределения вероятности
Выбор данных	Должны быть использованы все подходящие и доступные данные относительно отдельных эффектов	Для применения метода должно быть достаточное количество данных интегральных экспериментов с: - подходящим масштабированием установки; - подходящим масштабированием эксперимента; - полным диапазоном теплогидравлических аспектов	Должны быть использованы все подходящие и доступные данные	Должны быть использованы все подходящие и доступные данные	Должны быть использованы все подходящие и доступные данные относительно отдельных эффектов
Выбор важных неопределенностей	Да	Нет	Все потенциально важные неопределенности	Все потенциально важные параметры	Процесс составления PIRT
Квалификация	ISO-9000-3 или эквивалентная	База данных, нодализация, пользователи должны быть аттестованы. Количественные критерии для расчета теплогидравлических аспектов и аттестация нодализации	Аттестованный набор исходных данных. Опытные пользователи. ISO 9001	Аттестованный набор исходных данных	Опытные пользователи. ISO 9001
Комбинация неопределенностей и экстраполяция	Эксперт исследует многомерное пространство параметра для отыскания максимума и минимума и решает, когда остановиться	Обеспечить, чтобы: - вышеупомянутые критерии для используемых данных были выполнены; - вышеупомянутые критерии аттестации были выполнены; - анализируемые теплогидравлические аспекты для РУ имелись в базе данных; - диапазоны параметров, надлежащее масштабирование; - соотношение измеренных/рассчитанных величин, случайно распределенное около 1,0; тогда измеренная точность параметров, рассчитанная для базы данных, экстраполируется к РУ	Пространство неопределенности является случайной выборкой согласно комбинированному субъективному распределению вероятности до 95% классического статистического доверительного предела с 95% вероятностью, доступной для результатов расчета	Пространство неопределенности является случайной выборкой согласно комбинированному субъективному распределению вероятности до 95% классического статистического доверительного предела с 95% вероятностью, доступной для результатов расчета	Пространство неопределенности является случайной выборкой согласно комбинированному субъективному распределению вероятности до 95% классического статистического доверительного предела с 95% вероятностью, доступной для результатов расчета

Этап	AEA Technology	University of Pisa	GRS	IPSN	ENUSA
Число запусков кода	Определяется экспертом	Одно для каждого теста в базе данных и одно для целевого переходного процесса	Оценивается с помощью формулы Уилкса для двухстороннего допустимого/ доверительного интервала	Оценивается с помощью формулы Уилкса для двухстороннего допустимого/ доверительного интервала	Оценивается с помощью формулы Уилкса для двухстороннего допустимого/ доверительного интервала
Использование специфических данных для масштабирования	В процессе валидации кода	Да	В процессе валидации кода	В процессе валидации кода	В процессе валидации кода
Использование поверхности отклика для аппроксимации результатов	Нет	Нет	Нет	Нет	Нет
Использование отклонений в результатах	Нет	Возможно в отдельных случаях	Нет	Нет	Нет
Непрерывные выходные параметры	Глобальные максимумы и минимумы рассчитанных кривых или оцененные огибающие кривые	С помощью линейной интерполяции	С помощью двух кривых, которые имеют непрерывные связи верхней и нижней конечных точек локальных 95% допустимых (доверительных) пределов	С помощью двух кривых, которые имеют непрерывные связи верхней и нижней конечных точек локальных 95% допустимых (доверительных) пределов	С помощью двух кривых, которые имеют непрерывные связи верхней и нижней конечных точек локальных 95% допустимых (доверительных) пределов
Чувствительность выходных параметров к входным параметрам	Получается из понимания процессов и их взаимодействия	Нет	Оценивается с помощью статистической информации чувствительности	Оценивается с помощью статистической информации чувствительности	Оценивается с помощью статистической информации чувствительности
Проверка с помощью независимых от использованной базы данных экспериментальных данных	Да	Да	Да	Необязательно	Необязательно

### 3. ТРЕБОВАНИЯ К БАЗАМ ДАННЫХ ДЛЯ РАСЧЕТНОГО АНАЛИЗА АВАРИЙНЫХ ПРОЦЕССОВ

Исходные данные, используемые для составления входного набора для теплогидравлического кода, также являются вкладчиками в общую неопределенность результата расчета. Поэтому получение достоверного описания РУ, начальных и граничных условий считается важной задачей.

Исходные данные могут быть разделены на три различные категории [6]:

- нейтронно-физические характеристики;
- теплогидравлические характеристики;
- характеристики систем, оборудования и пр.

Для проведения количественной оценки развития аварийных процессов с помощью расчетных кодов необходимо иметь инженерные базы исходных данных для энергоблоков АЭС, которые предназначены для обеспечения:

1. достоверности результатов теплогидравлических расчетов, используемых при обосновании безопасности АС;
2. упрощения процедуры рассмотрения документов, обосновывающих безопасность АС.

Одно из очевидных требований к инженерным базам данных для энергоблоков АЭС: материалы, включенные в них, должны представляться настолько подробно, чтобы при их помощи обеспечить необходимый объем проведения экспертных оценок, не прибегая к другим источникам.

В качестве граничных и начальных условий должны выбираться значения, которые приводят к наиболее консервативным (наименее благоприятным) результатам относительно анализируемого аварийного сценария и критериев приемлемости. Что касается технологических переменных состояния, то они должны, как правило, выбираться из крайних значений своего эксплуатационного спектра.

Для анализа необходимо использовать только выверенные, конкретные для рассматриваемой АЭС, исходные данные [24], соответствующие реальному состоянию станции. Например, физические сечения должны основываться на реальной схеме загрузки активной зоны. При анализе аварий следует использовать разумные консервативные предположения.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Западные коды «улучшенной оценки», применяемые для обоснования безопасности блоков отечественных АЭС, а также результаты расчетов, полученные с помощью этих кодов, представляются на экспертизу в Госатомнадзор России. Поэтому весьма целесообразно проводить исследования по анализу чувствительности результатов расчетов к различным типам неопределенности и начать разработку отечественных экспертных методов и подходов или адаптацию уже имеющихся западных подходов для оценки устойчивости результатов расчетов к неопределенностям исходных данных и нодализации.

Из рассмотренных источников следует, что проблема оценки неопределенности расчетных кодов является важной и такие исследования за рубежом активно ведутся. Проведение подобных исследований позволяет повысить доверие к результатам расчетов по компьютерным кодам. Расчеты для большого числа различных наборов величин параметров и описаний модели, выбор многомерных областей неопределенности могут рассматриваться как полная проверка устойчивости. Далее, по результатам всех анализов неопределенности и чувствительности, выполненных применительно к различным кодам, проводится их модернизация.

Положительные результаты оценки неопределенности расчетных кодов, проведенной на Западе:

- исследовано большое число неопределенных параметров;
- области неопределенности результатов расчетов частично хорошо сравнимы с измеренными величинами для интегральных экспериментов;
- проведена ранжировка неопределенностей входных параметров по их влиянию на неопределенность результатов расчета;
- созданы пакеты программ типа SUSAN и SUNSET, которые полезны для оценки неопределенности и чувствительности.

Полученные критерии чувствительности показывают, в какой области необходимо проводить дальнейшие исследования и улучшать нынешнее состояние знаний, чтобы неопределенность представленных результатов кода понижалась наиболее эффективно.

В результате исследований различных методов оценки неопределенности созданы рекомендации пользователям для выбора метода в каждом конкретном случае. Предлагаются следующие руководящие принципы.

- Если выполняются строгие требования к базе данных и точности моделирования с помощью выбранного кода и пользователи соглашаются с предположениями об экстраполяции, на которой основан метод, возможно использование метода Пизанского Университета. Применение этого метода наиболее желательно, когда экстраполяция от экспериментальных данных к представляющему интерес случаю является малой.

- Если пользователь считает целесообразным применить метод, основанный на комбинации субъективных вероятностных распределений, тогда могут быть использованы вероятностные методы, такие как GRS, IPSN или ENUSA. При применении этих методов используются стандартные статистические инструменты для определения областей, в которых необходимы дополнительные исследования, поскольку приобретение дополнительных знаний о рассчитываемых величинах дает наиболее эффективный результат и понимание механизмов взаимодействия между важными процессами.

- Если пользователь, проводящий исследование неопределенности, предпочитает не полагаться на задаваемые субъективные вероятностные распределения и может доверять математическим и физическим знаниям эксперта, который будет проводить граничный анализ всех интересующих величин в пространстве неопределенности, тогда может быть применен метод AEAT. При использовании этого метода важным является понимание взаимодействия между процессами и степени важности неопределенностей в анализируемом случае (что, следовательно, указывает области, где имеется потребность в дополнительных исследованиях).

Во всех этих случаях должны быть подтверждены соответствующие технические знания, квалификация и компетенция экспертов и пользователей, которые будут проводить расчеты с использованием кода «улучшенной оценки» и анализ неопределенности. Также должны применяться соответствующие стандарты качества.

Но остается много спорных вопросов относительно применимости результатов анализа неопределенности к оценке безопасности реальных РУ. В частности, возможно ли использование кода при проверке проекта экспериментальной установки, которая затем будет применяться для получения данных для оценки того же самого кода? Имеет ли код присущие ему такие «искажения» моделирования, чтобы сделать его ненадежным инструментом для экстраполяции данных, полученных из масштабного эксперимента, к анализу полномасштабной установки?

В настоящее время не представляется, что есть альтернатива полному анализу с использованием системного компьютерного кода для прогнозирования времени и места реакции РУ на аварийные условия, наблюдаемые в экспериментальных установках, потому что эффект связи между экспериментальной установкой и энергетическим реактором пока что не может быть учтен с помощью простого общего масштабного критерия.

Также следует отметить необходимость создания, верификации и валидации инженерной базы данных для действующих энергоблоков с РБМК-1000, доступной всем заинтересованным пользователям интегральных кодов.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций. ОПБ-88/97, ПНАЕ Г-01-011-97. - М., 1997.
2. INSAG-3 "Основные принципы безопасности для атомных станций", 1988.

3. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. ПБЯ РУ АС-89. - М., 1991.
4. Безопасность ядерной энергетики. Общая основа для оценки безопасности атомных станций, сооруженных в соот-

ветствии с ранее принятыми нормами (INSAG-8). Реферативный сборник «Безопасность в атомной энергетике», № 2, 1997.

5. Рекомендации по углубленной оценке безопасности действующих энергоблоков атомных станций с реакторами типа ВВЭР и РБМК (ОУОБ АС). РБ Г-12-42-97. – М., 1997.

6. Анализ переходных процессов и аварий на АЭС с реакторами РБМК. Внебюджетная программа по безопасности АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК. Международное агентство по атомной энергии. Вена, Австрия, 1997.

7. Report on the uncertainty methods study. Vol. 1, 2. Editor A. J. Wickett NEA/CSNI/R(97)35. June 1998.

8. Aksan N., D'Auria F., Glaeser H. et al. Systematic evaluation of the CSNI separate effects tests validation matrix data base and resulting needs. Труды ICONE 5. V Международная конференция по ядерной энергетике. Франция, 26-30 мая 1997.

9. Belsito S. Thesis in Nuclear Engineering (In Italian). Pisa University, 1996.

10. Wickett A. J. and Neill A. P. Advanced LOCA Code Uncertainty Assessment: A Pilot Study. Winfrith, UK, AEEW-R2508, November 1998.

11. Glaeser H. et al. GRS Analyses for CSNI Uncertainty Methods Study (UMS/Vol. 2). June 1998.

12. Hofer E. The GRS programme package for uncertainty and sensitivity analysis. Proceedings of the seminar on methods and codes for assessing the off-site consequences of nuclear accidents, EUR 13013, Commission of the European Communities, Brussels, 1990.

13. Wilks S. S. Statistical predictions with special reference to the problem of tolerance limits. Paper presented at the American Mathematical Society. September, 1942.

14. Sachs L. Applied Statistics. Second edition, Springer, 1984.

15. Glaeser H. GRS Method for uncertainty and sensitivity evaluation code results. Description and applications. TACIS-Mission D5: Uncertainty Analysis, Moscow, 18-20 November 1996.

16. Glaeser H., Hofer E., Kloos M. & Skorec T. Uncertainty and sensitivity analysis of a postexperiment calculation in thermal hydraulics. Reliability Engineering and System Safety, № 45, 1994.

17. Ounsy M. et al. IPSN Volume 2 for the UMS. June, 1998.

18. Корниенко Ю. Н., Невиница А. И. Обзор современных технологий обоснования достоверности кодов улучшенной оценки. Обзор ФЭИ-0275. ЦНИИАтоминформ. – М., 1995.

19. Shotkin Louis M. Development and assessment of U.S. nuclear regulatory commission thermalhydraulic system computer codes. Nucl. Technol., N 2, 1996.

20. Boyack B. E. et al. Quantifying Reactor Safety Margins. NUREG/CR-5249, EGG-2552. Idaho Falls, ID, December 1989.

21. Boyack B. E. et al. Quantifying Reactor Safety Margins. Six papers in Nuclear Engineering and Design, Vol. 119, No 1, May 1990.

22. Uncertainty Analysis of Minimum Vessel Liquid Inventory During a SBLOCA in B&W Plant. – An Application of the CSAU Methodology Using the RELAP5/MOD3 Computer Code. NUREG/CR-5818. December, 1992.

23. Lage C. et al. ENUSA contribution to UMS Report. Vol. 2, June 1998.

24. Углубленный анализ безопасности Игналинской АЭС. Руководство по подготовке и экспертизе отчета по анализу безопасности. Игналинская Государственная Атомная Электростанция, Литва, 1994.

Статья поступила в редакцию 3 июня 2001 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 4, с. 33 – 47.

УДК 621.039.514

## ОЦЕНКА ЭФФЕКТИВНОСТИ СПОТ ВВЭР-1000 ПРИ "МАЛОЙ" ТЕЧИ ИЗ ПЕРВОГО КОНТУРА В АВАРИИ ПОЛНОГО ОБЕСТОЧИВАНИЯ АЭС <sup>1)</sup>

*В.И. Будников, О.Г. Савихин, А.С. Чистов, НИИ механики ННГУ,  
603950, Н.Новгород, пр.Гагарина, 23, корп.6,*

*Л.Н.Фальковский, ВНИИАМ, 125171, Москва, ул. Космонавта Волкова, 6а*

Для АЭС с ВВЭР-1000 проведены расчетные исследования возможности ускоренного подключения гидроемкостей САОЗ в процессе расхолаживания реактора воздушной СПОТ в условиях полного обесточивания АЭС и некомпенсируемой "малой" течи из I контура.

ASSESSING THE EFFECTIVENESS OF THE PHRS IN THE WWER-1000 FOR A "MINOR" LEAK IN THE PRIMARY COOLANT CIRCUIT IN THE EVENT OF TOTAL LOSS OF POWER IN AN APP. V.I. BUDNIKOV, O.G. SAVIKHIN, A.S. CHISTOV, L.N. FALCOVSKY. A possibility of fast employment of hydraulic accumulators of the CACS has been computationally analyzed of after heat removal from the reactor using an air PHRS in the event of total loss of power of the APP and a non-compensated "minor" leak in the primary coolant circuit.

В 90-е годы получила развитие концепция системы пассивного отвода тепла (СПОТ) АЭС с ВВЭР-1000, основы которой изложены в работах [1, 2]. Возможности СПОТ исследовались как с помощью расчетов, так и экспериментально [3-5].

Одним из важных элементов СПОТ является система регулирования мощности воздушного теплоотвода, задачей которой является поддержание давления в па-

рогенераторе в заданных пределах, а также сглаживание аварийных процессов. Регулирование мощности воздушных теплообменников осуществляется путем изменения степени открытия шиберов (заслонок) воздушного тракта с помощью привода прямого действия, работающего от давления острого пара на выходе парогенератора.

К настоящему времени в результате оптимизации тех-

<sup>1)</sup> Работа поддержана грантом Минобразования РФ № 85 Гр-98.

нических характеристик СПОТ, проведенной АЭП [6], диапазон давлений регулирования для привода прямого действия выбран 6,8÷8 МПа. При частичной разгерметизации I контура, когда давление в активной зоне становится меньше нижней границы диапазона регулирования, открытие шиберов предлагается осуществлять с помощью электропривода постоянного тока или ручного механического привода по месту расположения шиберов. Это необходимо в данной ситуации, чтобы обеспечить подключение гидроемкостей САОЗ, поскольку при отключенной СПОТ давление в I контуре не может опуститься до заданной уставки (6 МПа) [7]. Момент включения приводов и степень открытия шиберов определяются оператором.

Использование в такого рода авариях электропривода является достаточно простым способом регулирования воздушного теплоотвода. Однако в этом случае нарушается принцип пассивности СПОТ, кроме того возникает вопрос о выборе критерия для включения электропривода.

Ниже рассматриваются возможные варианты действия СПОТ в аварии полного обесточивания АЭС с ВВЭР-1000 с одновременным возникновением некомпенсируемой "малой" течи из холодной нитки I контура и оцениваются некоторые способы ускоренного подключения гидроемкостей САОЗ при соблюдении принципа пассивности или при ограниченном участии оператора.

Расчеты аварии проводились с помощью разработанной в НИИ механики программы "ПАССИВ" при следующих предположениях:

- под полным обесточиванием понимается потеря всех источников переменного тока станций и незапуск дизель-генераторов;

- номинальная мощность воздушного теплоотвода составляет 20 МВт на один парогенератор и достигает-

ся при температуре атмосферного воздуха +50 °С и полностью открытых шиберах;

- течь является некомпенсируемой и ее усредненная величина принималась равной 60 кг/с.

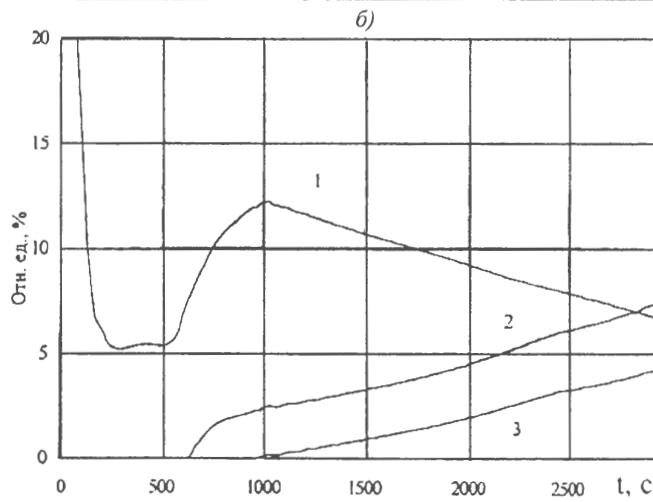
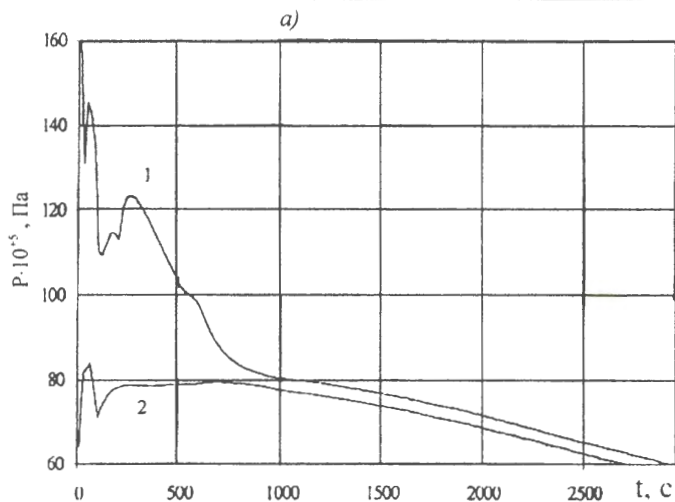
Ранее расчетами было показано [3, 7], что без регулирования мощности СПОТ подключение гидроемкостей САОЗ происходит менее, чем через 1 час после начала аварии. Для заданного размера течи гидроемкости САОЗ подключаются на ~48-й минуте при уровне расхода естественной циркуляции в I контуре ~7%. Масса теплоносителя в I контуре к этому моменту составляет около половины от исходного значения.

В случае, когда мощность СПОТ регулируется приводом прямого действия, а принудительного открытия шиберов в рассматриваемой аварии не происходит, эффективность СПОТ существенно ограничивается. В итоге, к ~5000-й секунде происходят смена знака теплового потока в парогенераторе, срыв естественной циркуляции и запаривание активной зоны. В связи с этим возникает вопрос, нельзя ли избежать такого развития событий за счет увеличения номинальной мощности СПОТ? Проведенные расчеты дали отрицательный ответ [7].

В работе [7] предлагается производить настройку СПОТ в зависимости от температуры атмосферного воздуха. С этой целью для заданного набора температур воздуха активизируется лишь некоторая часть воздушных теплообменников и регулирующих шиберов таким образом, чтобы мощность СПОТ соответствовала номинальному значению (20 МВт на парогенератор). Активные шиберы полностью открываются в момент обесточивания станции. При этом процесс расхолаживания реактора сводится к случаю нерегулируемой мощности воздушного теплоотвода. Примерная схема такой настройки может быть проиллюстрирована следующей таблицей:

**Настройка СПОТ по шкале температур атмосферного воздуха**

Температура воздуха	Доля задействованных воздушных теплообменников	Число полностью открываемых лопастей шиберов
+ 50 °С	100%	6 из 6
0 °С	66%	4 из 6
- 40 °С	50%	3 из 6



Расхолаживание ВВЭР-1000 воздушной СПОТ в условиях полного обесточивания АЭС и "малой" течи из I контура при  $T_{возд} = +50^{\circ}\text{C}$  с принудительным открытием регулирующих шиберов при 30% провале уровня воды в компенсаторе давления

а) 1 - давление в реакторе; 2 - давление во II контуре парогенератора;

б) 1 - относительный расход в I контуре; 2, 3 - расходное паросодержание на входе и выходе активной зоны, соответственно

Очевидно, что более тонкая настройка СПОТ требует уменьшения мощности отдельных воздушных теплообменников и размещения их в индивидуальных тяговых каналах внутри короба.

Как отмечалось выше, при использовании электропривода остается открытым вопрос о выборе критерия для его включения. Рассмотрим возможность использования в качестве такого критерия сигнала о положении уровня в компенсаторе давления. Очевидно, что провал уровня в компенсаторе давления свидетельствует о наличии течи и является легко диагностируемым, тем более что имеется штатный регулятор уровня компенса-

тора давления. На рисунке приведен расчет процесса расхолаживания ВВЭР-1000, когда происходит автоматическое включение электроприводов регулирующих шиберов СПОТ по сигналу о 30% провале уровня в компенсаторе давления.

Уставка по давлению в I контуре на подключение гидроемкостей САОЗ (6 МПа) в этом случае достигается на ~ 50-й минуте аварийного процесса. Значения теплотехнических параметров АЭС в момент подключения САОЗ очень близки к соответствующим значениям для случая расхолаживания реактора без регулирования мощности СПОТ.

#### СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Воронин Л.М., Татарников В.П., Беркович В.М. Основные пути повышения безопасности атомных электростанций с реакторами типа ВВЭР. - Теплоэнергетика, 1989, № 12, с. 2-6.

2. Воронин Л.М., Беркович В.М. Решение экологических вопросов при разработке новых проектов атомных электростанций с ВВЭР-1000 повышенной безопасности. - Теплоэнергетика, 1991, № 12, с. 21-26.

3. Балунов Б.Ф., Вавилов А.А., Колодяжный М.И. и др. Исследование нестационарных режимов ЯППУ с системой пассивного отвода остаточного тепловыделения АЭС с ВВЭР. - В кн.: Труды международного семинара "ТФ-90". Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. - Обнинск, 1991, т. 1, с. 277-283.

4. Колыхан Л.И., Соловьев В.Н., Пуляев В.Ф. и др. Исследования в обоснование пассивной системы отвода тепла при максимальных проектных авариях и штатном расхолаживании. - Там же, с. 45-51.

5. Будников В.И., Савихин О.Г., Чистов А.С. Расчетное исследование работоспособности системы пассивного отвода тепла ВВЭР-1000 в аварии полного обесточивания АЭС. - В кн.: Труды международной конференции. Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР. - Обнинск, 1995, т. 3, с. 63-66.

6. Таранов Г.С., Беркович В.М., Крушельницкий Д.Н., Мешков В.М. Устройство отвода тепла от энергетического контура. Патент РФ № 2072571, кл. G 21 C 15/18, 1997.

7. Будников В.И., Чистов А.С. Исследование возможностей повышения эффективности СПОТ при некомпенсируемой "малой" течи из 1-го контура ВВЭР-1000 в аварии полного обесточивания АЭС. - Отчет НИИ механики ННГУ. №ГР1980003267. Инв.№ 02200005684. - Н.Новгород, 2000.

Статья поступила в редакцию 26 октября 2001 г.  
Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 4, с. 47 - 49.

УДК 621.039

## БЕГУЩИЕ ВОЛНЫ В ОБОГРЕВАЕМЫХ КАНАЛАХ С КИПЕНИЕМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

*Е.Ф. Сабаев, П.Н. Карнычев, ННГУ им. Н.И. Лобачевского,  
603950, Н.Новгород, пр.Гагарина, 23, корп.2*

Рассмотрено одномерное движение теплоносителя в канале с подводом тепла. Представлена математическая модель с учетом передачи тепла от таблеток горючего к кипящему теплоносителю. Плотность теплового потока к теплоносителю аппроксимируется зависимостью, включающей два участка: пузырькового и закризисного кипения. Разработана расчетная схема для уравнений с разрывными правыми частями. Приведены некоторые результаты расчета для различных начальных условий.

**TRAVELING WAVES IN HEAT CHANNELS WITH BOILING COOLANT.** YE.F.SABAYEV, P.N.KARPYCHEV. The paper highlights the one-dimensional circulation of a coolant in a channel with heat supply. The mathematical model considering the heat transfer from a fuel can to a coolant is represented. The heat flow density to the coolant is approximated by piecewiselinear relation and includes two patches: a nucleate boiling patch and boiling crisis patch. The research is completed using digital methods. The model of change in a temperature of a fuel can and a coolant in transfer process considering boiling crisis of 1 and 2 type is obtained. The time and temperature distribution along a fuel can is taken into account.

### ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время одними из важнейших являются вопросы безопасности АЭС. Безаварийная работа устройств с теплоносителем в значительной степени определяется правильным выбором режимных параметров, исключающим возможность возникновения кризиса теплоотдачи. Прямые эксперименты в большинстве случаев невозможны, и поэтому очень важно теоретическое изучение математических моделей.

Уравнения переноса тепла в длинных каналах являются одними из основных элементов математических моделей процессов, происходящих в активной зоне реактора и в установке в целом [1]. Одним из приоритетных направлений является разработка общих подходов к изучению начальных этапов аварий, связанных с переходом твэлов в пленочный режим кипения. Смена режимов кипения сопровождается изменением темпе-

ратуры стенки и происходит в виде движущейся температурной волны. В литературе имеется достаточно большой объем экспериментальной и теоретической информации о переходных процессах при кипении [2-8], изучающихся, в основном, на проволочках и трубах.

В [2] приведено исследование критических характеристик инициирующего воздействия. Проведено сравнение теоретических и экспериментальных результатов. Расчеты проводились для платиновой проволоки в рамках одномерного уравнения теплопроводности. Использовалось дробление шага по пространственной координате в областях резкого изменения теплового потока  $F(T)$ . Отметим, что метод, использованный в работе [2], не позволяет производить расчеты в случае, если  $F(T)$  имеет разрывы непрерывности. В [3] рассматривалась задача о возникновении температурной волны в кипящем канале в условиях кризиса кипения. В ней температура таблеток горючего, ввиду значительной постоянной времени нагрева, принималась постоянной. В [4] исследовалась расчетным путем задача о развитии локальных очагов пленочного кипения на тонком нагревателе. В работе [5] изучались условия перехода пузырькового кипения в пленочное на твэле. Препринт [6] представляет обзор работ по переходу пузырькового кипения в пленочный при возмущениях теплового потока и по автоволновым явлениям при кипении. Экспериментальное исследование перехода пузырькового кипения в пленочное на двумерной поверхности проведено в работе М.О.Луцета [7]. В работе [8] исследован переход от пленочного кипения к пузырьковому. Проводилось измерение равновесного теплового потока  $q_{равн}$  при кипении воды в условиях большого объема. При  $q_{равн}$  существует стационарное решение (стоячая волна).

Явления, аналогичные распространению температурной волны по длине твэла, происходят в различных системах. Укажем, например, перегорание электрической лампочки, популяционные волны в экологических и биологических системах, теорию горения и др. [9-11]. В связи с этим изучение подобных явлений представляет большой интерес. Накопленный обширный экспериментальный материал позволяет строить предположения, но для точного описания необходимо построение корректных математических моделей.

При исследовании автоволновых процессов теплопередачи могут быть использованы результаты, полученные, казалось бы, в совершенно других областях. Так, еще в 1937 г. А.Н.Колмогоров, И.Г. Петровский, Н.С.Пискунов [9] в связи с биологической проблемой о распространении популяции исследовали задачу, которая математически формулируется так же, как и задача об изменении температуры стенки твэла в переходном процессе, и отличается лишь видом нелинейной функ-

ции. Указанная работа была первой, в которой установлено существование решения и проведено строгое математическое исследование задачи о волне, распространяющейся с постоянной скоростью. Наряду с этой работой появилась похожая работа Фишера, но в ней отсутствовало строгое математическое обоснование. В 1962 г. в работе Я.И.Канеля проведено исследование устойчивости получаемых автомодельных решений [12]. Доказательство неустойчивости немонотонных автомодельных решений получено в работе Хагана в 1981 г. [13]. Исследование похожей модели применительно к теории горения приведено в [11]. Большая работа по обобщению результатов и постановке вопросов, возникающих при математическом описании, анализе условий и зависимостей пузырькового и пленочного кипения, представлена в [6].

Несмотря на многочисленность работ по исследованию подобных моделей, в настоящий момент существует множество вопросов, требующих дальнейшего исследования. Аналитическое решение существует лишь для малых скоростей и некоторых частных случаев аппроксимации кривой кипения кусочно-линейной зависимостью.

В данной работе рассматривается одномерное движение теплоносителя в канале с подводом тепла. Плотность теплового потока к теплоносителю аппроксимируется зависимостью, включающей два участка: пузырькового и закризисного кипения. Цель данной работы - разработка расчетной схемы для уравнений с разрывными правыми частями. Для отработки использовалась кусочно-линейная зависимость кривой кипения. Заметим, что разрывная зависимость может возникнуть в результате принятия некоторых идеализаций. Так, например, для уменьшения порядка расчетной схемы часто используется следующая идеализация: вся теплоемкость элемента сосредоточивается в середине, а в остальной части передача тепла происходит по закону Ньютона. Очевидно, что при такой идеализации точки эквивалентной кривой кипения смещаются в сторону больших значений разности температур нагретой поверхности и ядра теплоносителя на величину, пропорциональную мощности теплового потока, что может привести к неоднозначности эквивалентной кривой кипения. Новым также является учет конечности времени прогрева таблеток горючего. Учет времени прогрева горючего оказывает существенное влияние на протекание переходных процессов из-за значительного уменьшения скорости распространения температурной волны. С учетом указанных выше идеализаций разработана программа расчета переходных процессов в канале с кипением теплоносителя, позволяющая провести расчеты при различных параметрах и возмущениях стационарного режима.

## КРИВАЯ КИПЕНИЯ

Зависимость плотности теплового потока от разности температур нагретой поверхности и ядра теплоносителя имеет характерную форму, представленную на рис. 1.

В интервале АВ вода нагревается естественной конвекцией. В интервале ВС жидкость возле стенки

перегрета и начинает испаряться, образуя пузыри всюду, где имеются центры парообразования в виде крошечных впадин или царапин на поверхности. Такой процесс называется пузырьковым кипением и характеризуется очень высоким тепловым потоком при

малом перепаде температур. Однако тепловой поток при пузырьковом кипении увеличивается неограниченно. При большой плотности теплового потока (точка C), когда пузырьков становится слишком много, они могут препятствовать поступлению жидкости к поверхности нагрева. Пар образует изолирующую оболочку на поверхности нагрева, что приводит к повышению температуры последней. Такое явление называется кризисом кипения [14]. В интервале CD сразу по достижении критической плотности теплового потока кипение становится неустойчивым. Поверхность нагрева покрыта то паром, то слоем воды, что вызывает колебания ее температуры. Если подвод тепла к поверхности нагрева продолжается, ее температура быстро возрастает до точки D, в то время как плотность теплового потока от оболочки к теплоносителю непрерывно уменьшается. В начале интервала DE на поверхности нагрева образуется па-

ровая пленка, а плотность теплового потока к теплоносителю снижается до минимума. Процесс кипения в этом интервале называется устойчивым пленочным кипением. При дальнейшем увеличении температуры оболочки твэла плотность теплового потока возрастает. Однако при слишком высоких температурах может произойти разрушение (пережог) твэла. Поэтому на практике верхний предел температуры ограничивается свойствами материала. Наибольший интерес для практического применения представляет интервал пузырькового кипения (BC), в котором при относительно невысоких температурах поверхности можно получить очень высокие плотности тепловых потоков.

В дальнейшем принимается, что расход, давление и температура охлаждающего потока постоянны, хотя на самом деле зависимость плотности теплового потока носит более сложный характер [15].

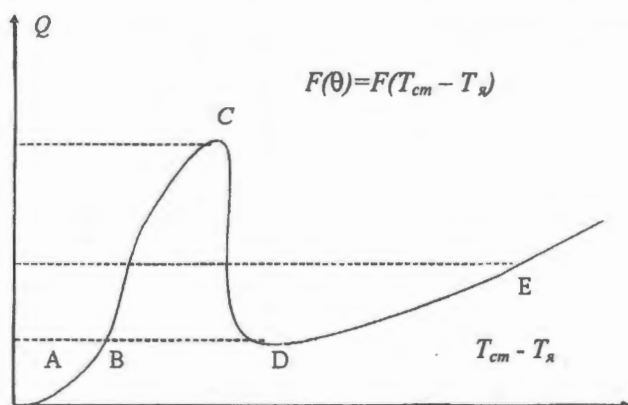


Рис. 1. Зависимость плотности теплового потока от разности температур нагретой поверхности и ядра теплоносителя (кривая кипения): BC – пузырьковое кипение, DE – пленочное кипение

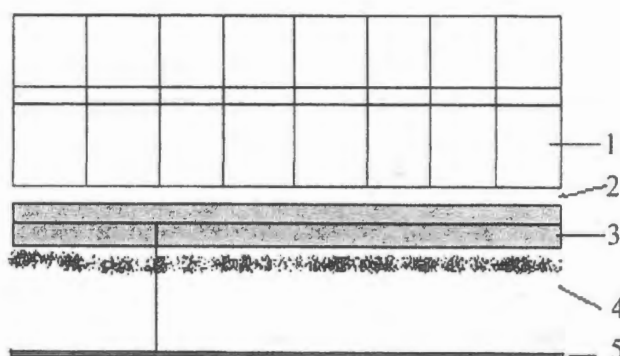


Рис. 2. Схема твэла: 1 - таблетки горючего, 2 - газовый зазор, 3 - оболочка, 4 - пограничный слой, 5 - ядро теплоносителя

## МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ

Не вдаваясь в подробности, рассмотрим схему твэла (рис. 2), представляющего собой трубку из циркониевого сплава, заполненную таблетками из диоксида урана [16, 17]. Между таблеткой горючего и оболочкой твэла имеется газовый зазор. Оболочка имеет некоторую толщину  $d$ . Для большей точности описания передачи тепла через оболочку твэла будем считать, что теплоемкость сосредоточена в средней точке. Качественный вид зависимости теплового потока от перепада температур на оболочке представлен на рис. 3. С учетом этой зависимости точки кривой плотности теплового потока будут сдвинуты вправо на величину перепада температур на половине толщины оболочки. При значительных перепадах температур на оболочке зависимость теплового потока от разности температур может приобрести падающий участок CD, имеющий положительный наклон. С учетом этой особенности будем аппроксимировать кривую кипения кусочно-линейной разрывной зависимостью, включающей участки пузырькового и закризисного кипения (рис. 3).

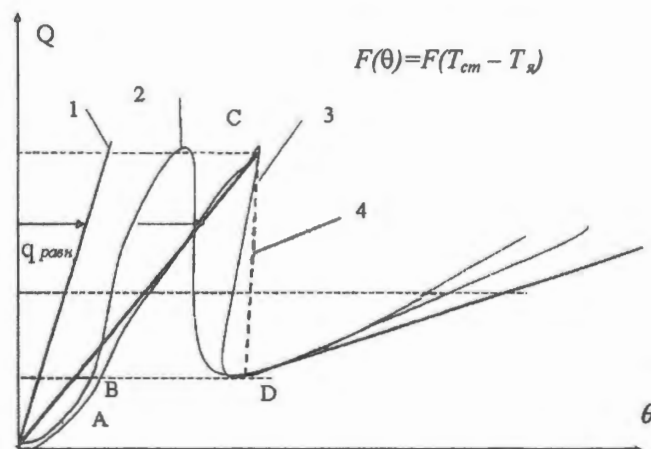


Рис. 3. Аппроксимация зависимости плотности теплового потока кусочно-линейной разрывной функцией: 1 - зависимость плотности теплового потока через стенку, 2 - кривая кипения, 3 - эквивалентная кривая, 4 - аппроксимация кусочно-линейной разрывной зависимостью

В энергетических реакторах материалы находятся при столь высоких температурах (например, в ВВЭР средняя температура топлива  $t_{UO_2} \geq 1000$  °С, а воды  $t_{H_2O} \approx 300$  °С), что даже относительно малые отклонения от номинальных режимов работы приводят к значительным абсолютным изменениям температур. В работе [3] рассматривалась задача о возникновении волны в кипящем канале в условиях кризиса кипения. В ней температура таблеток горючего ввиду значительной постоянной времени нагрева принималась постоянной. Рассмотрена модель, показывающая, что если на оболочке твэла образуется локальное тепловое возмущение (горячее пятно), то при определенных условиях возникает волна, которая охватит практически весь твэл, что ввиду значительного роста температуры оболочки может привести к ее пережогу.

Также в работе [3] показано, что при плотности теплового потока, большей плотности  $q_{\text{ром}}$ , горячее пятно на поверхности стенки приведет к выгоранию твэла. При этом начальная температура иницирующей зоны возрастает во много раз. Этот пример показывает, что фактически не вся прямая BC, а лишь ее часть подходит для использования на практике. Учитывая, что вид зависимости может меняться от ряда других параметров, бегущая волна может реализоваться при условии  $S1 < S2$  (рис. 4) вне зависимости от конкретного вида кривой кипения. Стационарное решение существует только при одном вполне определенном тепловом потоке  $q_{\text{ром}}$  [6, 8]. При равенстве заштрихованных площадей  $S1=S2$  возникает стоячая волна (стационарное решение). При тепловом потоке меньше  $q_{\text{ром}}$  можно не опасаться перехода к пленочному кипению при любых отклонениях режимных параметров от номинального значения.

В работе [3] температура таблеток горючего, ввиду значительной постоянной времени нагрева, принималась постоянной. В данной статье при сохранении основных предположений работы [3] учитывается конеч-

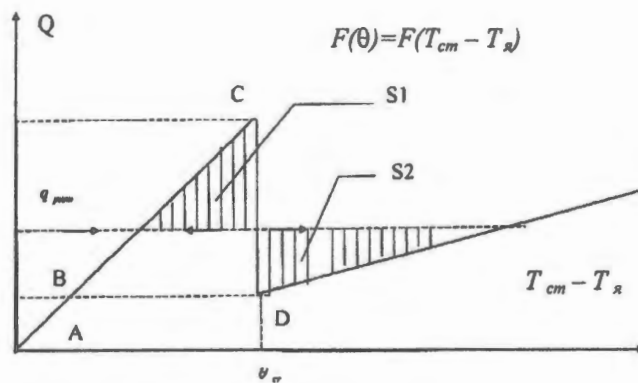


Рис. 4. К условию возникновения бегущей волны:  $T_{cm}$  - температура оболочки твэла,  $T_n$  - температура ядра теплоносителя

ность времени нагрева таблеток горючего. Ниже будет показано, что учет конечности времени нагрева таблеток горючего оказывает значительное влияние на переходный процесс.

Уравнение теплового баланса для тонкой стенки с подводом тепла, односторонним охлаждением теплоносителем и при пренебрежении передачей тепла вдоль таблетки имеет вид:

$$(\rho c)_{cm} h \pi D \frac{\partial \theta}{\partial t} = \lambda \pi D h \frac{\partial^2 \theta}{\partial x^2} + 2 \pi D \lambda (T - \theta) - F(\theta), \quad (1)$$

$$\frac{(\rho c)_{cm} D^2 \pi}{4} \frac{\partial T}{\partial t} = \frac{\pi D^2}{4} Q - 2 \pi D \lambda (T - \theta), \quad (2)$$

где  $h$  - толщина стенки;  $x$  - координата вдоль стенки;  $t$  - время;  $\rho$  - плотность;  $c$  - коэффициент теплопроводности;  $\rho c$  - объемная теплопроводность;  $\lambda$  - коэффициент теплопроводности;  $D$  - диаметр твэла. Индекс «т» соответствует таблеткам горючего (двуокись урана), «ст» - оболочке твэла (циркониевый сплав), зависимость  $F(\theta)$  представлена на рис. 5.а).

Передачей тепла вдоль горючего можно пренебрегать из-за незначительности его вклада в тепловой поток вдоль стержня, поскольку коэффициент теплопро-

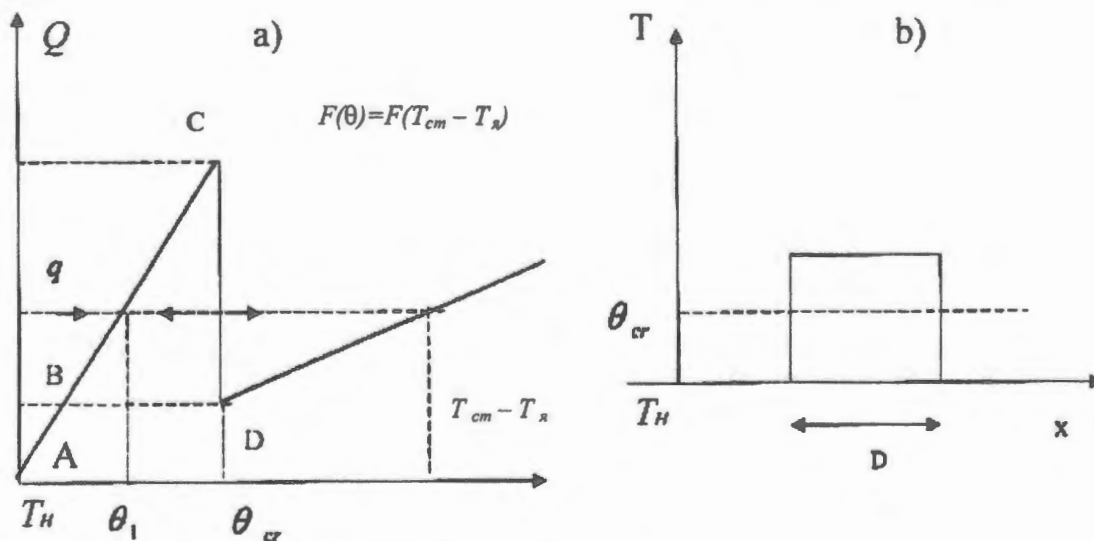


Рис. 5. а) Кривая кипения; б) Начальное распределение температуры по длине оболочки твэла:  $T_{cm}$  - температура оболочки твэла,  $T_n$  - температура ядра теплоносителя,  $T_n$  - температура насыщения теплоносителя,  $D$  - размер первоначального очага повышенной температуры

водности таблеток горючего (двуокись урана) значительно меньше, чем для оболочки (циркониевый сплав).

Для машинного счета использовались следующие значения параметров [17-20]:

$$\lambda_{cm} = 30 \frac{Вт}{м \cdot ^\circ C}, (\rho c)_{cm} = 10^3 \frac{ккал}{м^3 \cdot ^\circ C}, \lambda_t = 4 \frac{Вт}{м \cdot ^\circ C},$$

$$(\rho c)_t = 600 \frac{ккал}{м^3 \cdot ^\circ C}, D = 1 см, h = 0,1 см.$$

На данном этапе вышеуказанные параметры считаются постоянными. Уравнение (1) диффузионного типа учитывает распределение температуры вдоль стенки, а уравнение (2) - температуру горючего. Исследование данной модели позволяет оценить влияние первоначального размера локального очага повышенной температуры на дальнейшие тепловые процессы в стержне.

Температура теплоносителя по всей длине принимается равной температуре насыщения. Таким образом, в начальный момент времени  $t=0$  задается распределение температуры по таблетке и оболочке как функция пространственной координаты  $x$ .

Для машинного счета в начальный момент времени задавался П-образный профиль температуры оболочки твэла (рис. 5.б). Величина возмущения и размеры очага повышенной температуры (горячего пятна) варьировались.

Для упрощения вида уравнений введем ряд обозначений:

$$R_1 = (\rho c)_{cm} h \pi D, \quad R_2 = \lambda \pi D h, \quad R_3 = \frac{8 \pi \lambda_t}{D^2},$$

$$R_{21} = \frac{R_2}{R_1}, \quad R_{31} = \frac{R_3}{R_1}, \quad R_{11} = \frac{1}{R_1},$$

$$K_1 = \frac{(\rho c)_t D^2 \pi}{4}, \quad K_2 = \frac{D^2 \pi}{4}, \quad K_3 = 2 \pi D \lambda.$$

С учетом введенных обозначений уравнения принимают вид:

$$\frac{\partial \theta}{\partial t} = R_{21} \frac{\partial^2 \theta}{\partial x^2} + R_{31} (T - \theta_{cr}) - R_{11} F(\theta),$$

$$\frac{\partial T}{\partial t} = \frac{K_2}{K_1} Q - \frac{K_3}{K_1} (T - \theta).$$

Функция  $F(\theta) = F(T_{cm} - T_n)$  представлена на рис. 5.а).

При численном решении используется разностная схема:

$$\begin{aligned} & \left(-\frac{R_{21}}{h^2}\right) \theta_{k-1}^{n+1} - \left(-\frac{1}{\Delta t} - \frac{2R_{21}}{h^2}\right) \theta_k^{n+1} + \left(-\frac{R_{21}}{h^2}\right) \theta_{k+1}^{n+1} = \\ & = R_{31} (T_k^n - \theta_k^n) - F_k^n R_{11} + \frac{1}{\Delta t} \theta_k^n, \end{aligned}$$

$$T_k^{n+1} = \left(\frac{K_2}{K_1} Q_k - \frac{K_3}{K_1} (T_k^n - \theta_k^n)\right) \Delta t + T_k^n,$$

где формулы расчета  $F(\theta) = F(T_{cm} - T_n)$  представлены ниже.

Основные трудности при реализации схемы на ЭВМ возникают из-за разрыва зависимости  $F(\theta)$ , которая состоит из двух участков:

$$\theta < \theta_{cr}, \quad F(\theta) = \frac{Q_{max}}{\theta_{cr}} \theta; \quad \theta > \theta_{cr}, \quad F(\theta) = \frac{Q_{min}}{\theta_{cr}} \theta.$$

Даже если бы разрыв отсутствовал, то резкий перепад значений плотности теплового потока между двумя участками не позволил бы использовать точные значения. Ранее в работах, приведенных в литературе, использовалось дробление шага по пространственной координате в области резкого изменения температуры. Но, как отмечалось ранее, из-за идеализаций может появиться разрыв, который невозможно просчитать с помощью дробления пространственной координаты.

При выводе формул для расчета  $F(\theta)$  тепловой поток от таблетки интегрировался в пределах участка

$$\int_{\theta_i}^{\theta_{i+1}} F(\theta) dx = \bar{F}(\theta) \Delta x.$$

Формулы для расчета теплового потока различаются в зависимости от того, находится или нет  $\theta$  в пределах данного участка.

Окончательные расчетные формулы принимают вид:

$$F(\theta_k) = \frac{Q_{max}}{\theta_{cr}} \theta_k, \quad \text{если } \theta_{k+1} < \theta_{cr}; \quad (3)$$

$$F(\theta_k) = \frac{Q_{min}}{\theta_{cr}} \theta_k, \quad \text{если } \theta_{k-1} > \theta_{cr}; \quad (4)$$

$$\bar{F} = \bar{x} \Delta F + \underline{F}, \quad \text{если } \theta_{k-1} \leq \theta_{cr} \leq \theta_{k+1}, \quad (5)$$

$$\text{где } \bar{x} = \frac{2h}{\theta_{k+1} - \theta_{k-1}} \left( \frac{\theta_{cr} - \theta_{k-1}}{2h} \right) = \frac{\theta_{cr} - \theta_{k-1}}{\theta_{k+1} - \theta_{k-1}}.$$

Учитывая это выражение, формулу (5) запишем в виде:

$$F(\theta_k) = \frac{\theta_{cr} - \theta_{k-1}}{\theta_{k+1} - \theta_{k-1}} \left( \frac{Q_{max}}{\theta_{cr}} \theta_{k-1} - \frac{Q_{min}}{\theta_{cr}} \theta_{k+1} \right) + \frac{Q_{min}}{\theta_{cr}} \theta_{k+1}.$$

Исследование проводилось численно с применением машинной имитации.

В начальный момент времени на оболочке твэла задавалось локальное повышение температуры над равновесным значением (горячее пятно). Размер горячего пятна, температура нагрева и тепловой поток от таблетки варьировались. Далее определялось значение  $T_k^{n+1}$ .

Значение  $\theta_k^{n+1}$  рассчитывалось методом прогонки, который для данной схемы устойчив, так как выполняется условие диагонального преобладания [21].

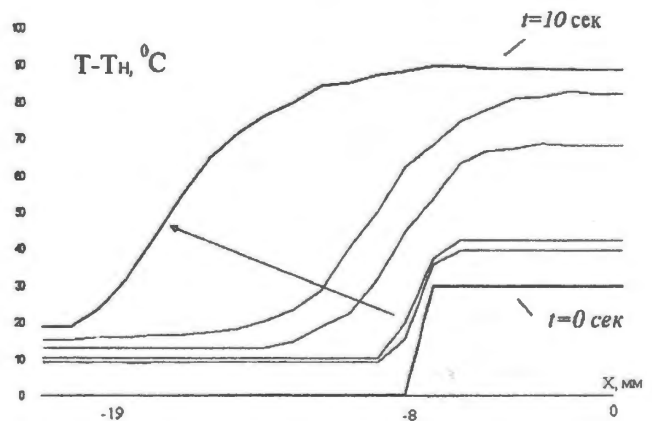


Рис. 6. Распространение температурной волны: размер очага 50 см, величина начального температурного возмущения  $30^\circ C$ , плотность теплового потока больше  $q_{равн}$  (случай  $S1 < S2$ )

При тепловом потоке, большем равновесного, начальном П-образном температурном возмущении 30 °С и размере очага возмущения 50 см (случай  $S1 < S2$ ) образуется бегущая волна, т.е. образование горячего пятна приводит к распространению температурной волны на всю длину твэла (рис. 6). Причем температура оболочки в этом случае увеличивается в несколько десятков раз. На рис. 7 показано изменение температуры стенки при  $Q > q_{\text{равн}}$  (случай  $S1 > S2$ ). Как и в случае с проволокой, начальное возмущение гасится. Учет конечного времени нагрева таблеток горючего и учет распределения температуры вдоль стенки твэла приводят к уменьшению скорости распространения волны и допущению горячих пятен большего размера, не приводящих к пережогу твэла.

Так были получены результаты, показывающие, что размер начального пятна оказывает существенное влияние на дальнейшее распространение температурной волны. На рис. 8 показано, что при тепловом потоке, большем равновесного, и при малом размере очага возмущения (менее 10 мм) локальное возмущение за счет передачи тепла вдоль оболочки твэла гасится.

Физически механизм образования горячего пятна небольшого размера может выглядеть следующим образом: при вибрации твэла может существенно уменьшиться ширина газового зазора и в некотором месте таблетки горючего прислонятся к оболочке твэла, что приведет к локальному повышению температуры оболочки больше  $\vartheta_{\text{cr}}$ , т.е. изображающая точка перейдет в неустойчивую область (рис. 5.а). В [2] представлено другое объяснение возникновения очага повышенной температуры, связанного с коагуляцией нескольких соседних пузырей (вследствие коагуляции нескольких соседних пузырей в один макропузырь может сложиться критическая ситуация, при которой пар оттеснит жидкость от поверхности твэла на время, достаточное для образования пленочного режима кипения).

Как следует из приведенных результатов, возбуждение автоволнового перехода при выбранных начальных условиях возможно только для размеров зон инициирования, больших некоторой величины, существенно зависящей от значений тепловой нагрузки и превышения температурного возмущения над  $\vartheta_{\text{cr}}$ .

При увеличении величины плотности теплового потока в последующих расчетах при неизменном первоначальном размере горячего пятна были получены резуль-

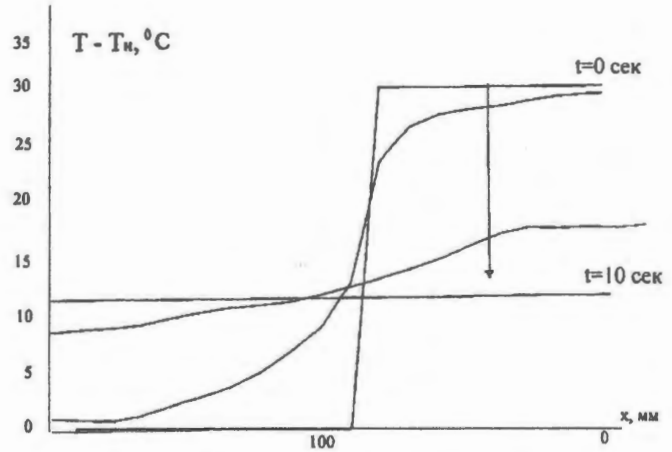


Рис. 7. Начальный очаг возмущения погасился: размер очага 20 см, тепловой поток меньше  $q_{\text{равн}}$  (случай  $S1 > S2$ )

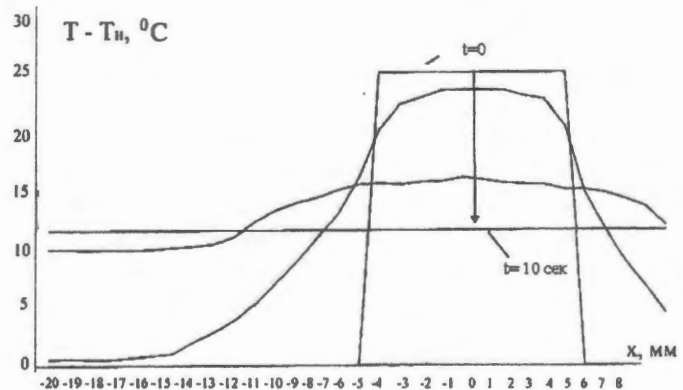


Рис. 8. Образование первоначального очага размером 10 мм не привело к образованию температурной волны: величина возмущения 25 °С, тепловой поток больше  $q_{\text{равн}}$  (случай  $S1 < S2$ )

таты, показывающие, что при малом диаметре (менее 10 мм) плотность теплового потока, при котором образуется бегущая волна, требуется больше, чем в случае пятна большого диаметра. За счет передачи тепла вдоль стенки амплитуда первоначального возмущения уменьшается, тем самым разность температур между оболочкой твэла и ядром потока может стать меньше критической, и требуется больший тепловой поток для образования бегущей волны.

Таким образом, необходимая для образования бегущей волны температура горячего пятна в начальный момент времени зависит от размеров очага и превышения теплового потока над равновесным.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Сабаяев Е.Ф. Системы сравнения для нелинейных дифференциальных уравнений и их приложение в динамике реакторов. - М.: Атомиздат, 1974.
2. Жукова Л.А., Жуков С.А., Гельман Е.А. Иницирование автоволнового перехода в пленочный режим кипения путем локального ухудшения теплоотдачи. - Теплофизика высоких температур, 1989, 27(1), с. 189-192.
3. Mitenkov F.M., Sabayev Ye.F. Bifurcation diagrams of NPPs investigations of safety problems. - Dynamics of systems, 1993, № 1, p. 87-93.
4. Павленко А.Н., Стародубцева И.П. Исследование динамики развития полубесконечного и локального очагов пленочного кипения. - Теплофизика и аэромеханика, 1998, т. 5, № 2, с. 216-218.

5. Афанасьев С.Ю., Жуков С.А. Исследование критических условий иницирования перехода ТВЭЛа из пузырькового режима кипения в пленочный. - Теплофизика высоких температур, 1995, т. 33, № 2, с. 268-272.
6. Габараев Б.А., Ковалев С.А., Молочников Ю.С. и др. Некоторые особенности автоволновых процессов при кипении: Препринт НИКИЭТ, ЕТ-99/49. - М., 1999.
7. Луцет М.О. Процессы теплообмена в окрестности очага пленочного кипения. - Письма в ЖТФ, 1999, т. 25, вып. 21, с. 39-46.

8. Петухов Б.С., Ковалев С.А. Методика и некоторые результаты измерения критической нагрузки при переходе от пленочного кипения к пузырьчатому. - Теплоэнергетика, 1962, № 5, с. 65.

9. Колмогоров А.Н., Петровский И.Г., Пискунов Н.С. Исследование уравнения диффузии, соединенной с возрастанием количества вещества, и его применение к одной биологической проблеме. - Бюл. МГУ. Сер. А., 1937, № 6.

10. Свирижев Ю.М. Нелинейные волны, диссипативные структуры и катастрофы в экологии. - М.: Наука, 1989.

11. Зельдович Я.Б., Баренблатт Г.И., Либрович В.Б., Махвиладзе Г.М. Математическая теория горения и взрыва. - М.: Наука, 1980.

12. Канель Я.И. О стабилизации решений задачи Коши для уравнений, встречающихся в теории горения. - Математический сборник, 1962, т. 59(101), с. 245.

13. Nagan P.S. The instability of nonmonotonic wave solutions of parabolic equations. - Studies in Appl. Math., 1981, v. 64, № 1.

14. Тонг Л. Теплоотдача при кипении и двухфазное течение. - М.: Мир, 1969.

15. Михеев М.А. Основы теплопередачи. - М.: Госэнергоиздат, 1956.

16. Петухов Б.С. Теплообмен в ядерных установках. - М.: Атомиздат, 1974.

17. Самойлов А.Г. Тепловыделяющие элементы ядерных реакторов. - М.: Энергоатомиздат, 1985.

18. Теплопроводность твердых тел. Справочник. /Под ред. А.С.Охотина. - М.: Энергоатомиздат, 1984.

19. Займовский А.С., Никулина А.В., Решетников Н.Г. Циркониевые сплавы в атомной энергетике. - М.: Энергоиздат, 1981.

20. Скоров Д.М., Бычков Ю.Ф., Дашковский А.Н. Реакторное материаловедение. - М.: Атомиздат, 1979.

21. Самарский А.А. Теория разностных схем. - М.: Наука, 1983.

Статья поступила в редакцию 15 марта 2001 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 4, с. 49 - 55.

УДК 621.039.51

## К ВОПРОСУ ОБ ОПТИМИЗАЦИИ ПОЛНОМАСШТАБНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО КРИЗИСУ ТЕПЛОТДАЧИ, ОСНОВАННОЙ НА ТОПОЛОГИЧЕСКИХ ОСОБЕННОСТЯХ КРИВОЙ КИПЕНИЯ

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

Д.Г.Кресов, А.В.Куприянов, ОКБМ, 603074, Н. Новгород, Бурнаковский проезд, 15

Рассматривается ряд качественных с точки зрения динамики эффектов, вызванных перестройкой кривой кипения в пространстве режимных параметров. На основе реализуемых в упрощенных геометриях режимов теплоотдачи предлагается оптимизировать выбор экспериментов для полномасштабных условий.

ON THE OPTIMIZATION OF FULL-SCALE EXPERIMENTS ON BOILING CRISIS, BASED ON TOPOLOGICAL PECULIARITIES OF BOILING CURVE. S.M.DMITRIEV, D.G.KRESOV, A.V. KUPRIJANOV. Number qualitative from the point of view of dynamics of effects, caused by reorganizations of boiling curve in space of parameters is resulted. On the basis of sold in simplified geometries of allocated thus modes heat emission it is offered to optimize a choice of experiments for full-scale of conditions.

Сложившимся фактом можно считать преимущественно эмпирическое изучение явлений, связанных с кризисом теплоотдачи [1]. Это объясняется сложностью явления и зависимостью результатов от большого количества определяющих параметров. Как следствие, в литературе отмечается существование большого числа корреляций, применяемых для конкретных геометрий и по-разному зависящих от режимных параметров [2]. Сложности в обобщении результатов диктуют необходимость дифференцированного изучения процессов, упрощения условий экспериментов путем исключения всевозможных неравномерностей, уменьшения количества твэлов в сборке. Так в [3] анализируются результаты экспериментов для некоторых типовых ячеек, а в [4] отдельно отмечается работа по исключению неравномерности тепловыделений по стержням в сборке. При этом возникает задача верификации результатов этих исследований на полномасштабных экспериментах. Верификационная работа строится, как правило, по "сеточному" принципу [4] путем перебора значений определяющих параметров (давления, массовой скорости, относительной энтальпии и др.) с произвольным шагом в интересующей области.

В статье обращается внимание на описание эффектов, важных с точки зрения прохождения аварий, и, в частности, на качественные аспекты динамики твэлов в закризисной области. Не претендуя на полноту охвата всех возможных топологий, авторы на примерах анализа собственных экспериментов на семистержевой

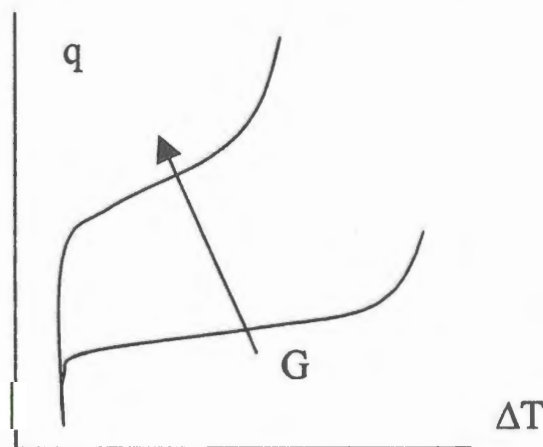


Рис. 1. Влияние расхода теплоносителя через ТВС на кривую кипения

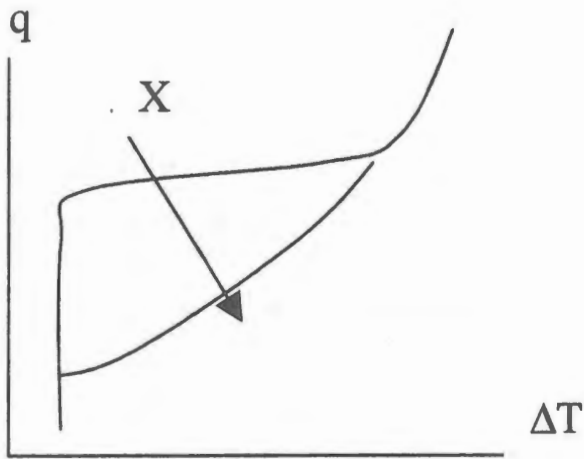


Рис. 2. Влияние энтальпии теплоносителя на входе в ТВС на кривую кипения

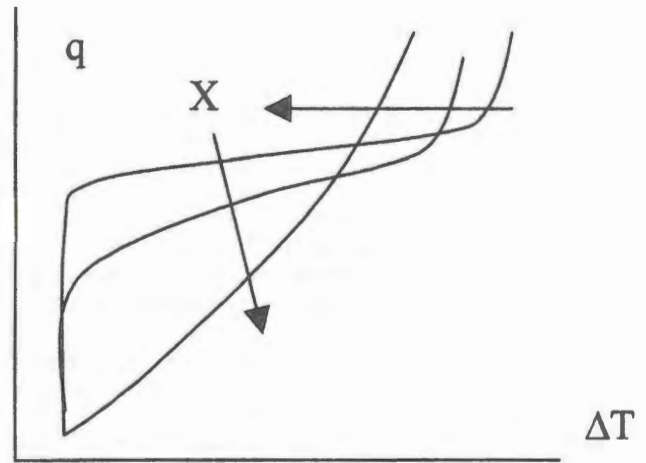


Рис. 3. Влияние локального паросодержания на кривую кипения при больших расходах теплоносителя через ТВС

сборке [5] отмечают ряд известных характерных пере­строек кривой кипения, которые представляют интерес в качестве ограниченного набора состояний равновесия. Представляется важным акцентировать внимание на этих состояниях при верификации расчетных методик на полномасштабных моделях.

Уменьшение расхода теплоносителя через ТВС (рис. 1) приводит к уменьшению наклона кривой кипения в области переходного кипения с одновременным расширением этой области. Качественно результаты согласуются с данными, приведенными в [6]. Учитывая инерционность обратных связей от температуры теплоносителя к нейтронной мощности, эффект является определяющим в запроектных режимах с аварийным отключением ГЦН и выражается в быстром смещении устойчивой границы в область более высоких температур при практически неизменной мощности. В результате скорость роста температуры твэла в этой аварии будет определяться, главным образом, его инерционностью, а величина конечной температуры - шириной переходной области.

Уменьшение входной температуры или снижение энтальпии, ожидаемое для сечений, расположенных ближе к входу потока теплоносителя в ТВС, также приводит к уменьшению  $\Delta N/\Delta T$  в переходной области

(рис. 2). Следует отметить, что влияние паросодержания на кривую кипения, представленное в [6] для кипения в большом объеме, не однозначно и проявляется в существовании экстремума теплового потока (минимума), соответствующего точке Лейденфроста. Вместе с тем, согласно [6], для семейства монотонных кривых кипения «выполаживание» переходной области также наблюдается с уменьшением паросодержания.

При относительно высоких расходах теплоносителя через ТВС (при массовой скорости более  $1300 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$ ) «выполаживание», вызванное уменьшением паросодержания, сопровождается смещением области устойчивого пленочного кипения в сторону высоких температур (рис. 3). Как следствие, в динамике относительно «мягкое» вхождение в кризис верхних слоев твэла может сопровождаться по мере углубления в закризисную область (с увеличением мощности) существенно более резким и значительным повышением температур в его средних по высоте слоях.

При увеличении давления в диапазоне 11,7-15 МПа также наблюдается эффект «выполаживания» переходной области кривой кипения (эксперименты ниже 11,7 МПа не проводились, а в диапазоне 15-17 МПа эффект не наблюдается). Кроме того, на плоскости тепловой поток - температура стенки (рис. 4) отмечается

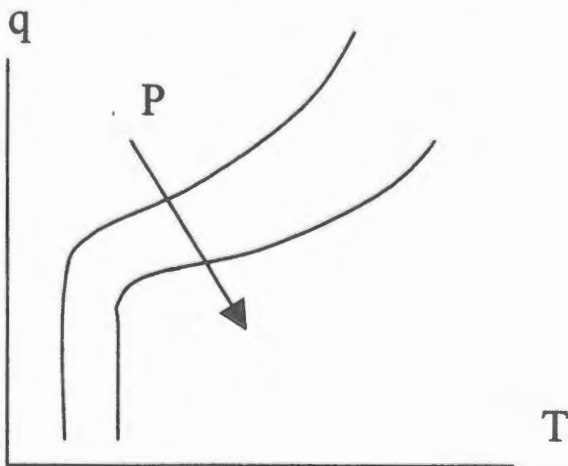


Рис. 4. Влияние давления теплоносителя на кривую кипения

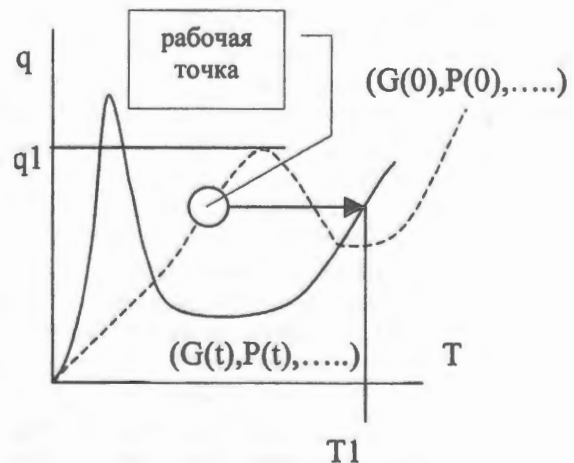


Рис. 5. Иллюстрация реализации кризиса теплообмена при наличии запаса по критическому тепловому потоку в условиях немонотонности кривой кипения

смещение соответствующей кривой вправо. Оба эффекта направлены на перенос устойчивой рабочей точки в область высоких температур. Примером проявления этого эффекта может служить ситуация с остановкой ГЦН, сопровождаемая динамическим выбегом давления на начальном этапе развития аварии.

Говоря о топологических особенностях кривой кипения, необходимо отметить наблюдаемую в условиях свободной конвекции на простейших геометриях немонотонную зависимость теплового потока от температуры. Указанная немонотонность уже стала классическим примером [7], а также подтверждена теоретически [8]. При появлении немонотонности выход в режим кризиса теплоотдачи принципиально возможен при наличии запаса по критическому тепловому потоку (критической мощности).

На рис. 5 иллюстрируется пример такого выхода в кризис<sup>1</sup>. Так как в динамике возмущения возможны одновременно по двум и более переменным (например,  $G$  и  $P$ ), то возможна ситуация, когда не рабочая точка движется вверх по оси  $q$ , а кривая кипения "выползает" влево из-под рабочей точки. Рабочая точка, находясь в 0-й момент времени на устойчивой "ветке" (на пунктирной кривой), в динамическом процессе не успевает заметно изменить свое положение за счет инерционности твэла, тогда как кривая кипения меняет свой вид таким образом, что рабочая точка оказывается правее неустойчивой "ветки" (на сплошной кривой). В результате температура поверхности твэла монотонно от времени возрастает до значения  $T_1$  на устойчивой ветке новой кривой кипения. При этом тепловой поток в процессе всего переходного режима может оставаться ниже критического. В качестве замечания отметим, что эти рассуждения упрощаются применительно к мощностному запасу - в этом случае для иллюстрации эффекта "выползания" достаточно потребовать изменения лишь одного параметра.

Таким образом, при немонотонном по температуре характере кривой кипения, ограничение исследований границ безопасности нахождением в экспериментах критической мощности оказывается недостаточным. Важным становится не только запас до критической мощности (по вертикали), но и расстояние до неустойчивой ветки (по горизонтали), имея ввиду альтернативный, сугубо динамический механизм выхода в кризис. Это соображение - одна из причин интереса к переходной области.

Гипотетически отмеченный эффект "выползания" кривой кипения может иметь качественные последствия - появление немонотонности, например, при более глубоком изменении параметров или при переходе к другим геометрическим характеристикам ТВС. В пользу этого предположения естественно ожидать наличия некоторой переходной области (или от свободной конвекции к принудительной циркуляции, или при смене типа ТВС), в которой происходит исчезновение (появление) немонотонности.

Корректное определение границ немонотонности

актуально и для квазистатических режимов. Проведенные на относительно ранних этапах расчетные исследования с помощью программы RELAP5/MOD3 показали в целом более консервативные по сравнению с экспериментами на пустотелых имитаторах твэлов результаты в закризисной области (при удовлетворительном определении условий вхождения в кризис ошибка не превысила 13% по критической мощности). В некоторых режимах, в частности, при массовой скорости  $1370 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$ , температуре входа  $230^\circ \text{C}$  и давлении  $14,7 \text{ МПа}$  рассогласование температур составило более  $400^\circ \text{C}$ . Причина такого результата - в программной реализации для заданных параметров немонотонной зависимости теплового потока от температурного перепада и резком, за счет этого, снижении коэффициента теплоотдачи в переходной области (отсутствующем в экспериментах). Также излишне консервативными оказались попытки описания закризисных температур без учета переходного кипения - по формуле Миропольского [9]. Поэтому последующие работы были направлены на уточнение замыкающих соотношений, построенных на базе экспериментов с глубоким выходом в закризис [4].

В качестве основного результата этих работ можно указать, что в исследованной области параметров (от  $11,7$  до  $17 \text{ МПа}$  по давлению, от  $650$  до  $2600 \text{ кг}/(\text{м}^2 \cdot \text{с})$  по массовой скорости, от  $200$  до  $285^\circ \text{C}$  по температуре воды на входе в ТВС и до  $750 - 800^\circ \text{C}$  по температуре твэлов), ориентированной на условия аварий, не связанных с течами теплоносителя (высокие массовые скорости, давления и тепловые потоки), получена монотонная зависимость теплового потока от температуры твэла<sup>2</sup>. Это в целом делает правомерным практикуемое определение границы режима ухудшенного теплообмена по интегральным параметрам. Проведенные оценки вклада инерционных эффектов, связанных в этом подходе с отставанием энергоотвода от энергоподвода, а также с конечностью времени распространения возмущения по потоку теплоносителя, показали приемлемость как величин динамических поправок (не превысили 5% от текущих значений теплового потока), так и их знака (более оптимистичный прогноз).

Приведенные рассуждения могут служить примером выбора рассматриваемых особенностей, проводимого исходя из их значимости для расчетных исследований. Вместе с тем, учитывая ограниченность количества экспериментально выявленных режимов течения двухфазной жидкости [10], можно предполагать наличие конечного числа качественно выделенных типов кривой кипения. Это, в свою очередь, позволяет уменьшить количество верификационных экспериментов, ориентируя их лишь на перепроверку параметрических границ появления соответствующих типов. Таким образом, переход к сложным интегральным экспериментам представляется реализуемым (достаточным) с помощью проверки ограниченных областей значений по каждому из параметров.

Так, в качестве направлений исследований могут

<sup>1</sup> Предложен Б.И. Моторовым.

<sup>2</sup> В случаях слабого наклона переходной области кривой кипения к оси  $\Delta T$  монотонность подтверждалась в экспериментах отсутствием гистерезиса при наборе и снижении мощности.

рассматриваться задачи определения параметров, при которых: наклон кривой кипения в переходной области становится горизонтальным, делается отрицательным или перестает изменяться; появляется температурный максимум выше (по потоку теплоносителя) точки начала кризиса кипения; начало области устойчивого пленочного кипения превышает определенную температуру и т.д. Проверкой данных по подобным критериальным параметрам, полученным на упрощенных геомет-

риях, и можно, по мнению авторов, ограничить верификацию методик на полномасштабной модели. При этом минимальное количество требуемых экспериментов - два на каждую из топологических границ: эффект есть "справа" и отсутствует "слева".

В качестве начального этапа решения поставленной задачи естественным представляется выявление всех возможных топологических вариаций на упрощенных сборках в интересующей области параметров.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Жуков Ю.М., Романцов Г.Е. Модели кризиса теплоотдачи и оценка возможности их применения при анализе безопасности водоохлаждаемых реакторов. - Атомная энергия, 1997, т. 82, вып. 4, с. 283-287.

2. Кириллов П.Л. Современные проблемы кризиса теплообмена в каналах. - Теплоэнергетика, 1992, №5, с. 9-16.

3. Башкин В.С., Смолин В.Н., Шпанский С.В. Кризис теплоотдачи при кипении в моделях ячеек стержневых сборок. - Атомная энергия, 1990, т. 69, вып. 5, с. 282-285.

4. Самойлов О.Б., Куприянов А.В., Нагаев И.А., Дмитриев С.М. Экспериментальные исследования закризисного теплообмена на электрообогреваемой модели ТВС. - Атомная энергия, 2000, т. 88, вып. 4, с. 257-260.

5. A Comprehensive Examination of Heat Transfer Correlations Suitable for Reactor Safety Analysis. D.C.Groeneveld and C.W.Snoek. Atomic Energy of Canada Ltd. Chalk River Nuclear Laboratories, Chalk River, Ontario, Canada.

6. Щеколдин В.И., Быков М.А., Зайцев С.И., Безруков Ю.А. Анализ экспериментальных данных по кризису и закри-

зисной теплоотдаче с помощью расчетных кодов ТРАП и RELAP5/MOD3.2. - Труды теплофизического семинара СЭВ, ТФ-98, 1998, т. 1, с. 295-303.

7. Петухов Б.С., Генин Л.Г., Ковалев С.А. Теплообмен в ядерных энергетических установках. - М.: Энергоатомиздат, 1986.

8. Востоков В.С., Моторов Б.И. Механизм кризиса кипения - сочетание различных типов неустойчивостей паровых образований. - Атомная энергия, 1997, т. 82, вып. 4, с. 288-292.

9. Миропольский З.Л. Теплоотдача при пленочном кипении пароводяной смеси в парогенерирующих трубках. - Теплоэнергетика, 1963, №5, с. 49.

10. Тонг Л. Теплоотдача при кипении и двухфазное течение. - М.: Мир, 1969.

Статья поступила в редакцию 17 октября 2001 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 4, с. 55 - 58.

УДК 621.039

## КОМПЬЮТЕРНАЯ ТЕХНОЛОГИЯ *SimPort* И ЭМУЛЯТОРЫ АСУ ТП. ОПЫТ РАЗРАБОТКИ

В.А. Данилов, Д.И. Янушевич, А.Д. Зенков, С.Д. Малкин,  
А.О. Масанов, И.А. Моисеев, И.Д. Ракитин,  
РНЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

В статье обобщен реальный опыт внедрения созданной в РНЦ «Курчатовский институт» компьютерной технологии *SimPort* в разработку полномасштабных тренажеров и, главным образом, эмуляторов АСУ ТП энергоблоков. Рассмотрены основные характеристики технологии как Windows NT-реализации технологии АИС создания моделирующих систем, в том числе тренажерных. Кратко представлены разработанные тренажеры энергоблоков с АСУ ТП, перечислены проблемы эмуляции АСУ ТП, описаны способы их решения, а также изложена разработанная на реальном опыте методология создания эмуляторов АСУ ТП. Подтверждением эффективности и уровня технологии, а также предложенных решений проблемы эмуляции АСУ ТП является сочетание беспрецедентно малых трудозатрат (как минимум вдвое ниже, чем для известных разработок подобного уровня) по созданию полномасштабных дисплейных тренажеров энергоблоков с АСУ ТП и их соответствия современным стандартам тренажеров для АЭС и уровню, включая объем моделирования, их лучших образцов.

***SimPort* COMPUTER TECHNOLOGY AND DCS EMULATORS. DEVELOPMENT EXPERIENCE.** V.A. DANILOV, D.I. YANUSHEVICH, A.D. ZENKOV, S.D. MALKIN, A.O. MASANOV, I.A. MOISEEV, I.D. RAKITIN. This paper describes the *SimPort* computer technology application experience related with power plant simulators and Distributed Control System (DCS) emulators development. The paper presents basic characteristics of the *SimPort* as a Windows NT-based implementation variety of the developed in RRC «Kurchatov Institute» math modeling and simulator creation АИС technology. The DCS-inclusive power plant *SimPort*-based simulators are presented in the paper briefly. The DCS emulation principal problems, solutions and the experience-based DCS emulators development methodology are presented also. The presented technology quality and efficiency as well as presented DCS emulation problem solutions were verified by the smallest power plant full scope computer simulators development man-hours (at least twice lower in comparison with the similar simulators) in combination with the simulators correspondence to the standard and the best quality of nuclear power plant simulators.

### ВВЕДЕНИЕ

*SimPort* [1-3] является Windows NT-ориентированной реализацией разработанной в РНЦ «Курчатовский институт» технологии АИС [3-5], предназначенной для создания моделирующих систем различного класса и назначения, включая тренажеры, анализаторы безопасности и моделирующие комплексы для объектов тепловой и ядерной энергетики.

Технология *SimPort* успешно внедрена при содействии американских компаний SAIC, DS&S и Western Services Corp. и заняла достойное место на мировом рынке тренажеров для объектов тепловой и ядерной энергетики [1-3].

Значительная часть современных энергоблоков, главным образом тепловых, снабжена Автоматизированными Системами Управления Технологическими Процессами (АСУ ТП) или, по терминологии большинства зарубежных компаний, Распределенными Системами Управления (Distributed Control Systems, сокращенно DCS). АСУ ТП является интегральной системой, обеспечивающей распределенное управление и автоматизацию всех систем энергоблока. Контроль и автоматизация охватывают весь цикл производства электричества: для теплового энергоблока это мельницы для перемалывания угля, топки для сжигания угля, система питательной воды, паровые котлы и турбины, а также различные вспомогательные системы, такие как вентиляция, скрубберы, технологиче-

ский процесс очистки питательной воды, контроль уровня NOx в дымовой трубе и т.д. АСУ ТП повышают эффективность работы тепловой станции и обеспечивают соблюдение норм по защите окружающей среды. АСУ ТП достаточно многообразны: в мире насчитывается около 10–12 крупнейших фирм-разработчиков и соответственно типов подобных систем для энергоблоков.

Создание математической модели и компьютерного кода АСУ ТП [6] при разработке тренажера является серьезной проблемой в силу определенных причин, главной из которых являются чисто коммерческие утилитарные соображения фирм-разработчиков АСУ ТП. Казалось бы, самым простым способом моделирования такой системы является внедрение ее прототипа-оригинала на тренажере. Но такой путь невозможен по экономическим соображениям, поскольку для этого требуется просто купить АСУ ТП, а ее стоимость в несколько раз превышает стоимость самого компьютерного тренажера теплового энергоблока. Таким образом, для тренажера необходимо разработать эмулятор системы управления, что в некотором смысле напоминает создание самой АСУ ТП, правда, по имеющемуся прототипу. Задача несколько упрощается наличием функциональной информации о системе, которая, однако, заметно отличается для каждого проекта полнотой, носителями информации и т.д. В любом

случае трудозатраты по созданию эмулятора АСУ ТП можно фактически приравнять к трудозатратам по разработке остальной части полномасштабного дисплейного тренажера энергоблока, даже при условии наличия технологии моделирования уровня *SimPort*.

Авторы выражают благодарность Д.В.Гаврилову,

С.В.Жигунову, Д.В.Кишиневскому, К.Г.Терлецкому, М.Хусаинову, В.В.Шала, К.Г.Яковлеву, а также менеджерам компаний DS&S и Western Services Corp. У.Аши и Г.Утмелидзе, внесшим существенный вклад во внедрение технологии *SimPort* и разработку на ее основе эмуляторов АСУ ТП.

### ТРЕНАЖЕРНЫЕ РАЗРАБОТКИ С ЭМУЛЯТОРАМИ АСУ ТП

В настоящий момент на базе технологии *SimPort* завершена разработка и приемка Заказчиком трех полномасштабных компьютерных тренажеров с эмуляторами АСУ ТП [6] для тепловых энергоблоков.

- *Sherco2* (Northern States Power Co., США, Миннесота) – тренажер для 2-го блока станции. Мощность блока 730 МВт. В состав тренажера вошел эмулятор АСУ ТП *MAX 1000 Control System* (MAX Control Systems Inc., Лэнсдейл, Пенсильвания, США). Общее количество параметров ввода/вывода для эмулятора АСУ ТП тренажера – около 8000. В составе тренажерного комплекса – 10 компьютеров: четырехпроцессорный сервер, инструкторская станция, 4 компьютера и, соответственно, дисплея для графического отображения пульта управления (50 экранов) и экранов АСУ ТП (73 экрана), а также 4 компьютера и дисплея для отображения только экранов АСУ ТП (около 200 экранов).
- *Armstrong* (Allegheny Power Services Co., США, Пенсильвания) – тренажер для 1-го блока станции. Мощность блока 180 МВт. В состав тренажера вошел эмулятор АСУ ТП *WDPF Distributed Control System*

(Westinghouse Electric Company, Питсбург, Пенсильвания, США). Общее количество параметров ввода/вывода для эмулятора АСУ ТП тренажера – около 4000. В составе тренажерного комплекса – 8 компьютеров: четырехпроцессорный сервер, инструкторская станция, 4 компьютера и дисплея для графического отображения панелей пульта управления (54 экрана) и 2 компьютера и дисплея для отображения экранов АСУ ТП (262 экрана).

- *Arnot* (ESKOM, ЮАР) – тренажер для 6-го блока станции. Мощность блока 350 МВт. В состав тренажера вошел эмулятор АСУ ТП *ABB Control System PROCONTROL P* (ABB Power Generation, Баден, Швейцария). Общее количество параметров ввода/вывода для эмулятора АСУ ТП тренажера – около 7000. В составе тренажерного комплекса – 9 компьютеров: двухпроцессорный сервер, инструкторская станция, операторская станция и 6 компьютеров с двумя мониторами каждый для отображения экранов АСУ ТП.

В качестве примера на рис. 1 представлена программно-аппаратная структура тренажерного комплекса для 6-го энергоблока станции *Arnot*.

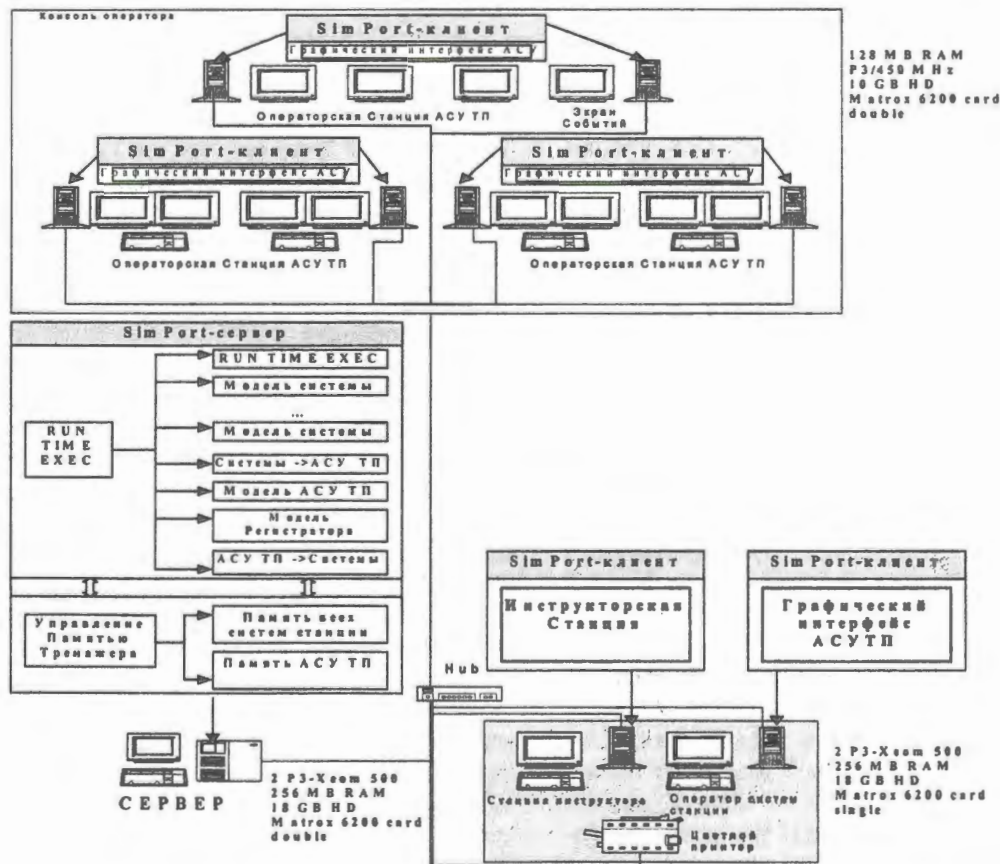


Рис. 1. Структура тренажерного комплекса для 6-го энергоблока станции *Arnot* (ЮАР)

## НЕКОТОРЫЕ ТЕХНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ТЕХНОЛОГИИ SimPort

Особенности и технические характеристики технологии *SimPort* достаточно полно представлены ранее [1-3]. В данной работе сделан акцент на те из них, которые более всего важны именно для разработки эмуляторов АСУ ТП.

- В *SimPort* принят структурированный подход к данным. Данные, формализующие при описании тот или иной физический объект, организуются в виде структур – типов с определенным числом параметров. Количество различных типов не ограничено.
- Математические алгоритмы, работоспособные в рамках однородных (то есть состоящих из типов одной физической природы) физических подсистем и, следовательно, производящие обшчѐт однородных типов, реализованы в виде функций моделирования.
- В технологии сделан акцент на так называемое «графическое программирование». Расчетная схема моделируемой системы просто «рисуеться» (прорисовывается топологическая схема) в среде специального, встроенного в систему графо-аналитического редактора. Схемы набираются из предварительно созданных типов. Данные о «нарисованной» модели объединяются в так называемую книгу, которая представляет собой законченную технологическую единицу. Необходимые для функционирования вновь созданной сложной модели функции моделирования или математические алгоритмы назначаются на книгу.
- Технология поддерживает преемственность разработок. В ее среде создана богатейшая библиотека прикладных инструментов. Каждое такое *SimPort*-приложение представляет собой совокупность типов и обрабатывающих эти типы кодов. Эти инструменты могут быть использованы для разработки новых расчетных схем. Все инструменты хорошо отлажены, что

позволяет разработчику избежать излишних трудозатрат при моделировании. В процессе разработки эмулятора АСУ ТП *MAX 1000 Control System* разработаны два инструмента технологии *SimPort: Max Control Tool* и *Max Control Ladder Logic Tool*, позволяющие эмулировать работу соответственно функциональных блоков *Max 1000 Control System* и релейных цепей управления и защит.

- Технология является открытой, позволяя подключать к реализованной в ее среде модели ранее разработанные и верифицированные коды, написанные сторонними разработчиками вне *SimPort*. Технология позволяет запускать внешние по отношению к ней коды и предоставляет возможность обмена данными с ними по стандартным и специальным протоколам. Таким же образом, например, реализован эмулятор графических экранов АСУ ТП *ABB Control System PROCONTROL P*.

- Технология предоставляет доступ к любому параметру моделей и обладает мощной системой визуализации, в которую входят графики, таблицы, простые численные значения, текстовые документы, а также специальные динамические объекты (например, различные рисунки в зависимости от значения параметра). Технология позволяет привязывать к готовой модели наглядное изображение объекта моделирования (фотография, рисунок, фильм и т.п.) с отображением на его фоне соответствующих результатов моделирования. Этих средств вполне достаточно для разработки экранных образов (*soft-панелей*) пультов управления тепловых и атомных станций, а также для эмуляции графических экранов АСУ ТП. Экраны систем *MAX 1000 Control System* и *WDPF Distributed Control System* воспроизведены с использованием стандартных средств технологии *SimPort*.

## СТРУКТУРА АСУ ТП И ЗАДАЧИ ЭМУЛЯЦИИ

Несмотря на многообразие АСУ ТП все они обладают похожей структурой. Общая структура некой обобщенной или типовой АСУ ТП представлена на рис. 2.

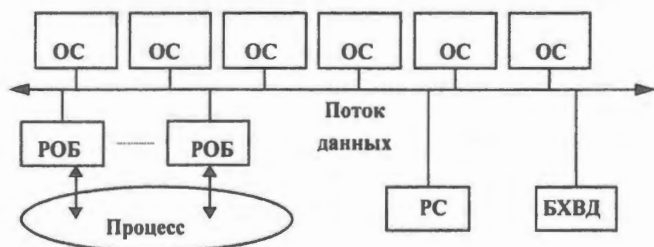


Рис. 2. Общая структура типовой АСУ ТП

Распределенный Обрабатывающий Блок (РОБ) осуществляет мониторинг и контроль за работой оборудования станции, т.е. обеспечивает доступ к любому контролируемому параметру и поддерживает его значение в диапазоне соответствующих пределов (уставок). Когда значение контролируемого параметра вы-

ходит за установленные пределы или происходит сбой в работе оборудования, эта информация заносится в Регистр Событий (РС) и может быть отображена на экране Операторской Станции (ОС) в виде предупредительной и/или аварийной сигнализации. АСУ ТП поддерживает базу данных, в которой хранится информация о работе станции за длительный период времени (Блок Хранения и Восстановления Данных – БХВД). Например, это может быть набор контролируемых параметров, значения которых сохраняются каждые 5-10 секунд в течение многих дней, а потом могут быть выведены в виде графика.

Каждая АСУ ТП имеет базу данных параметров (точек): локальных и технологических. Локальные или внутренние точки системы служат для передачи данных между разными модулями, а также для хранения информации о состоянии самого модуля (например, если модуль работает определенное время). Интерфейс между АСУ ТП и энергоблоком осуществляется посредством технологических точек ввода-вывода: аналоговых – AI, AO (analog input and output) и цифровых – DI, DO (digital input and output). Интерфейс между математиче-

ской моделью энергоблока и эмулятором АСУ ТП также осуществляется посредством этих точек. В базе данных для каждой точки АСУ ТП содержится следующая информация: описание точки, единица измерения, тип точки (аналоговый или цифровой), верхний и нижний пределы, приоритет для сигналов отклонения, время сигнала отклонения, текущее и предыдущее значения и т.д. Вся эта информация является доступной для отображения на экранах АСУ ТП. Именно на основе этих описаний при разработке тренажера были созданы базы данных всех точек АСУ ТП и точек ввода-вывода в формате Microsoft Access.

ОС является основным интерфейсом АСУ ТП и позволяет оператору наблюдать текущее состояние энергоблока, а также управлять всеми режимами его работы. В состав ОС может входить специальная клавиатура для того, чтобы оператор имел доступ к данным и кон-

## РАЗРАБОТКА БИБЛИОТЕКИ КОДОВ МОДУЛЕЙ АСУ ТП

Особенностью РОБ является модульная конфигурация с минимальным количеством основного оборудования. Каждый модуль оснащен микропроцессором и вместе со встроенным вводом-выводом образует компактный и законченный управляющий элемент.

Каждая фирма-разработчик АСУ ТП обладает собственным набором подобных модулей. Модули подробно описаны в технической документации системы, причем описание каждого модуля, как правило, включает в себя описание его входов и выходов, алгоритм работы и блок-схему. Этой информации бывает достаточно для написания кода, моделирующего его работу. К сожалению, некоторые фирмы, производящие АСУ ТП (к примеру, MAX Control Systems и ABB Power Generation), проводят политику нераспространения своей технологии. Поэтому на многие модули отсутствова-

тельным диаграммам, используя функциональные клавиши. ОС имеет в своем составе также принтер для распечатки сигналов отклонений и прочей информации, необходимой оператору.

Основными задачами при эмуляции АСУ ТП являются следующие:

- создание библиотеки кодов, моделирующих функционирование отдельных управляющих модулей АСУ ТП;
- точное воспроизведение всей конфигурации системы для конкретного энергоблока;
- создание базы данных точек АСУ ТП и технологических точек;
- интеграция математических моделей технологических систем станции (бойлер, система питательной воды и т.д.) с соответствующими частями АСУ ТП, контролирующими их работу;
- эмуляция графических экранов ОС.

ло какое-либо полезное описание, и при написании кодов приходилось руководствоваться лишь общими соображениями и результатами функционирования этих модулей на блоке. Поэтому окончательная отладка этих кодов происходит уже при интеграции эмулятора АСУ ТП с математическими моделями технологических систем энергоблока (турбины, бойлера, питательной воды и т.д.).

Таким образом важнейшим элементом разработки эмулятора каждой конкретной АСУ ТП является создание библиотеки кодов по всем контролирующим (управляющим) модулям АСУ ТП энергоблока. При эмуляции *MAX 1000 Control System* реализованы математические модели для 90 подобных модулей, при эмуляции *WDPF Distributed Control System* – для 45, *ABB Control System PROCONTROL P* – для 75 модулей.

## ВОСПРОИЗВЕДЕНИЕ КОНФИГУРАЦИИ АСУ ТП

Итак, АСУ ТП энергоблока состоит из управляющих модулей. Выходы одних управляющих модулей являются входами других, а группы модулей образуют управляющий цикл, контролирующий определенное оборудование энергоблока (задвигка, клапан, насос, вентилятор и т.д.). Группа управляющих циклов образует соответственно управляющий блок, ответственный уже за целую технологическую систему энергоблока (например, турбину, бойлер и т.п.). В последовательной цепочке модулей предусмотрена специальная обратная связь на тот случай, если оператор управляет теми или иными модулями вручную. Она означает автоматическую корректировку выходов предшествующих в цепочке модулей так, чтобы управляющая операция выполнялась без скачка выходного параметра модуля (например, при переходе от ручного к автоматическому управлению и т.д.). Управляющие блоки обмениваются между собой данными и, таким образом, АСУ ТП образует одно единое целое, в котором управление одними системами тесно связано с работой других.

Следовательно, еще одной важной задачей эмуляции АСУ ТП является точное воспроизведение ее конфигурации.

Задача эта решается по-разному в зависимости от того, в каком виде была предоставлена информация по конфигурации АСУ ТП, а также от того, какие требования Заказчик предъявлял к тренажеру.

- Информация по *MAX 1000 Control System* была предоставлена в виде электронной базы данных с возможностью распечатки ее в виде диаграмм. При эмуляции системы в рамках технологии *SimPort* разработана библиотека инструментов *MAX Control Tool* и *Ladder Logic Tool*, в состав которой входят модели функциональных блоков и релейных цепей управления и защит. Эта библиотека использовалась для моделирования всех расчетных схем и разработки функции моделирования АСУ ТП.

- Информация по *WDPF Distributed Control System* была предоставлена в виде файлов исходных кодов, содержащих базу данных точек и конфигурацию системы. По техническому заданию на тренажер *Armstrong* разработан логический транслятор, который из исход-

ных файлов создавал код функции моделирования с последовательным вызовом моделей (кодов) управляющих модулей в том порядке, в котором они находятся в конфигурационном файле.

- Конфигурация *ABB Control System PROCONTROL P*

## ИНТЕГРАЦИЯ МАТЕМАТИЧЕСКИХ МОДЕЛЕЙ ТРЕНАЖЕРА С ЭМУЛЯТОРОМ АСУ ТП

Наличие АСУ ТП на энергоблоке и, соответственно, ее эмулятора в составе тренажера значительно усложняет процесс отладки математических моделей технологических систем станции, поскольку АСУ ТП «пронизывает» работу всего оборудования, и состояние одних систем влияет на управление другими. Поэтому разработчики моделей технологических систем энергоблока зачастую сталкивались с серьезными проблемами комплексной отладки и тестирования моделей в составе тренажерного комплекса, причины которых так или иначе связаны с эмулятором АСУ ТП. В числе этих причин как неправильное конфигурирование в эмуляторе модулей АСУ ТП, так и неправильная реализация моделей отдельных модулей из-за отсутствия точного описания их работы.

Общее количество параметров ввода/вывода (IO) для эмулятора АСУ ТП тренажера *Sherco* составило 8000, тренажера *Armstrong* – 4000, *Arnot* – 7000.

Взаимодействие между математическими моделями технологических систем энергоблока и эмулятором АСУ ТП осуществляется в тренажере с помощью спе-

циальных промежуточных объектов (ПО) по прямой и обратной схемам:

- {память модели → ПО → память АСУ ТП};
- {память АСУ ТП → ПО → память модели}.

Перед началом работы эмулятора АСУ ТП данные модели энергоблока копируются в ПО, где они с помощью специальной IO-задачи (IO-TASK) нормируются в соответствии с системами единиц измерения, принятыми в АСУ ТП (например, в системе *ABB Control System PROCONTROL P* в основном приняты проценты). Заметим, что при эмуляции АСУ ТП необходимо строго придерживаться принятых в ней систем единиц, так как с ними связаны все пределы и коэффициенты, «зашитые» в модулях АСУ ТП. Кроме того, например, для эмулятора системы *ABB Control System PROCONTROL P* в ПО вычисляются дополнительные входные точки (например, аналоговые величины преобразуются в цифровые: >MAX1, <MAX1, >MIN1, <MIN1), после чего преобразованные входные данные копируются в память эмулятора. После завершения работы эмулятора АСУ ТП выходные данные из его памяти через ПО копируются в память моделей.

## ЭМУЛЯЦИЯ ГРАФИЧЕСКИХ ЭКРАНОВ ОС

Важнейшей задачей является эмуляция экранов операторской станции АСУ ТП, при помощи которых оператор осуществляет мониторинг и контроль работы энергоблока. Например, все управление энергоблоком станции *Arnot* осуществляется только через графические экраны системы *ABB Control System PROCONTROL P*. Поэтому при создании тренажера необходимо воспроизведение всех возможностей ОС АСУ ТП. Каковы же основные функциональные возможности ОС АСУ ТП, реализованные в эмуляторе?

- ОС позволяет выводить информацию о любом параметре, контролируемом АСУ ТП (текущее значение, описание, единицы измерения, уставки, приоритет сигналов отклонения и т. д.).
- ОС поддерживает различные виды экранов, включая динамические рисунки, окна ввода значений (например, типа «изменить уставку») или окна для выполнения определенных операций (например, «зажечь горелку»).
- Экраны ОС имеют иерархическую структуру от главного экрана к экранам технологических систем и подсистем энергоблока.
- ОС позволяет выводить графики для заранее выбранных параметров, списки сигналов отклонений (выход за пределы уставок), распечатывать на принтере эти списки, а также текущий открытый экран или список действий оператора. Для формирования списка тревожных событий специальная задача, моделирующая сигнализацию (Alarm-TASK), после завершения работы

эмулятора АСУ ТП «проходит» по всем контролируемым параметрам и проверяет их значения. Кроме того, в базе данных экранов ОС могут содержаться простые логические операции (например, если параметр равен '0', выводить строку «Normal», '1' – «Alarm»).

Следует заметить, что при эмуляции экранов систем *WDPF Distributed Control System* и *ABB Control System PROCONTROL P* на начальном этапе приходилось пользоваться только технической документацией с описанием различных типов экранов и специальных графических функций, а также распечатками экранов. В дальнейшем графические эмуляторы отлаживались в процессе тест-процедуры совместно с операторами энергоблока и непосредственно на самом энергоблоке.

Задача эмуляции графических экранов АСУ ТП решалась по-своему на каждом тренажерном проекте.

- По техническому заданию на тренажер для энергоблока *Sherco* (АСУ ТП *MAX 1000 Control System*) Заказчик предоставлял 4 компьютера с графическими экранами ОС (*GP-экранами*) АСУ ТП, и поэтому в тренажере необходимо было обеспечить лишь передачу данных между экранами и технологией *SimPort*. Правда, «по вине» все той же политики нераспространения технологии, протоколы обмена данных предоставлены не были, поэтому на расшифровку этих протоколов усилий потребовалось не меньше, чем на расшифровку шумерских глиняных табличек. В дальнейшем, при модернизации тренажера, с использованием графических воз-

возможностей *SimPort* было дополнительно «нарисовано» 73 GP-экрана АСУ ТП. В качестве примера на рис. 3 изображен экран *MAX 1000 Control System* для контроля скруббера.

• Исходная конфигурация экранов АСУ ТП *WDPF Distributed Control System* хранится в файлах в текстовом виде на специально разработанном языке векторной графики. По техническому заданию на тренажер для энергоблока *Armstrong* разработан графический

транслятор, который из этих файлов создавал экраны в формате ОС технологии *SimPort*.

• Для эмуляции экранов АСУ ТП *ABB Control System PROCONTROL P* разработана внешняя программа, которая запускается технологией *SimPort* и обменивается данными с ней по стандартному протоколу. Графический эмулятор АСУ ТП работает со специальной базой экранов и поддерживает все функциональные возможности экранов системы.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Технология *SimPort* позволяет создавать сложнейшие моделирующие системы, в том числе полномасштабные тренажеры энергоблоков, на передовом мировом технологическом уровне. В рамках данной технологии решена сложнейшая в силу ряда причин задача полномасштабной эмуляции АСУ ТП. Подтверждением эффективности и уровня технологии являются беспрецедентно малые трудозатраты (как минимум вдвое более низкие, чем для известных разработок подобного уровня) по созданию полномасштабных дисплейных тренажеров энергоблоков с АСУ ТП, соответствующих современным стандартам тренажеров для АЭС и уровню, включая объем моделирования, их лучших образцов. Следует еще раз особо подчеркнуть факт разработки, в рамках создания тренажеров, эмуляторов АСУ ТП энергоблоков, отсутствующих на большинстве энергоблоков АЭС. Дополнительным подтверждением эффективности технологии является также факт разработки эмуляторов АСУ ТП в условиях ограниченности информации и без привлечения экспертов от фирм-разработчиков систем управления.

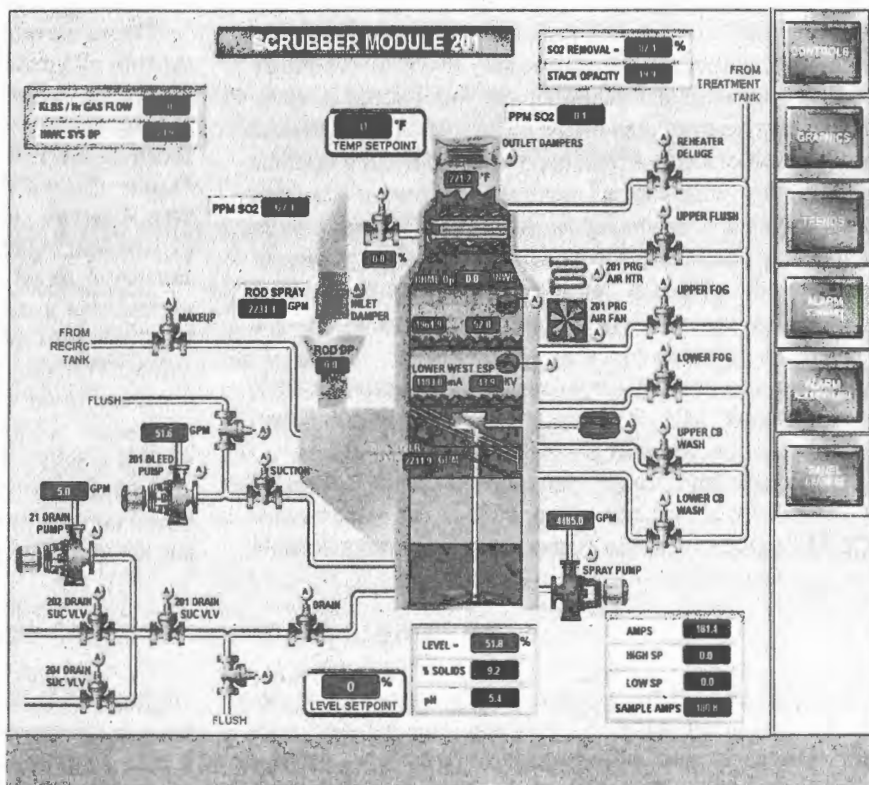


Рис. 3. Внешний вид экрана управления скруббером АСУ ТП *MAX 1000 Control system*

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гаврилов Д.В., Кишиневский Д.В., Масанов А.О. и др. Автоматизированная система моделирования *SimPort*. - ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2000, вып. 3, с. 32-44.

2. Монсеев И.А., Масанов А.О., Янушевич Д.И. и др. Комплекс теплогидравлических кодов технологии *SimPort* как инструмент создания тренажеров и анализаторов безопасности энергоблоков. - Теплогидравлические коды для энергетических реакторов (разработка и верификация). - Сборник тезисов докладов на отраслевой конференции «Теплофизика-2001». Обнинск, 2001, с. 146-148.

3. Кишиневский Д.В., Масанов А.О., Зенков А.Д. и др. Автоматизированная инструментальная система АИС: опыт внедрения. - В кн.: Вторая международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». Москва, ВНИИАЭС, 22-23 марта, 2001. Часть 2. Стендовые доклады. - М.: ЭНИЦ ВНИИАЭС, 2001, с. 240-243.

4. Яковлев К.Г., Малкин С.Д., Ракитин И.Д. и др. Автоматизированная интерактивная система создания математических моделей для тренажеров и анализаторов. - ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1999, вып. 2, с. 127-130.

5. Зенков А.Д., Липов М.Ю., Малкин С.Д. и др. Анализаторы и моделирующие комплексы для проектантов и конструкторов. - ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1999, вып. 2, с. 45-50.

6. Данилов В.А., Кишиневский Д.В., Янушевич Д.И. и др. Опыт разработки эмуляторов АСУ ТП для тренажеров. - В кн.: Вторая международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». Москва, ВНИИАЭС, 22-23 марта, 2001. Часть 2. Стендовые доклады. - М.: ЭНИЦ ВНИИАЭС, 2001, с. 229-235.

Статья поступила в редакцию 12 ноября 2001 г.  
Вопросы атомной науки и техники.  
Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 4, с. 59 - 64.

## КОМПЬЮТЕРНАЯ ТЕХНОЛОГИЯ *SimPort* И КОМПЛЕКС ПРИКЛАДНЫХ КОДОВ КАК ИНСТРУМЕНТ СОЗДАНИЯ ТРЕНАЖЕРОВ И МОДЕЛИРУЮЩИХ КОМПЛЕКСОВ ЭНЕРГОБЛОКОВ

Д.И. Янушевич, В.А. Данилов, А.Д. Зенков, М.Ю. Липов, С.Д. Малкин,  
А.А. Махонько, А.О. Масанов, И.А. Моисеев, И.Д. Ракитин,  
РНИЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Представлен комплекс прикладных кодов как инструментов компьютерной технологии *SimPort*. Рассмотрены основные характеристики технологии Windows NT-реализации разработанной в РНИЦ «Курчатовский институт» технологии АИС создания моделирующих систем, в том числе тренажерных. Кратко представлены реализованные на базе технологии *SimPort* разработки. Представленные прикладные инструменты обеспечивают моделирование практически всех систем энергоблока и в значительной степени автоматизируют создание для него комплексной моделирующей системы, существенно сокращая в конечном итоге трудозатраты и повышая качество разработки. Подтверждением эффективности и уровня технологии являются беспрецедентно малые трудозатраты (как минимум вдвое более низкие, чем для известных разработок подобного уровня) по созданию и модернизации тренажеров, соответствующих современным стандартам тренажеров для АЭС и уровню, включая объем моделирования, их лучших образцов.

***SimPort* COMPUTER TECHNOLOGY AND CODES SYSTEM AS A TOOL FOR SIMULATORS AND MODELING SYSTEMS DEVELOPMENT. D.I. YANUSHEVICH, V.A. DANILOV, A.D. ZENKOV, M.Y. LIPOV, S.D. MALKIN, A.A. MAKHONKO, A.O. MASANOV, I.A. MOISEEV, I.D. RAKITIN.** This paper presents the applied codes system as a tool of the *SimPort* computer technology. The paper describes basic characteristics of the *SimPort* as a Windows NT-based implementation variety of the developed in RRC "Kurchatov Institute" math modeling and simulator creation AIS technology. Some of the developed with the aid of the *SimPort* technology products are presented in the paper briefly. The presented applied tools provide practically a math modeling of all the power plant systems and introduce to a great extent an automation into the power plant complex modeling system development. Such the automation drastically reduces labor expenditures and raises quality of the modeling systems' development as result. The presented technology quality and efficiency were verified by the smallest man-hours (at least twice lower in comparison with the similar simulators) of power plant simulators development and upgrade and by the simulators correspondence to the standard and the best quality of nuclear power plant simulators.

### ВВЕДЕНИЕ

*SimPort* [1-3] является Windows NT-ориентированной реализацией разработанной в РНИЦ «Курчатовский институт» технологии АИС [3-5], предназначенной для создания моделирующих систем различного класса и назначения, включая тренажеры, анализаторы безопасности и моделирующие комплексы для объектов тепловой и ядерной энергетики.

В основе технологии лежит идеология *ELUD* (Easy to Learn, Use and Develop), основополагающие принципы которой можно сформулировать следующим образом:

- создание коллективом разработчиков сложных математических моделей и программ в режиме рисования объектов и связей между ними на экране дисплея с автоматической мгновенной привязкой изображений к моделям объектов или элементов сложного объекта;
- внесение специалистами-технологами изменений в математические модели без приостановки процесса моделирования, то есть в режиме NON-STOP;
- легкая адаптация математических моделей (с предоставлением заказчику возможности ее выполнения) к изменениям и модификациям объектов моделирования;
- автоматизированная интеграция математических моделей систем по мере разработки проекта.

Эти принципы определили необходимость разработки в рамках технологии пакета прикладных компьютерных кодов [2], обладающих свойствами, в максимальной степени способствующими автоматизации и

тем самым значительному снижению трудозатрат, повышению рентабельности и качества при создании сложных моделирующих систем, каковыми являются тренажеры и анализаторы безопасности энергоблоков.

Свидетельством успешного решения этой задачи являются внедрение технологии на мировом рынке тренажеров [1-3] и реализация на ее основе целого ряда коммерческих проектов, осуществленных при содействии американских компаний SAIC, DS&S и Western Services Corp.

Разработаны и сданы Заказчику полномасштабные дисплейные тренажеры с эмуляторами АСУ ТП для 3-х тепловых энергоблоков (*Sherco2* и *Armstrong*, США; *Arnot*, ЮАР), выполнена модернизация тренажеров для 9-и ядерных энергоблоков (*Hatch*, *Vermont Yankee*, США; *Bradwell*, *Dungeness A*, *Hinkley Point A*, *Oldbury*, *Sizewell A*, *Wylfa*, *ChapelCross*, Великобритания). Кроме того завершается разработка проектов локального тренажера центрального щита управления электрической частью первой очереди *Ленинградской АЭС* и аналитического тренажера для 3-го блока *Челябинской ТЭЦ*.

Авторы выражают благодарность А.В. Артемьеву, Д.В. Гаврилову, С.В. Жигунову, О.В. Козлову, И.В. Крючкову, В.В. Шалю, внесшим существенный вклад в разработку прикладных кодов технологии *SimPort*, а также менеджерам компаний DS&S и Western Services Corp. У. Аши и Г. Утмелидзе, содействовавшим внедрению технологии и ее продвижению на рынке тренажеров.

## ОСНОВНЫЕ ТЕХНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ТЕХНОЛОГИИ SimPort

К числу основных характеристик и отличительных черт технологии в плане создания интегральных расчетных кодов и моделирующих комплексов можно отнести следующие.

- В *SimPort* принят структурированный подход к данным. Данные, описывающие тот или иной физический объект, организуются в виде структур-типов. Количество различных типов не ограничено.
- Математические модели однородных физических подсистем реализованы в виде функций моделирования.
- Технология предоставляет для разработчика этих функций язык моделирования (расширение языка C), основанный на специализированных конструкциях, облегчающих доступ к типам и их моделирование.
- В технологии сделан акцент на так называемое "графическое программирование". Расчетная схема моделируемой системы просто "рисуеться" в среде специального графоаналитического редактора технологии. Схемы и одновременно с ними модели строятся из объектов определенных (предварительно разработанных) типов. Данные о "нарисованной" модели объединяются в так называемую книгу. Необходимые для функционирования вновь созданной сложной модели функции моделирования "назначаются" на книгу.
- Функция моделирования, обрабатывающая те или иные данные (книги), не зависит от объема этих данных. Одна и та же функция моделирования может обрабатывать как книгу, состоящую из одного объекта, так и книгу, состоящую из множества подобных объектов.
- Технология позволяет объединять отдельные книги в ещё более сложные книги. Так производится интеграция сложных систем.
- Отдельные системы (например, какой-либо тепло-гидравлический контур, система управления оборудо-

ванием этого контура и т.п.), реализованные в виде книг, могут разрабатываться на разных компьютерах и разными людьми, что обеспечивает параллельность выполнения работ.

- Технология поддерживает преемственность разработок. В ее среде создана богатейшая библиотека прикладных инструментов. Каждое такое *SimPort*-приложение представляет собой совокупность типов и моделирующих эти типы кодов. Эти инструменты могут быть использованы для разработки новых систем. Все инструменты хорошо отлажены, что позволяет разработчику избежать ошибок и излишних трудозатрат при моделировании.
- Технология является открытой, позволяя интегрировать реализованные в ее среде модели с ранее разработанными и верифицированными кодами, созданными вне технологии *SimPort*.
- *Станция Инструктора* как часть технологии позволяет инструктору с помощью удобного графического интерфейса производить эффективный контроль тренировочного процесса на тренажерах, разработанных на основе технологии *SimPort*.
- Технология обладает мощной системой визуализации для отображения результатов моделирования. Это могут быть графики, таблицы, просто численные значения, а также специальные динамические объекты [1].
- Технология позволяет "привязывать" к готовой модели наглядное изображение объекта моделирования (фотография, рисунок и т.п.) с отображением на его фоне соответствующих результатов моделирования.
- Технология позволяет работать с внешними по отношению к ней программами и предоставляет возможность обмена данными с ними по стандартным и специальным протоколам.

## КОМПЛЕКС ПРИКЛАДНЫХ КОДОВ ТЕХНОЛОГИИ SimPort

В качестве программного наполнения технологии *SimPort* разработан комплекс кодов [2] для реализации моделирующих систем и тренажерных комплексов энергетических объектов различного назначения, включая тепловые и атомные электростанции. Здесь следует понимать коды как нечто большее, чем просто расчетные коды. Это инструменты технологии *SimPort* или *SimPort*-приложения. Каждый такой инструмент подчинен общей объектно-ориентированной идеологии, суть которой заключается прежде всего в описании объекта моделирования в виде некой формальной структуры, состоящей из связанных между собой объектов различных *типов*. Именно *типы* объектов являются материалом построения компьютерного образа объекта моделирования и, таким образом, определение *типов* как микрообъектов моделирования и является основой идеологии *SimPort*-приложения. Что касается собственно расчетного кода *SimPort*-приложения, то главным его качеством является гибкость топологии, т.е. способность выполнять расчет произвольной системы определенной для данного приложения физической при-

роды и состоящей из связанных между собой объектов определенных для данного *SimPort*-приложения *типов*.

Задание исходных данных для моделирования («сборка» модели) как в части задания расчетной схемы, так и в части физических параметров (в том числе начальных данных) происходит в среде специального графоаналитического редактора. Задание расчетной схемы более всего походит на «рисование» расчетной схемы из неких заготовок-шаблонов, являющихся графическими образами *типов* объектов, определенных для данного *SimPort*-приложения. «Рисование» происходит по технологии "drag&drop", т.е. посредством выбора из специальных меню и простановки на экран изображений *типов*. Задание параметров объектов происходит либо по умолчанию, либо в окне параметров *типа* объекта. Особо следует подчеркнуть возможность режима NON-STOP для пользователя, т.е. возможность задания и изменения расчетной схемы объекта моделирования как в схемно-топологической части, так и в части параметров физических величин, непосредственно в режиме счета.

Таким образом главными потребительскими (пользовательскими) качествами любого *SimPort*-приложения являются:

- графическое задание и редактирование расчетной схемы объекта моделирования;
- гибкая топология как характеристика кода *SimPort*-приложения;
- возможность редактирования расчетной схемы как в схемно-топологической части, так и в части параметров физических величин в режиме NON-STOP;
- возможность наблюдения за всеми параметрами моделируемого объекта непосредственно во время счета как в виде численных значений, так и в виде таблиц и графиков.

Ниже представлены реализованные инструменты технологии *SimPort*.

**Теплогидравлический инструмент KOBRA** как *SimPort*-приложение является новой версией известного и положительно зарекомендовавшего себя в атомной энергетике кода *KOBRA* [6], предназначенного для моделирования нестационарных процессов в произвольных теплогидравлических сетях с двухфазным пароводяным теплоносителем в термически неравновесном и механически негомогенном приближении. С момента своего создания в 1988 г. код обладал целым рядом бесспорных преимуществ, которые сейчас принято относить к характеристикам теплогидравлических кодов нового поколения [7]. Среди них:

- ориентация на физически обоснованную математическую модель и эффективные методы ее численной реализации;
- адекватное моделирование физических процессов и надежность, достигнутые за счет широкомасштабной верификации и тестирования;
- модульная структура функционального наполнения;
- способность решения задач в режиме гибкой топологии, суть которого состоит прежде всего в моделировании кодом произвольной теплогидравлической сети;
- переносимость, подтвержденная внедрением кода в целом ряде организаций отрасли (РНЦ «Курчатовский институт», НИКИЭТ, ВНИИЭФ, ЛАЭС) в среде различных операционных систем и вычислительных платформ;
- интегрируемость, подтвержденная использованием кода как теплогидравлической базы целого ряда сложных программных комплексов, таких как *STEPAN/KOBRA* [8-11], *READY* [12, 13] (совместно с трехмерным нейтроннофизическим нестационарным кодом *NEU* [14], разработанным во ВНИИЭФ), полномасштабный и аналитический тренажеры третьего энергоблока [11, 15, 16], а также разрабатываемый в настоящее время полномасштабный тренажер первого энергоблока ЛАЭС.

Кроме того, в первую же версию кода была заложена объектно-ориентированная идеология, которая состоит прежде всего в описании объекта моделирования, коим является теплогидравлическая сеть, в виде некой формальной структуры, состоящей из связанных между собой объектов различных типов. Именно эта идеология позволила уже в 1988 г. реализовать упомянутый выше режим гибкой топологии решения задачи моделирования.

До настоящего времени код *KOBRA* был реализован на алгоритмическом языке FORTRAN-77 и не мог быть оптимальным образом использован в качестве составной части успешно применяемой технологии *SimPort*. Кроме того, несмотря на все свои преимущества, он обладал одним существенным недостатком – отсутствием дружественного интерфейса пользователя (например, задание данных производилось через текстовые файлы), как впрочем и все программы того времени. В новой версии кода, которая является *SimPort*-приложением, этот недостаток ликвидирован.

Таким образом сегодня мы имеем версию кода *KOBRA*, которая по своим характеристикам является кодом нового поколения и, кроме того, инструментом новейшей технологии *SimPort*.

Объектом моделирования для кода *KOBRA* является *теплогидравлическая сеть*, которая может быть представлена в общем случае в виде некоторого множества *участков* тракта теплоносителя, каждый из которых можно охарактеризовать некоторым набором физических параметров с общими для всего участка значениями, и *соединений* этих участков между собой. При этом смысл *соединения участков* – это перенос массы теплоносителя между участками, а само *соединение* – это гидравлическое сопротивление (клапаны, дроссели и т.д., т.е. местные сопротивления различного типа) и/или источник давления (один или несколько насосов), если таковой имеется между смежными участками сети. При этом, вообще говоря, *соединение* – это совокупность (множество) “параллельно включенных” идентичных соединений, называемых *каналами* соединения.

В некоторых случаях совокупность участков разбиения физически представляет собой *одномерный теплогидравлический канал*, который может быть описан в одномерном пространственном приближении; такие участки по своей сути являются расчетными *ячейками* разбиения *одномерного теплогидравлического канала*. При этом понятие *одномерного теплогидравлического канала* объединяет совокупность “параллельно включенных” идентичных каналов.

Пространственные границы тракта теплоносителя моделируемой сети и ее связь с другими объектами моделирования по току теплоносителя представляют собой *граничные условия* для сети.

Кроме того, важнейшим элементом теплогидравлической сети является помещенное в поток теплоносителя теплообменное оборудование с внутренним тепловыделением (например, твэлы) или без него (например, теплообменные трубы). При этом *участок* тракта теплоносителя может моделировать как один из контуров теплообменника целиком, так и его часть – необходимо лишь адекватно рассчитывать тепловой поток в теплоноситель этого *участка* тракта. Соединение смежных (связанных теплообменным оборудованием) *участков* тракта имеет смысл *теплового соединения*, т.е. переноса тепла между *участками*, и является термическим сопротивлением.

В модели теплогидравлического кода *KOBRA* также отдельно заложен случай осесимметричного теплообменного элемента кольцевого или стержневого поперечного сечения с пренебрежимо малыми осевыми пе-

решетками тепла, помещенного в поток теплоносителя *одномерного теплогидравлического канала*. Такой элемент можно разбить в осевом направлении на отдельные элементы, связанные с ячейками разбиения *одномерного теплогидравлического канала*. Каждый такой элемент в поперечном сечении моделируется одномерным нестационарным уравнением теплопроводности и представляет собой некую одномерную пространственную структуру, которую в дальнейшем будем называть *одномерным теплообменным элементом*, являющуюся множеством последовательно соединенных и таким образом связанных между собой *теплопередающих элементов*. *Теплопередающий элемент* в свою очередь представляет собой последовательную совокупность *ячеек разбиения теплопередающего элемента*. Соединения *теплопередающих элементов* между собой и (если таковые имеются) со смежной *ячейкой* разбиения *одномерного теплогидравлического канала* терминологически являются *тепловыми связями*. Физический смысл *тепловой связи* – это перенос тепла между *теплопередающими элементами* или между *теплопередающим элементом* и смежной с ним *ячейкой* разбиения *одномерного теплогидравлического канала*. Сама же *тепловая связь* – это, соответственно, термическое сопротивление и/или теплоотдача на поверхности теплообмена.

На основе рассмотрения объекта моделирования определен перечень *типов* объектов моделирования теплогидравлической сети при реализации кода *KOBRA* как *SimPort*-приложения. При этом расчетная схема моделируемой теплогидравлической сети для упрощения терминологии будет в дальнейшем называться (аналогично принятой ранее терминологии [6]) *графом*, основными элементами которого являются:

- *узел* – моделируемый *участок* тракта теплоносителя, не входящий в состав *одномерного теплогидравлического канала*;
- *граничный узел* – элемент *графа*, моделирующий краевое условие для моделируемой теплогидравлической сети;
- *ребро* – *соединение* смежных *участков* тракта теплоносителя, не входящих в состав *одномерного теплогидравлического канала*. Каждый из множества “параллельно включенных” идентичных каналов такого *соединения* называется *каналом ребра*;
- *распределенное ребро* – совокупность *участков* тракта теплоносителя, составляющих *одномерный теплогидравлический канал* и называемых *ячейками распределенного ребра*, их *соединений*, называемых *связями распределенного ребра*, между собой и со смежными с ними *участками* тракта теплоносителя, не входящими в состав *одномерного теплогидравлического канала*. Каждый из совокупности “параллельно включенных” идентичных каналов, объединенных понятием *одномерного теплогидравлического канала*, имеет термин *канал распределенного ребра*;
- *тепловое ребро* – *тепловое соединение* смежных (связанных теплообменным оборудованием) *участков* тракта теплоносителя, не входящих в состав *одномерного теплогидравлического канала*;
- *распределенное тепловое ребро* – совокупность последовательно связанных *теплопередающих элементов*,

составляющих *одномерный теплообменный элемент*, их *соединений* (называемых *связями распределенного теплового ребра*) между собой и со смежными с ними *ячейками* разбиения *одномерного теплогидравлического канала*.

Следует также отметить, что *ребро* и *распределенное ребро* являются ориентированными, т.е. направленными от *входного узла* или *граничного узла* к *выходному узлу* или *граничному узлу*. *Распределенное тепловое ребро*, которое описывает поперечное сечение осесимметричного теплообменного элемента кольцевого или стержневого поперечного сечений с пренебрежимо малыми осевыми перетечками тепла, помещенного в поток теплоносителя *одномерного теплогидравлического канала*, также является ориентированным и направленным “в сторону увеличения радиуса”.

Представленная выше структура (*граф*) описывается системой нестационарных уравнений сохранения [6], моделирующих динамику теплогидравлической сети. С точки зрения этой системы, модели некоторого оборудования теплогидравлической сети, в которое входят гидравлические клапаны различного типа, насосы, теплообменники и т.д., являются замыкающими соотношениями для основной системы уравнений. Такие модели являются достаточно универсальными и часто применяемыми и поэтому включены в библиотеку теплогидравлического инструмента *KOBRA*. В случае применения таких моделей они должны быть поставлены в соответствие тому элементу расчетной схемы (или *графа*), для которого они применяются. В терминологии технологии *SimPort* определить такое соответствие – это *наклеить* модель или реализуемый ею *тип* объектов. В числе таких *наклеиваемых типов*: *насос*, *мощностная характеристика насоса*, *гидравлический клапан*, *обратный гидравлический клапан*, *характеристика гидравлического клапана*, *неконденсируемый газ* (моделирует состояние неконденсируемых газов в *узлах* сети, моделирующих двухфазный бак) и др.

Базис модели динамики теплогидравлической сети составляют:

- система дифференциальных уравнений в частных производных, описывающая законы сохранения массы, импульса и энергии теплоносителя для входящих в состав сети *одномерных теплогидравлических каналов (распределенных ребер)*;
- система обыкновенных дифференциальных уравнений сохранения массы, импульса и энергии для сети “в целом” (т.е. для системы *узлов* и *ребер*);
- одномерное нестационарное уравнение теплопроводности для расчетного сечения теплообменного элемента с внутренним тепловыделением в общем случае (т.е. для *распределенных тепловых ребер*);
- точечное уравнение теплопроводности для *теплого ребра*, т.е. для теплообменного оборудования *участков* тракта теплоносителя, не входящих в состав *одномерного теплогидравлического канала*;
- система замыкающих соотношений.

Математическая модель и ее численная реализация представлены в работе [6] достаточно полно за исключением реализованного позднее, но существенного с функциональной точки зрения расширения, коим явля-

ется точечное уравнение теплопроводности для *теплового ребра*, т.е. для теплообменного оборудования участков тракта теплоносителя, не входящих в состав *одномерного теплогидравлического канала*. Уравнение теплопроводности для температуры стенки элемента такого оборудования имеет следующий вид:

$$\frac{M_w \cdot C_p \cdot dT_w}{dt} = F \cdot (q_1 - q_2).$$

Здесь  $C_p$  – теплоемкость, кДж/(кг·°C);  $M_w$  – масса стенок труб, кг;  $q_1, q_2$  – тепловые потоки от теплоотдающего теплоносителя (теплоноситель 1) к стенке и от стенки к теплопринимающему теплоносителю (теплоноситель 2), соответственно, кВт/м<sup>2</sup>;  $T_w$  – средняя постоянная (по поверхности) температура стенки, °C;  $F$  – площадь поверхности теплообмена, м<sup>2</sup>.

Уравнение теплового баланса между теплоносителем 1 (пар) и стенкой имеет вид:

$$C_p \cdot G_1 \cdot dT = -k_1 \cdot (T - T_w) \cdot df.$$

Здесь  $G_1$  – расход теплоносителя 1, кг/с;  $df$  – площадь элемента поверхности стенки, м<sup>2</sup>;  $T$  – температура теплоносителя 1, °C;  $k_1$  – средний коэффициент теплоотдачи, кВт/(м<sup>2</sup>·°C).

Это же уравнение при помощи замены  $T_d = T - T_w$  может быть записано в виде:

$$\frac{dT_d}{T_d} = -k_1 \cdot \frac{df}{C_p \cdot G_1}.$$

Решение этого уравнения относительно  $T_d$  позволяет в итоге получить выражение для потока тепла от теплоносителя 1 к стенке в виде:

$$q_1 = \frac{1}{F} \int_0^F k_1 \cdot T_d \cdot df = \frac{1}{F} \cdot k_1 \cdot (T_{in,1} - T_w) \int_0^F e^{-\frac{k_1 f}{C_p \cdot G_1}} \cdot df = \frac{C_p \cdot G_1}{F} \cdot (T_{in,1} - T_w) \cdot \left[ 1 - e^{-\frac{k_1 F}{C_p \cdot G_1}} \right]$$

Здесь  $T_{in,1}$  – температура теплоносителя 1 на входе, °C. Аналогичное выражение для  $q_2$  имеет вид:

$$q_2 = \frac{C_p \cdot G_2}{F} \cdot (T_{in,2} - T_w) \cdot \left[ 1 - e^{-\frac{k_2 \cdot F}{C_p \cdot G_2}} \right].$$

Здесь  $T_{in,2}$  – температура теплоносителя 2 на входе, °C.

Полученные выражения, однако, могут быть неприменимы при некоторых значениях параметров (например, при  $G_1=0$  или  $G_2=0$ ), а также в случае наличия фазового перехода для теплоносителя 1 и/или 2.

При наличии фазового перехода, например, для теплоносителя 1 (пар) можно определить величину поверхности теплообмена зоны конвективного охлаждения пара  $f_0$ , приравняв изменение энтальпии пара от входа в теплообменник до точки начала конденсации и тепло от теплоносителя 1 к стенке ( $q_1 F$ ):

$$f_0 = \frac{C_p \cdot G_1}{k_1} \cdot \ln \frac{T_{in,1} - T_w}{T_{sat} - T_w}.$$

Здесь  $T_{sat}$  – температура насыщения, °C.

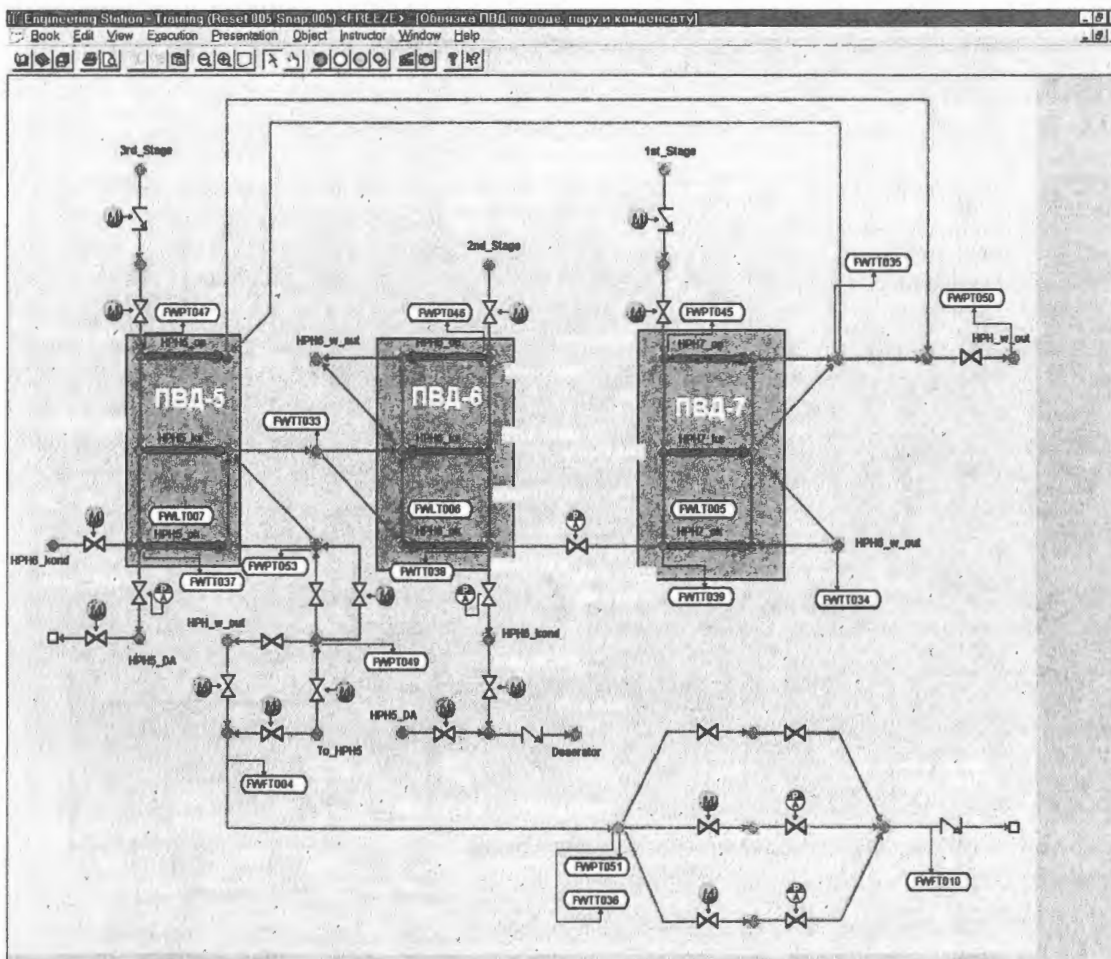


Рис. 1. Фрагмент расчетной схемы тракта питательной воды с подогревателем высокого давления тренажера Челябинской ТЭЦ 3

Тогда поток тепла на участке конденсации:  
 $q_{cond} = k_{cond} \cdot (T_{sat} - T_w) \cdot (F - f_0)$ .

Комбинируя объекты типа *тепловое ребро*, можно, не прибегая к сложным распределенным моделям, реализовать в упрощенном варианте модели такого оборудования энергоблоков, как регенеративные подогреватели высокого и низкого давления, конденсаторы паровых турбин, подогреватели сетевой воды, испарители, парогенераторы и другое теплообменное оборудование. Расчет коэффициентов теплоотдачи между стенками труб и теплоносителями происходит в соответствии с заданными для *теплового ребра* опциями, характеризующими тип теплообменника и/или режимы течения. В настоящее время реализованы следующие опции:

- теплообменник пар-вода без фазового перехода;
- теплообменник пар-вода с возможностью фазового перехода одного теплоносителя;
- теплообменник вода-вода или пар-пар.

Для моделирования, например, подогревателя высокого давления необходимо использовать все три опции: первая будет представлять собой зону охлаждения пара, вторая – зону конденсации пара, а третья – зону охлаждения дренажа. Поверхность теплообмена для каждого из *тепловых ребер* является переменной величиной и может увеличиваться и уменьшаться в зависимости от уровня конденсата в подогревателе. При полном сливе конденсата получим исчезновение зоны охлаждения дренажа и увеличение зоны конденсации пара, что будет выражаться в отсутствии теплового потока через

третье *тепловое ребро*. Такая модель является оптимальной для подогревателя высокого давления, т. к. учитывает все основные конструктивные особенности, а также возможности отклонений от нормальных режимов эксплуатации, что особенно важно для модели в составе тренажерного комплекса. На рис. 1 представлен внешний вид (в среде графоаналитического редактора) фрагмента расчетной схемы (симуляционной диаграммы) тракта питательной воды с подогревателем высокого давления тренажера Челябинской ТЭЦ 3. На схеме присутствуют объекты *SimPort*-приложений *KOBRA*, *COMPONENT*, *TRANSMITTER*.

Еще одним важным дополнением [6] является модель ступени турбины как основного элемента моделирования проточной части паровых турбин энергоблоков. В рамках этой модели весь тракт цилиндров высокого, среднего и низкого давления разбивается на участки, для которых рассчитываются теплоперепады. С учетом полученных значений теплоперепадов прочие теплогидравлические параметры по тракту турбины определяются с использованием базовой модели кода [6]. На рис. 2 представлен внешний вид фрагмента расчетной схемы тракта паропроводов и проточной части турбины тренажера Челябинской ТЭЦ 3. На схеме присутствуют объекты *SimPort*-приложений *KOBRA*, *COMPONENT*, *TRANSMITTER*.

*Инструмент TURBINE моделирования механической части турбины* позволяет производить расчеты: температур металла паропроводов, паровых задвижек, оболочек, фланцев и шпилек для цилиндров энергети-

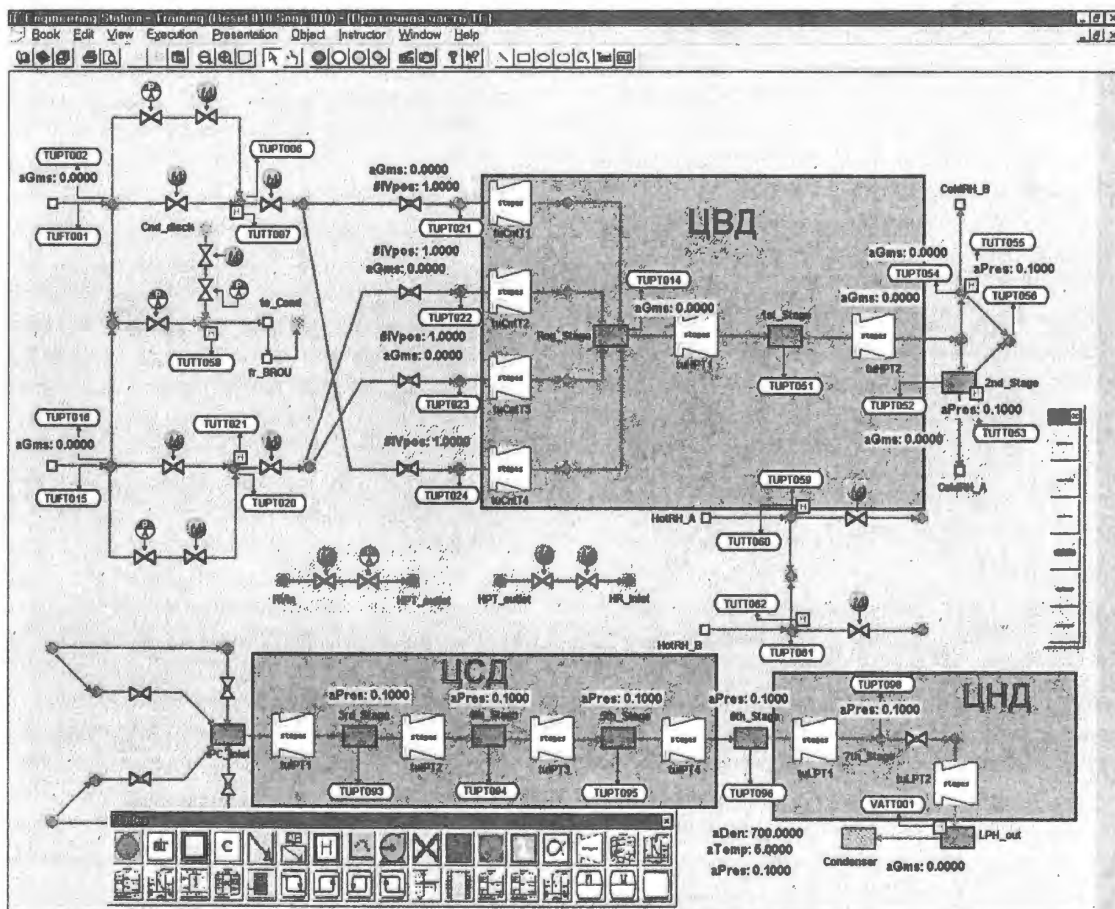


Рис. 2. Фрагмент расчетной схемы тракта паропроводов и проточной части турбины тренажера Челябинской ТЭЦ 3

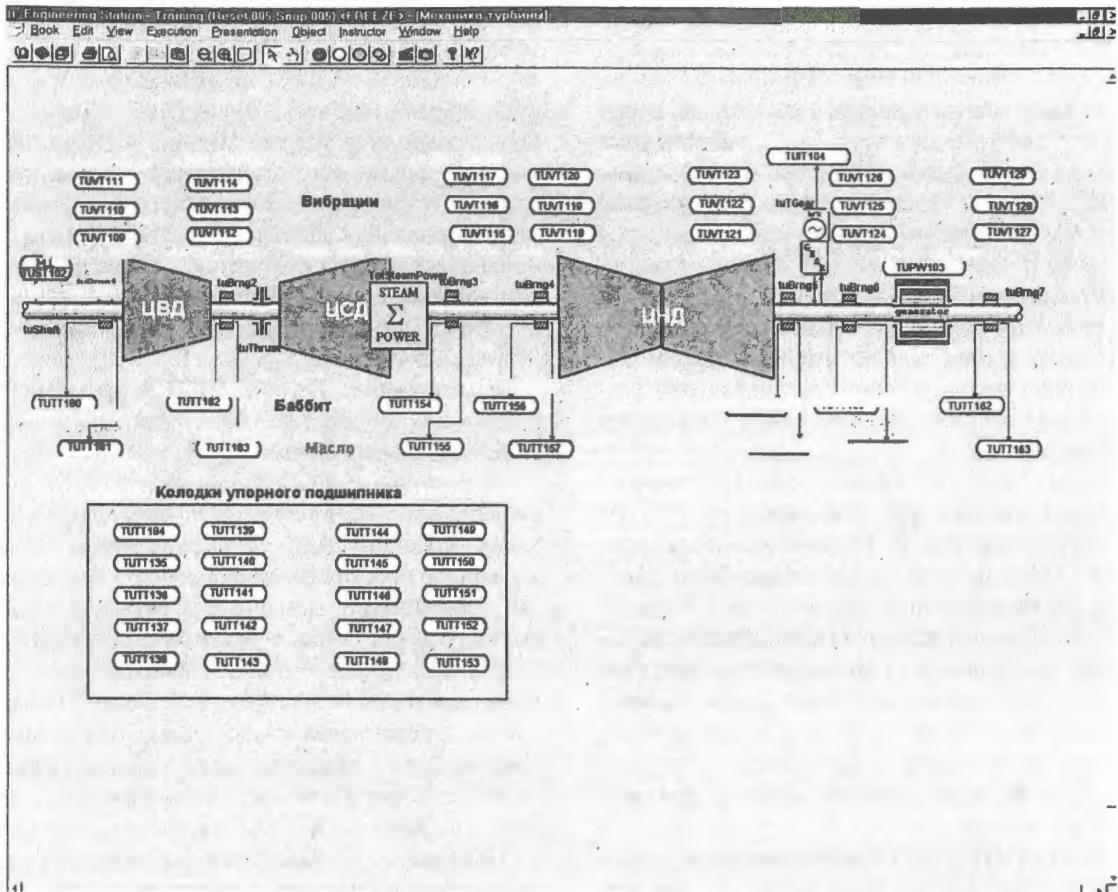


Рис. 3. Фрагмент расчетной схемы механической части турбины тренажера Челябинской ТЭЦ 3

ческих турбин; расширений ротора турбины, осевого сдвига; вибраций и температур в подшипниках; оборотов вала турбины. Кроме того, в инструмент вошли модели валоповоротного устройства, маслосистемы, системы гидроуплотнений, а также модели управления турбиной. Среди базовых уравнений рассматриваемого *SimPort*-приложения - уравнение теплопроводности для моделирования прогрева металла и уравнение моментов для вычисления оборотов. Стыковка с моделью и инструментом *KOBRA* осуществляется по тепловым потокам от теплоносителя и тепловым мощностям ступеней турбины, необходимым для расчета угловой скорости. На рис. 3 представлен внешний вид фрагмента расчетной схемы механической части турбины тренажера Челябинской ТЭЦ 3. На схеме присутствуют объекты *SimPort*-приложений *TURBINE*, *COMPONENT*, *TRANS-MITTER*.

**Теплогидравлический инструмент GAS\_NET** предназначен для моделирования нестационарных процессов в произвольных теплогидравлических сетях с газовым теплоносителем. Базовыми типами данного *SimPort*-приложения являются аналогичные базовым типам инструмента *KOBRA* *узел*, *граничный узел* и *ребро*, а также *клапан* и *газовый циркулятор*. Основу модели инструмента составляет система нестационарных обыкновенных дифференциальных уравнений сохранения массы, импульса и энергии для газовой сети.

**Инструмент LOGIC моделирования систем управления** предназначен для моделирования систем управления оборудованием и технологическими процессами, представленными в достаточно традиционной

форме логико-аналоговой функциональной схемы. Элементами такой схемы являются типовые в некотором смысле *устройства преобразования* логических и/или аналоговых входных сигналов в выходные логические и/или аналоговые сигналы и *связи* таких устройств между собой или с внешними по отношению к данной системами. При этом смысл *связи* – это коммуникация без задержки, т.е. передача логического или аналогового параметра. Формализованная расчетная схема моделируемой системы является *графом*, основными элементами которого являются:

- *узел* – *устройство преобразования* логических и/или аналоговых входных сигналов в выходные логические и/или аналоговые сигналы. При этом, если выходной сигнал для узла или *устройства преобразования* не является входным для узла того же *графа*, то такой узел определен как *выходной граничный узел графа*. Аналогично, если входной сигнал для узла или *устройства преобразования* не является выходным для узла того же *графа*, то такой узел определен как *входной граничный узел графа*;

- *ребро* - *связь устройств преобразования* между собой или с внешними по отношению к моделируемой системами, т.е. *связь* выходного сигнала одного узла или *устройства преобразования* с другим.

Искомые *граф* и его *ребра* являются ориентированными. При этом направлением *ребра* или *связи* является направление передачи сигнала от выхода предыдущего узла на вход последующего.

Базис модели данного *SimPort*-приложения составляет совокупность моделей *устройств преобразования*

логических и/или аналоговых входных сигналов в выходные логические и/или аналоговые сигналы, т.е. совокупность моделей для типов объектов, являющихся узлами графа. Каждая такая модель в общем случае представляет собой систему дифференциальных и алгебраических уравнений и уравнений булевой алгебры. Суть решения задачи для всей системы состоит в строго определенной последовательной реализации моделей каждого из узлов графа, т.е. строго последовательно для каждого узла определяются выходные сигналы по входным.

Полнота библиотеки моделей (типов объектов) данного SimPort-приложения такова, что позволяет моделировать практически любую систему управления технологическими процессами энергоблока и отдельным его оборудованием.

**Инструмент RELAY моделирования систем управления** предназначен для моделирования систем управления оборудованием и технологическими процессами, представленных в форме релейных схем, соответствующих форме проектной документации. Несмотря на то, что такая форма является менее функционально читабельной по сравнению с функциональными схемами, тем не менее зачастую такие схемы бывают единственно доступными при моделировании, и наличие подобного инструмента в библиотеке позволяет напрямую использовать проектный материал при реализации модели системы.

**Инструмент COMPONENT моделирования типовых схем управления** представляет собой библиотеку моделей схем управления исполнительными механизмами типового оборудования энергоблоков. Типами объектов данного SimPort-приложения являются в некотором смысле макро-устройства преобразования.

Инструмент является самостоятельным органическим дополнением приложений LOGIC и RELAY и позволяет значительно экономить трудозатраты при создании общей модели системы управления технологическими процессами энергоблока. На рис. 4 представлен внешний вид фрагмента тренажерной симуляционной диаграммы локальных (не входящих в состав АСУ ТП) схем управления исполнительными механизмами технологического оборудования (в частности насосов) энергоблока станции Armstrong, США. На схеме присутствуют объекты SimPort-приложений LOGIC, RELAY, COMPONENT.

**Инструмент TRANSMITTER** представляет собой библиотеку моделей типовых датчиков измерительной аппаратуры энергоблока.

**Инструмент ELECTRO** предназначен для моделирования процессов генерации, распределения и потребления электроэнергии в электрической сети. Объект моделирования представляет собой электрическую сеть как совокупность связанных электрическими соединениями устройств двух основных обобщенных типов: генераторы и потребители. Расчетная схема такой системы, как и для большинства сетевых технологических систем, представима в виде графа, основными элементами которого являются узлы, моделирующие генерирующие и потребляющие электрические устройства, и ребра, моделирующие электрические соединения.

Основными типами объектов моделируемой системы являются: генератор с постоянной ЭДС, генератор с переменной ЭДС и системой возбуждения, двух- и трехфазный трансформаторы, электрическое соединение с учетом потерь, шины высокого и низкого напряжения.

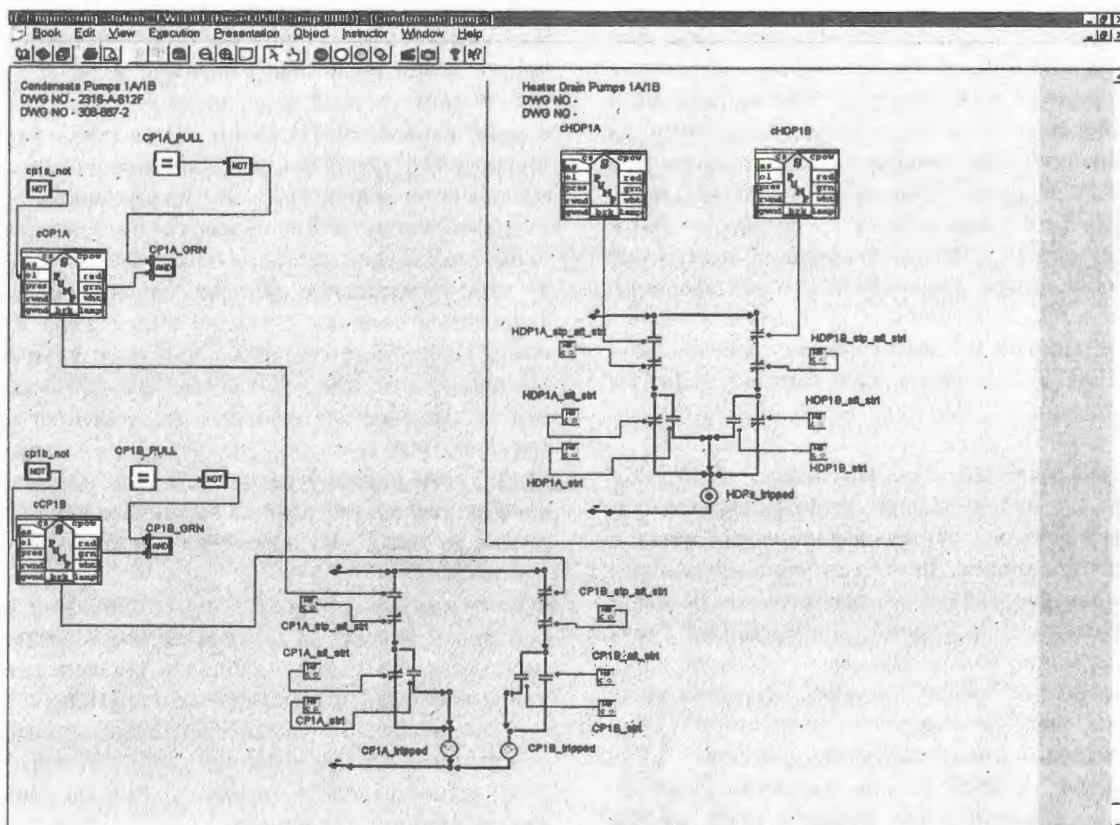


Рис. 4. Фрагмент симуляционной диаграммы локальных схем управления для тренажера энергоблока станции Armstrong, США

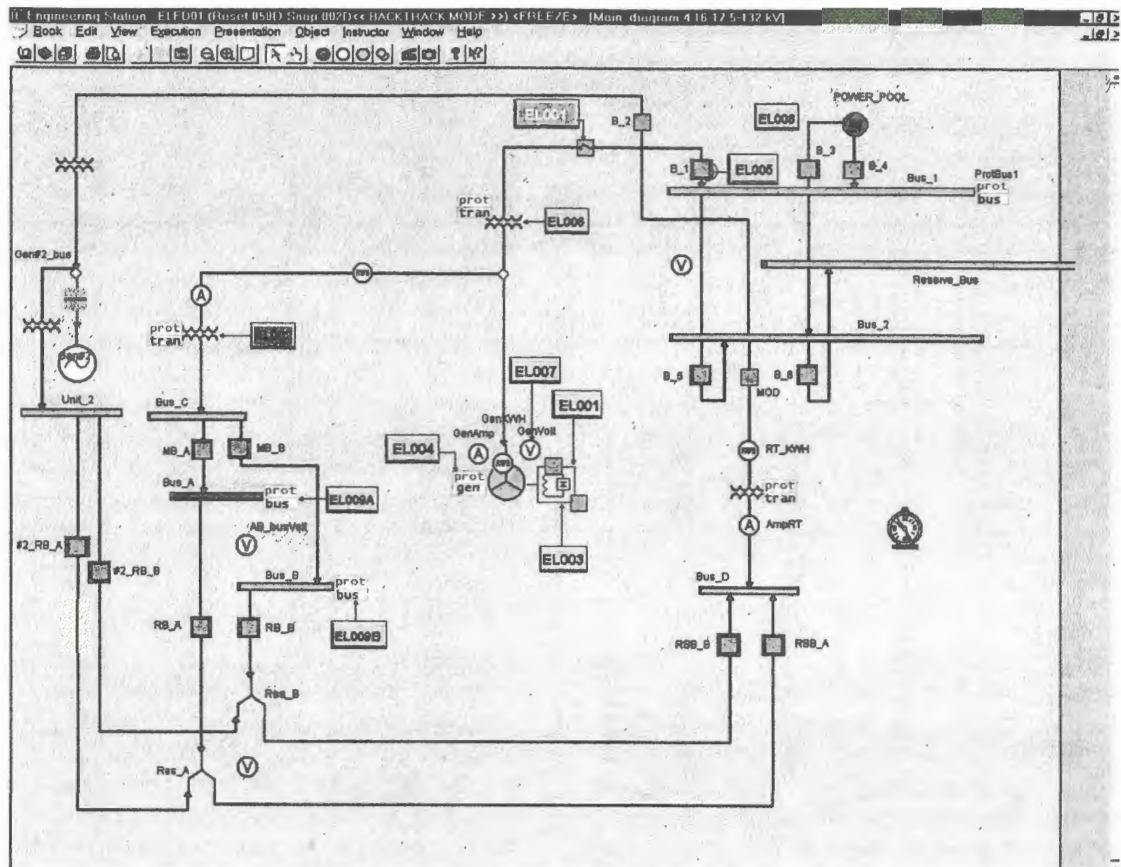


Рис. 5. Фрагмент расчетной схемы электрической части тренажера энергоблока станции *Armstrong*, США

Основными составляющими математической модели данного *SimPort*-приложения являются модели электрической сети высокого напряжения, электрического генератора, электрической нагрузки, электрической сети низкого напряжения, защиты электрической системы.

Основу модели электрической системы составляет закон Кирхгофа для электрической сети, который представляется в виде системы уравнений вида:

$$[Y] \times [V] = [I].$$

Здесь  $[Y]$  – комплексная матрица электропроводностей;  $[V]$  – комплексный вектор напряжений;  $[I]$  – комплексный вектор токов.

На рис. 5 представлен внешний вид фрагмента расчетной схемы электрической части тренажера энергоблока станции *Armstrong*, США.

Одной из ключевых составляющих комплексной математической модели энергоблока является модель первичного источника энергии, коим является энергия горения для теплового энергоблока или энергия ядерной цепной реакции деления – для ядерного.

**Инструмент BOILER** предназначен для моделирования тепловых процессов при сгорании топлива в энергетических паровых котлах. Объект моделирования (паровой котел) может быть условно разбит на две составляющие: топка котла с радиационными поверхностями нагрева и газовый тепловой тракт с конвективными поверхностями нагрева для передачи тепловой энергии к основному теплоносителю. Математическая модель котла также состоит из двух частей:

- модель тепловых процессов в топке котла при сгорании топлива твердого, жидкого или газообразного видов;

- модель передачи тепла от топочных газов к конвективным поверхностям нагрева котельного агрегата.

Формализованное представление объекта моделирования, основанное на опыте разработки тренажеров тепловых энергоблоков, имеет вид расчетных схем двух видов:

- расчетная схема топки и конвективных шахт, напоминающая схему общего вида котельного агрегата;
- расчетная схема для задачи определения температур газа по тракту котла, внешне аналогичная тепловой схеме котла.

Внешний вид расчетных схем котла на экранах *станции инструктора* тренажера энергоблока станции *Arnot* (ЮАР) представлен на рис. 6 и 7. Схема первого вида (рис. 6) строится из объектов следующих типов: топка, первая конвективная шахта, вторая конвективная шахта, радиационная поверхность нагрева (экран), конвективная поверхность нагрева (ширмовый пароперегреватель), водяной экономайзер и регенеративный воздухоподогреватель. Схема второго вида является графом, в узлах которого рассчитываются температуры, а ребра, имеющие смысл тепловых связей между узлами, соответствуют конвективным поверхностям нагрева, изображенным на схеме первого вида. При такой формализации (представлении в виде расчетных схем) котла и соответствующей реализации расчетного кода достигается возможность задавать произвольную компоновку поверхностей нагрева котла, т.е. реализовать режим гибкой топологии решения задачи моделирования.

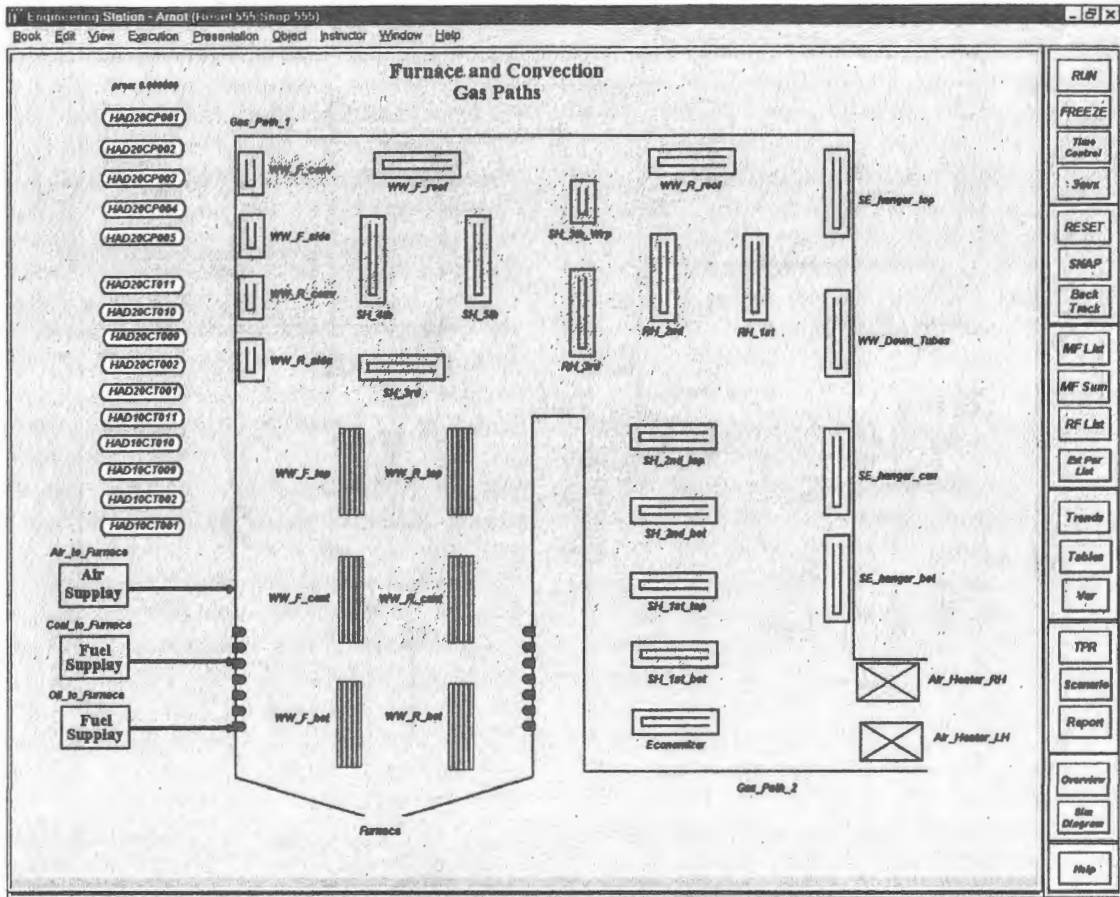


Рис. 6. Внешний вид расчетной схемы топки и конвективных шахт котла на экране станции инструктора тренажера энергоблока станции Арнот, ЮАП

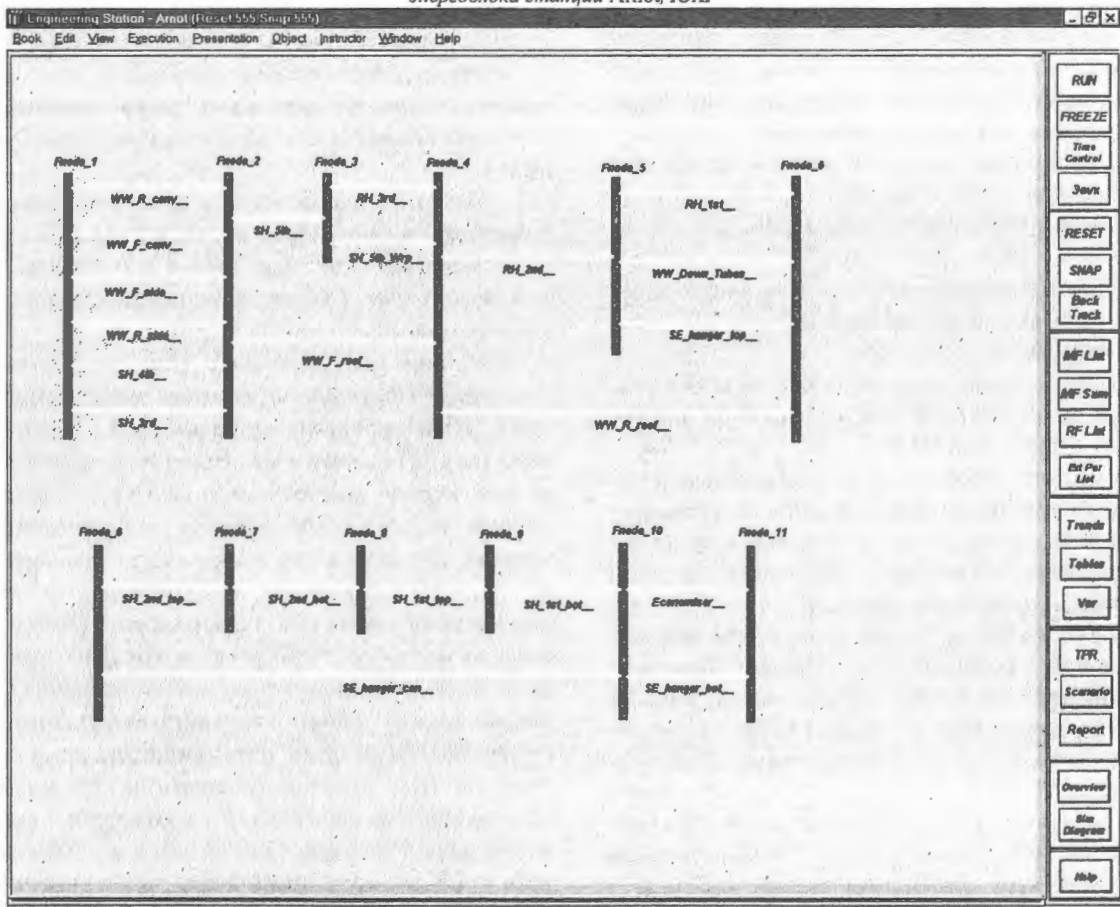


Рис. 7. Внешний вид расчетной схемы задачи определения температур газа по тракту котла на экране станции инструктора тренажера энергоблока станции Арнот, ЮАП

Основой модели нейтроннофизических процессов в активных зонах реакторов ядерных энергоустановок является трехмерное нестационарное уравнение переноса нейтронов в групповом диффузионном приближении. Эта составляющая комплексной математической модели энергоблока (в данном случае ядерного) является более всего зависимой от типа объекта моделирования и его характеристик, поскольку наиболее трудоемкой ее частью является часть, связанная с нейтронными константами (в основном подготовка библиотеки). Поэтому пока, как наиболее оптимальный, реализован путь, связанный с интеграцией комплексной математической модели ядерного энергоблока с нейтроннофизическим кодом его реактора, в большинстве случаев хорошо отлаженным и верифицированным. Этот путь хорошо согласуется с одной из базовых характеристик технологии *SimPort*, а именно с ее открытостью и

автоматизацией интеграции реализованных в ее среде моделей с ранее разработанными и верифицированными кодами, созданными вне *SimPort*.

Кроме того, теплогидравлический инструмент *KOBRA*, как один из ключевых элементов физико-математической модели ядерного реактора, наилучшим образом приспособлен для такой интеграции, что доказано, как уже отмечалось выше, успешной разработкой целого ряда сложных программных комплексов: *STEPAN/KOBRA*, *READY*, полномасштабного и аналитического тренажеров третьего энергоблока, а также разрабатываемого в настоящее время полномасштабного тренажера первого энергоблока ЛАЭС.

Инструмент *IO* обеспечивает интерфейс между объектами технологических систем и динамическими объектами графических экранных образов панелей пультов управления.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Представленный в работе пакет приложений компьютерной технологии *SimPort* практически полностью охватывает проблему комплексного моделирования ядерных и тепловых энергоблоков и в значительной степени автоматизирует процесс разработки моделирующих систем различного типа, включая полномасштабные и аналитические тренажеры, а также анализаторы безопасности и расчетно-моделирующие комплексы для проектантов и конструкторов. Последние, в частности, подразумевают неизбежное на стадии проектирования внесение необходимых изменений в расчетные схемы и, соответственно, в математические модели специалистами-технологами без изменения расчетного кода и с использованием только графоаналитического редактора технологии *SimPort*. Таким образом, техно-

логия и комплекс ее приложений могут с полным основанием рассматриваться как элемент САПР.

Работоспособность технологии *SimPort* подтверждена успешной реализацией на ее основе целого ряда коммерческих проектов по разработке и модернизации аналитических и полномасштабных тренажеров ядерных и тепловых энергоблоков, а ее эффективность – достижением беспрецедентно малых трудозатрат (как минимум вдвое более низких, чем для известных разработок подобного уровня) по созданию и модернизации тренажеров энергоблоков (в том числе с АСУ ТП, отсутствующими на большинстве АЭС) и соответствием разработок современным мировым стандартам тренажеров для АЭС и уровню, включая объем моделирования, их лучших образцов.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гаврилов Д.В., Кишиневский Д.В., Масанов А.О. и др. Автоматизированная система моделирования *SimPort*. - ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2000, вып. 3, с. 32-44.
2. Моисеев И.А., Масанов А.О., Янушевич Д.И. и др. Комплекс теплогидравлических кодов технологии *SimPort* как инструмент создания тренажеров и анализаторов безопасности энергоблоков. - Теплогидравлические коды для энергетических реакторов (разработка и верификация). - Сборник тезисов докладов на отраслевой конференции «Теплофизика-2001». Обнинск, 2001, с. 146-148.
3. Кишиневский Д.В., Масанов А.О., Зенков А.Д. и др. Автоматизированная инструментальная система АИС: опыт внедрения. - В кн.: Вторая международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики». Москва, ВНИИАЭС, 22-23 марта, 2001. Часть 2. Стендовые доклады. - М.: ЭНИЦ ВНИИАЭС, 2001, с. 240-243.
4. Яковлев К.Г., Малкин С.Д., Ракитин И.Д. и др. Автоматизированная интерактивная система создания математических моделей для тренажеров и анализаторов. - ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1999, вып. 2, с. 127-130.
5. Зенков А.Д., Липов М.Ю., Малкин С.Д. и др. Анализаторы и моделирующие комплексы для проектантов и конструкторов. - ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1999, вып. 2, с. 45-50.
6. Моисеев И.А., Янушевич Д.И., Жигунов С.В. и др. Программный модуль *KOBRA* расчета динамики теплогидравлических сетей. - ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1999, вып. 2, с. 3-17.
7. Мигров Ю.А., Соловьев С.Л. Теплогидравлические расчетные коды нового поколения. Общая характеристика и перспективы развития. - Теплогидравлические коды для энергетических реакторов (разработка и верификация). - Сборник тезисов докладов на отраслевой конференции «Теплофизика-2001». Обнинск, 2001, с. 13-15.
8. Фокин А.В., Зенков А.Д., Бабайцев М.Н. и др. Универсальная модель динамики активной зоны реактора РБМК, предназначенная для исследований безопасности и использования в полномасштабных тренажерах. - Тезисы докладов семинара секции динамики «Математические модели для исследования и обоснования характеристик оборудования и ЯЭУ в целом при их создании и эксплуатации». Сосновый Бор, НИТИ, 18-22 сентября 2000. Гатчина, 2000, с. 125-128.
9. Зенков А.Д., Янушевич Д.И., Малкин С.Д. и др. Универсальная модель динамики РБМК для анализа безопасности и использования в полномасштабных тренажерах. Fifth International Information Exchange Forum "Safety Analysis for NPPs of VVER and RBMK Types". Paper S.1. 16 - 20 October, 2000; Obninsk, Russian Federation.

10. Zenkov A.D., Yanushevich D.I., Malkin S.D. et al. Universal Dynamic Model of RBMK Reactor As a Tool for Safety Analysis and Severe Accident Management. Reliability and Validation. Workshop on Operator Training for Severe Accident Management (SAM) and Instrumentation Capabilities During Severe Accidents. Lyon, France, 12-14 March 2001.

11. Зенков А.Д., Малкин С.Д., Краюшкин А.В. и др. Полномасштабный тренажер третьего энергоблока ЛАЭС. Математическое моделирование и верификация. - ВАЭТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2000, вып. 2, с. 52-69.

12. Тарасов В.А., Беляков И.М., Гребенников А.Н. и др. Программный комплекс READY для расчетов динамических процессов в реакторных установках. - ВАЭТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 8-10.

13. Тарасов В.А., Беляков И.М., Гребенников А.Н. и др. Программный комплекс READY для расчетов динамических процессов в реакторных установках. - Сборник докладов семинара «Нейтроника-92». «Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов. Обнинск, 27-29 октября 1992 г.». Обнинск, 1994, с. 103-106.

14. Сухих А.С., Певницкий А.В., Тарасов В.А. и др. Программа динамического расчета диффузии нейтронов NEU. - Сборник докладов семинара «Нейтроника-92». «Алгоритмы и программы для нейтронно-физических расчетов ядерных реакторов. Обнинск, 27-29 октября 1992 г.». Обнинск, 1994, с. 107-110.

15. Ponomarev-Stepnoi N.N., Lebedev V.A., Khudiykov M.M. et al. The development and creating of new-generation full-scope simulator and new technology of simulation. Nuclear Engineering and Design. 173, 1997, p. 349-354.

16. Malkin S.D., Shalia V.V., Rakitin I.D., Tutnov A.A. Full Scope Simulator with an Extended Scope of Modeling as a Tool for Development and Proof of Operator Aids for Severe Accident Management. Second OECD Specialists Meeting on Operator Aids for Severe Accident Management (SAMOA-2). Lyone, France, 8-10 September, 1997.

Статья поступила в редакцию 12 ноября 2001 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 4, с. 65 - 76.

УДК 621.039.5

## МОЖНО ЛИ УДЕШЕВИТЬ ПРОИЗВОДСТВО ЭНЕРГИИ, ЕСЛИ ОТКАЗАТЬСЯ ОТ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ ?

С.Г. Городков, А.В. Клименко, Ш. Кошован, Ю.С. Марина,  
Государственное предприятие ВНЕШНЕТОРГОВАЯ ФИРМА "ЭНЕРГИЯ",  
144001, Электросталь Московской обл., ул.К.Маркса, 12

Выполнены расчеты стратегий развития мировой энергетики на временном интервале от 2000+2010 до 2500 годов с учетом экологических ограничений. Стратегии предполагают конкурентное использование первичных энергоресурсов – угля, природного газа, нефти, гидроресурсов, урана и тория в ядерной энергетике, солнечной энергии – для достижения долгосрочного и достаточного обеспечения энергией человечества.

CAN WE CHEAPEN ELECTRICITY PRODUCTION IF WE ABANDON NUCLEAR POWER ENGINEERING ? S.G. GORODKOV, A.V. KLIMENKO, SH. KOSHOVAN, J.S. MARINA. The strategies of world power engineering expansion have been calculated over term of (2000+2010) - 2500 years, taking here into account environmental restrictions. These strategies suppose competitive use of primary energy resources, i.e. coal, gas, petroleum, hydroresources, uranium and thorium in nuclear power engineering, solar energy – in order to achieve long-term and sufficient electricity supply for humanity.

### 1. ВВЕДЕНИЕ

В этой работе мы попытались сделать сравнение в стоимостном выражении двух миров: "мира без ядерной энергии" и "мира с ядерной энергией". Иначе говоря, попытались оценить, во сколько обойдется человечеству жизнь в "мире без ядерной энергии" и будет ли это дороже жизни в "мире с ядерной энергией"? И если так, то существенна ли разница в стоимостном выражении?

В этих оценках мы исходили из оптимальных стратегий развития мирового хозяйства, т.е. мы преследовали цель показать человечеству возможности более дешевой и лучшей жизни, к которой не грех было бы стремиться.

Прежде всего определим, что мы понимаем под этими двумя мирами.

"Мир с ядерной энергией" предполагает использование энергоисточников, которые, на наш взгляд, способны в отдельности или в комбинации обеспечить человечество энергией надежно и на длительную пер-

спективу. Это энерготехнологии, использующие для производства энергии уголь, природный газ, нефтепродукты, гидроресурсы, ядерную энергию и солнечную энергию<sup>1)</sup>.

"Мир без ядерной энергии" учитывает, что все потребности в производстве энергии удовлетворяются за счет традиционных энергоисточников (угля, природного газа, нефтепродуктов, гидроресурсов) и, если требуется, то – солнечной энергии. В этом случае ядерная энергетика (ЯЭ) искусственно прекращала свое существование к началу интервала планирования, длина которого принята в 500 лет.

Будучи инженерами-ядерщиками по образованию, мы, тем не менее, подошли к проблеме сравнения двух миров так, чтобы, где это возможно, "насовать палок в колеса развития ЯЭ", затрудняя ей конкуренцию с другими энергоисточниками. Прежде всего, мы хотели уяснить для себя, выживет ли в этих условиях ЯЭ?

### 2. ДРУГИЕ ДОПУЩЕНИЯ

Сравниваемые оптимальные стратегии развития мирового энергохозяйства получались при решении динамической оптимизационной задачи по модели, приведенной в *Приложении П1*, и исходным данным, приведенным в *Приложении П2*.

Почему мы взяли интервал планирования равным 500 лет?

Истинный оптимальный план динамической оптимизационной задачи получается, когда в плановом интервале (0, T) его длительность  $T = +\infty$ . При решении таких задач численными методами ось времени приходится разбивать на подинтервалы и для каждого подин-

тервала записывать систему ограничений, связывая эти подинтервальные системы условиями на границах подинтервалов. Чтобы приблизиться к правильному решению задачи, число подинтервалов времени приходится увеличивать, из-за чего размерность задачи и количество вычислений увеличиваются не менее, чем экспоненциально. Задача получается большой размерности и вызывает серьезные трудности при ее решении (до сих пор нет эффективных методов решения оптимизационных задач большой размерности). Это побуждает исследователей снижать число подинтервалов времени, а вместе с ним – уменьшать длительность T планового

<sup>1)</sup> В этой работе мы не рассматривали другие возобновляемые источники энергии, кроме гидроресурсов. Мы также не относили к солнечной энергии ее продукты, например, биомассу. Система расчетов предусматривала использование солнечной энергии как самого дорогого энергоресурса, замыкающего энергетический баланс (если этого потребует расчетная модель из Приложения П1).

интервала. Последнее упрощение приводит к тому, что полученное решение сильно отличается от оптимального.

Поэтому большой интервал планирования является необходимым требованием динамических оптимизационных задач планирования. Существует минимальное граничное значение длительности  $T$  интервала планирования, меньше которого решение динамической оптимизационной задачи будет искажено. Как показано в [1], если мы хотим получить оптимальное решение на ближайшее будущее, то интервал планирования следует выбирать из соотношения  $\rho \times T \geq 6+7$ , где  $\rho$  - норма дисконтирования. Чтобы удовлетворить этому соотношению при  $\rho = 0,05 \text{ год}^{-1}$  (П2.5 из Приложения П2), интервал  $T$  должен быть не менее 125 + 140 лет. Оптимизация при меньших  $T$  даст решение, которое будет сильно отличаться от оптимального [1]. Значение  $T = 500$  лет выбрано потому, что за пределами этого времени оказываются исчерпанными не только мировые достоверные, но и предполагаемые запасы угля, природного газа, нефти, если развивать мировую энергетику на этих видах сырья без участия ЯЭ.

За начало отсчета ("нуль") интервала планирования, следуя исходным данным из Приложения П2, можно принять 2000 или 2010 год.

Чтобы выяснить максимальные возможности традиционных первоисточников (угля, природного газа, нефти) в обеспечении человечества энергией, мы считали, что все их запасы расходуются только для производства энергии. Это завышает запасы традиционных первоисточников в энергопроизводстве, увеличивая их конкурентоспособность по сравнению с ядерной энергией.

Расчеты "мира без ядерной энергии" должны показать, может ли человечество существовать 500 лет на традиционных источниках энергии? И если может, то сколько это будет стоить человечеству?

Расчеты "мира с ядерной энергией" учитывают, что наряду с традиционными энерготехнологиями в энерговыработке в структуре ЯЭ будут участвовать четыре типа ядерных энергетических установок (ЯЭУ):

ВВЭР-1000(U) - урановые водо-водяные ядерные реакторы;

ВВЭР-1000(Pu) - плутониевые усовершенствованные тепловые ядерные реакторы, в них урановые характеристики усовершенствованных водо-водяных ядерных реакторов заменены на плутониевые;

БН-1600(Pu) - быстрые ядерные реакторы с натриевым охлаждением, с окисным плутониевым топливом и коэффициентом воспроизводства (КВ) ядерного топлива строго большим 1,0;

БРЕСТ-1200(Pu) - быстрые ядерные реакторы с естественной циркуляцией и свинцовым охлаждением, с уран-плутониевым топливом и КВ, равным 1,0.

В этих расчетах мы не исследовали детально оптимальную структуру ЯЭ, насчитывающую десятки (а возможно, и сотни) типов ЯЭУ, хотя модель позволяет это сделать очень подробно. Мы старались представить на агрегированном уровне уже хорошо себя зарекомендовавшие в деле ядерные энерготехнологии, а также прорабатываемый проект ЯЭУ типа БРЕСТ-1200(Pu).

Физико-технические характеристики этих ЯЭУ во времени мы не меняли, взяв их такими, которые соответствуют сегодняшнему дню (Приложение П2). Это заведомо ухудшает конкурентоспособность ЯЭ.

Расчеты "мира с ядерной энергией" должны ответить на вопрос, может ли ЯЭ самостоятельно или в комбинации с другими видами энергии дать надежную и долгосрочную (на ближайшие 500 лет) перспективу человечеству? И, если может, то это будет дешевле или дороже "мира без ядерной энергии"?

Расчеты учитывали возможность оплаты штрафов за вредные выбросы в окружающую среду. Причем оплата штрафов за вредные выбросы в окружающую среду от ЯЭ отражает реальности сегодняшнего дня, когда отдельные переделы ядерного топливного цикла (ЯТЦ) используют электроэнергию и тепло разных потенциалов, вырабатываемые на тепловых электростанциях и в котельных. Однако, в будущем ЯТЦ будет работать на электроэнергии и тепле, вырабатываемых ядерными энергоустановками. Поэтому, заставляя ЯЭ оплачивать штрафы ЯТЦ будущего по "расценкам" сегодняшнего дня, мы тем самым искусственно ставим ядерные энерготехнологии в невыгодное положение по сравнению с традиционными энерготехнологиями.

В расчетах принималось, что гидроэнергетика не дает выбросов, загрязняющих окружающую среду. Это сильно увеличивает ее конкурентоспособность по сравнению с другими энергоисточниками, ведь не оплачиваются штрафы за нарушение климата в окрестности водохранилища из-за повышенной влажности, за неиспользование плодородных или по-другому полезных площадей земли, подвергнутых затоплению и закрытых для добычи полезных ископаемых, за землетрясения, вызванные усталостью подземных пород, находящихся под избыточным статическим механическим напряжением водного массива водохранилища, и т.д.

В расчетах мы не учитывали тепловые выбросы (тепловое загрязнение окружающей среды), производимые энерготехнологиями. Например, для ЯЭУ с легководным урановым реактором количество теплоты, которое надо отводить от 1 кг технической воды, примерно в 1,5 раза больше, чем для тепловой электростанции повышенных параметров [14]. Однако, как показали расчеты, суммарный вклад в приведенные затраты от вредных выбросов химических соединений в оптимальном плане не превышает 2,5 TUSD<sup>2)</sup>. Если тепловое загрязнение от ЯЭ будет превышать таковое от традиционных энергоисточников на угле, природном газе, нефтепродуктах даже на величину того же порядка, то это не скажется на выводах этой работы.

В то же время мы не учитывали вклад в функционал (суммарные приведенные затраты) радиоактивных выбросов от традиционных энерготехнологий на угле, природном газе, нефтепродуктах и, напротив, учитывали этот вклад от ядерных энерготехнологий, сильно поднимая стоимость всех переделов внешнего ЯТЦ, связанную с рециклированием делящегося плутония. Эта стоимость в пересчете на делящийся плутоний варьируется

<sup>2)</sup> TUSD – Tera USD, т.е. 10<sup>12</sup> USD. Здесь USD – доллар США.

валась в интервале от 0 до 1000 USD/г. Это условие заведомо облегчало традиционным энерготехнологиям конкуренцию с ядерными энерготехнологиями.

Во всех расчетах считалась заданной предистория (до конца "нулевого" года) каждой технологии энергопроизводства.

Результаты расчетов представлены на рисунках, где временная ось длиной в 500 лет разбита на следующие подинтервалы времени:

-1 год - 0 год (для фиксации энергетической предистории); 0 год - 30 год; 30 год - 50 год; 50 год - 100 год; 100 год - 150 год; 150 год - 200 год; 200 год - 250 год; 250 год - 500 год и для каждого под-

интервала времени даются суммарное энергопроизводство (в ТВт·годах), виды энерготехнологий и их процентная доля участия в общей энергосыработке, изменение запасов первичных энергоресурсов (в Гт н.э.<sup>3)</sup>), структура ЯЭ, т.е. процентные доли участия в покрытии общей энергосыработки разных типов ЯЭУ. Отдельно для всего интервала планирования приводятся суммарные объемы вредных выбросов для химических соединений SO<sub>x</sub>, NO<sub>x</sub>, CO, CH<sub>4</sub>, CO<sub>2</sub> и твердых частиц (в Гт). Наконец, графики цены электроэнергии (в сUSD/(кВт·ч)<sup>4)</sup>) построены по точкам, приходящимся на середину каждого подинтервала времени.

### 3. СХЕМА ИССЛЕДОВАНИЙ

Прежде всего определим оптимальную стратегию "мира без ядерной энергии", учитывающую, что все потребности в производстве энергии удовлетворяются за счет традиционных энергоисточников (угля, природного газа, гидроресурсов, нефтепродуктов) и, если требуется, то - солнечной энергии. В этом случае ЯЭ искусственно прекращала свое существование в конце "нулевого" года интервала планирования. Попутно оценим границы максимально быстрого исчерпания достоверно известных и предполагаемых мировых запасов угля, природного газа, нефти.

Далее определим оптимальную стратегию "мира с ядерной энергией", учитывающую, что наряду с традиционными энерготехнологиями будут участвовать в энергосыработке ядерные энерготехнологии. Попутно коснемся проблемы нераспространения ядерного оружия в связи с использованием ЯЭУ с быстрыми реакторами с КВ=1,0.

Наконец, сравним выгоды от использования оптимальных стратегий "мира без ядерной энергии" и "мира с ядерной энергией".

## 4. ОЦЕНКА ГРАНИЦ МАКСИМАЛЬНО БЫСТРОГО ИСЧЕРПАНИЯ ДОСТОВЕРНО ИЗВЕСТНЫХ И ПРЕДПОЛАГАЕМЫХ МИРОВЫХ ЗАПАСОВ УГЛЯ, ПРИРОДНОГО ГАЗА, НЕФТИ

### 4.1. "Мир без ядерной энергии".

#### Платные ресурсы угля, природного газа, нефтепродуктов и оплата штрафов за вредные выбросы в окружающую среду

Когда ресурсы становятся бесплатными? Когда они доступны и беспредельны, т.е. неограниченны в размерах. Бери сколько захочешь и используй в своих энерготехнологиях! Если эти энерготехнологии конкурентоспособны, то бесплатность ресурсов обеспечивает максимальную скорость использования этих ресурсов. Значит, решив задачу с бесплатными ресурсами, можно отыскать границу максимально быстрого исчерпания достоверно известных мировых запасов этих ресурсов, в нашем случае - угля, природного газа, нефти.

Расчет этого случая показывает, что:

- достоверно известные мировые запасы угля заканчиваются в 200 году, затем включаются в работу предполагаемые мировые запасы, которые заканчиваются в 500 году;

- достоверно известные мировые запасы природного газа заканчиваются в 50 году, затем подключаются в работу предполагаемые мировые запасы, которые заканчиваются в 100 году;

- достоверно известные мировые запасы нефти заканчиваются в 100 году, а предполагаемые - в 150 году.

Далее попробуем вычислить, насколько отмеченные границы времени исчерпания мировых запасов угля, природного газа, нефтепродуктов могут сдвинуться в

будущее, если ввести плату за эти ресурсы, а также оплату штрафов за вредные выбросы в окружающую среду энерготехнологиями.

Если искусственно устранить ядерную энергию из рассмотрения, т.е. рассматривать "мир без ядерной энергии", и за выбросы, загрязняющие окружающую среду, нужно платить штрафы, а добыча и доставка первичных энергоресурсов (угля, природного газа, нефтепродуктов) к энергоустановкам - платная, то традиционная энергетика должна перестроить свой план в сторону снижения этих оплат.

На рис. 1 показана оптимальная структура энергопроизводства в этом случае. Видно, что большую часть нагрузки в энергосыработке берет на себя гидроэнергетика: ее доля везде выше 60%. Технологии на нефтепродуктах входят в оптимальный план на временном подинтервале с конца 30 года до конца 150 года. Технологии на природном газе входят в оптимальный план на временных подинтервалах с конца 50 года до конца 100 года и с конца 200 года до конца 250 года. Угольные технологии энергопроизводства входят в оптимальный план на временном подинтервале с конца 100 года до конца 500 года.

На рис. 2 даны изменения запасов первичных энер-

<sup>3)</sup> Гт н.э. - Гигатонны нефтяного эквивалента.

<sup>4)</sup> сUSD - центы долларов США.

Приведенные затраты = 122,5 TUSD

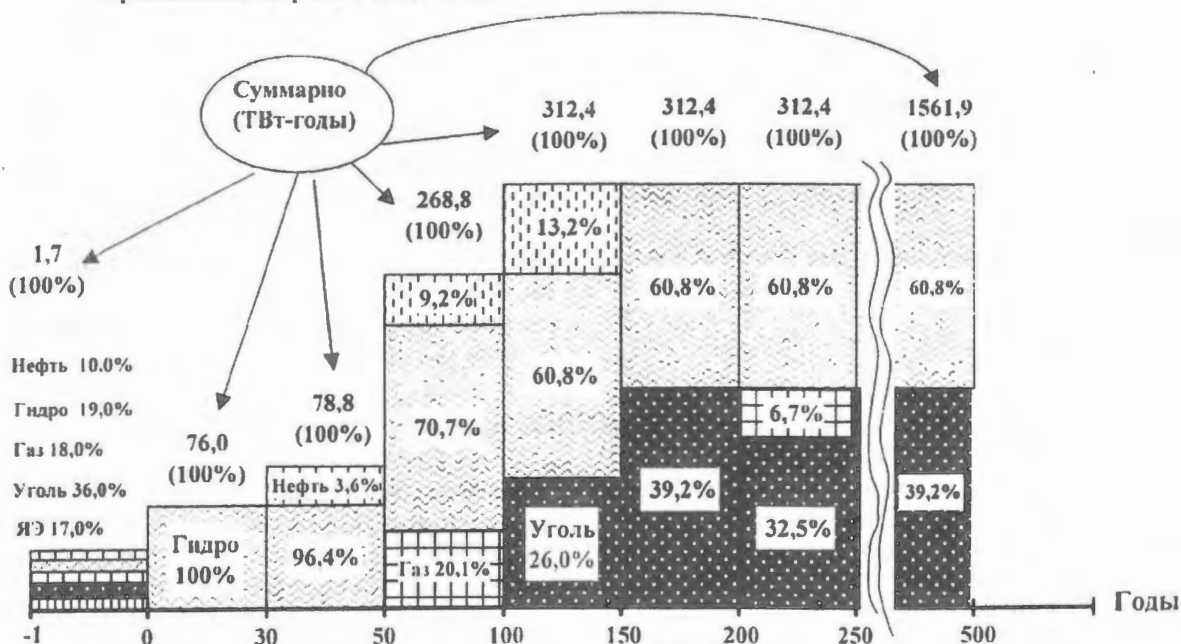


Рис. 1. Оптимальная структура развития и энерговыработка (в ТВт-год) мировой энергетики при условиях: - платные ресурсы угля, природного газа, нефти; - энерготехнологии штрафуются за вредные выбросы

горесурсов. Достоверно известные мировые запасы природного газа заканчиваются в 100 году, нефти – в 150 году, угля – в 250 году. Предполагаемые мировые запасы этих энергоисточников лишь частично расходуются на интервале в 500 лет, так что значительные их размеры остаются потомкам за пределами временного интервала в 500 лет.

Стоимость реализации такого плана на интервале в 500 лет обойдется человечеству в 122,5 TUSD. В эту стоимость наряду с другими составляющими затрат включена оплата (добыча, переработка, транспорт) угля в размере 2,1 TUSD, природного газа – 14,1 TUSD, нефти – 8,7 TUSD. Таким образом, стоимость всех энергоресурсов составляет 24,9 TUSD. Оплата линий электропередачи для доставки энергии потребителям с гидроэлектростанций составляет 85,4 TUSD. Суммарный штраф за вредные выбросы в окружающую среду за 500 лет составит 1,5 TUSD. Столь небольшой штраф объясняется тем, что гидроэнергетика, занимающая в структуре плана долю более 60%, в расчетах принималась экологически чистым (без вредных выбросов в окружающую среду) видом энергопроизводства. Кроме того, угольные энерготехнологии, будучи наиболее экологически грязными, входят в оптимальный план после 100 года и до конца интервала планирования, и на этом временном интервале стоимостные показатели (штрафы) сильно дисконтируются, внося малые добавки в суммарный штраф.

Этот план оптимально использует гидроресурсы на тех подынтервалах времени, где они рентабельнее угля, нефти, природного газа или имеют одинаковую с ними рентабельность. Он максимально пытается сохранить уголь, нефть, природный газ, отодвигая их использование в перспективу.

Таким образом, “мир без ядерной энергии” в случае платных традиционных первичных энергоресурсов и наличия штрафов за вредные выбросы, загрязняющие окружающую среду, возможен при условии, если предполагаемые запасы этих ресурсов очень велики и существуют в действительности. Если же уточнение оценок предполагаемых запасов этих ресурсов в будущем даст меньшие значения, то “мир без ядерной энергии” возможен только до 250 года, далее – невозможен на традиционных энергоисточниках.

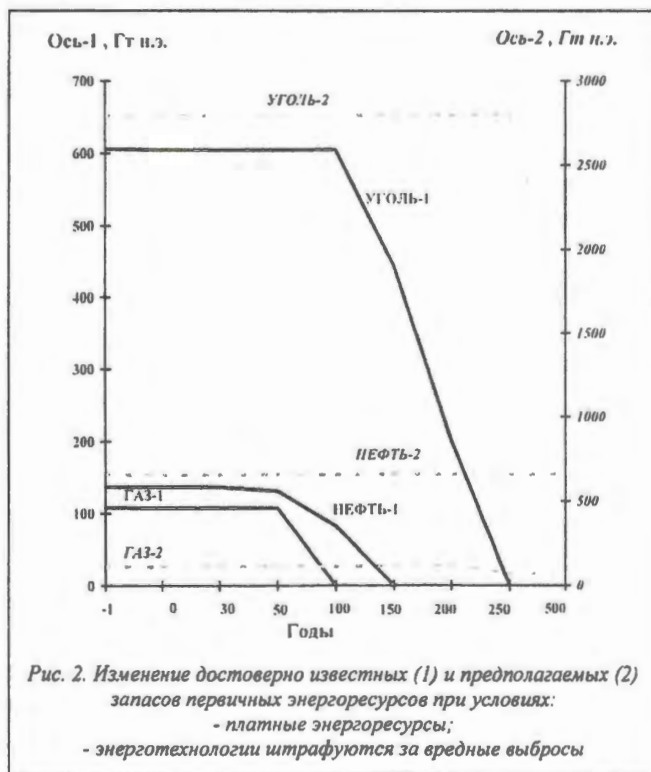


Рис. 2. Изменение достоверно известных (1) и предполагаемых (2) запасов первичных энергоресурсов при условиях: - платные энергоресурсы; - энерготехнологии штрафуются за вредные выбросы

## 4.2. Границы максимально быстрого истощения первичных энергоресурсов

Выполненные исследования позволили сделать оценку (табл. 1) границ максимально быстрого истощения достоверно известных и предполагаемых мировых запасов первичных ресурсов: природного газа, нефти, угля для случая, когда ввод и развитие ЯЭ искусственно запрещены.

Т а б л и ц а 1. Оценка границ максимально быстрого истощения достоверно известных и предполагаемых мировых запасов первичных ресурсов: природного газа, нефти, угля

Вид первичного ресурса	Категория запасов	
	Достоверно известные	Предполагаемые
Природный газ	50÷100 годы	около 100 года
Нефть	100÷150 годы	около 150 года
Уголь	200÷250 годы	около 500 года

Что касается предполагаемых запасов, то они могут продлить жизнь традиционных энерготехнологий на угле, природном газе, нефтепродуктах при условии, если они в действительности существуют. Именно при этом условии выполнена оценка их максимально быстрого истощения.

### ЗАМЕЧАНИЕ

Как будет показано далее, в случае рассмотрения "мира с ядерной энергией", т.е. когда используется ядерная энергия наряду с энерготехнологиями на угле, природном газе, нефтепродуктах, гидроресурсах, а также на солнечной энергии, ядерные энерготехнологии полностью вытесняют все перечисленные энерготехнологии в течение всего интервала планирования в 500 лет. При этом сохраняются все запасы угля, природного газа, нефти нетронутыми для энергетического использования. В этом случае границы истощения достоверно известных и предполагаемых мировых запасов угля, природного газа, нефти отодвигаются за пределы рассмотренного интервала планирования, т.е. за пределы 500 года. Это крайний случай использования первичных ресурсов, точнее – не использования их в энергетике.

## 5. "МИР С ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИЕЙ"

### 5.1. "Мир с ядерной энергией".

Платные ресурсы угля, природного газа, нефтепродуктов и оплата штрафов за вредные выбросы в окружающую среду

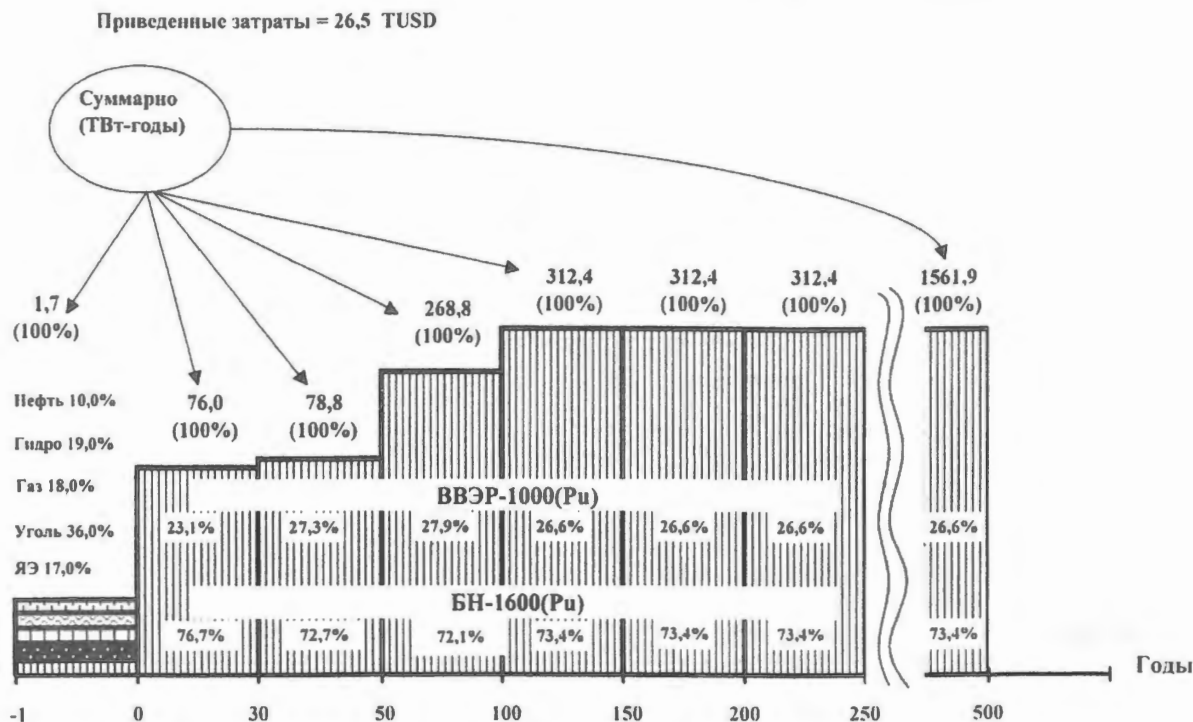


Рис. 3. Оптимальная структура развития и энерговыработка (в ТВт-год) мировой энергетики для условий:  
 - нет запрета на ввод ЯЭ с бридерами БН-1600 (Pu);  
 - запрет на ввод ЯЭУ типа БРЕСТ-1200 (Pu)

Рассмотрим использование ядерной энергии наряду с энерготехнологиями на угле, природном газе, нефтепродуктах, гидроресурсах, а также солнечной энергии.

Конкуренция всех видов энергоисточников в предположении, что за выбросы, загрязняющие окружающую среду, нужно платить штрафы, а добыча и доставка первичных энергоресурсов (угля, природного газа, нефтепродуктов) к энергоустановкам – платная, приводит к тому, что в оптимальном плане все потребности в энергии удовлетворяются за счет ядерных энерготехнологий: они полностью покрывают все потребности мира в энергии, давая возможность работать гидроэнергетике и энергетике на традиционных видах топлива только в предистории (до начала интервала планирования).

На рис. 3 и 4 показана оптимальная структура энергопроизводства в этом случае. Рис. 3 относится к случаю, когда на всем интервале планирования искусственно введен запрет только на сооружение ЯЭУ типа БРЕСТ-1200(Pu), т.е. если по какой-либо причине не удастся построить этот тип энергоустановок с заявленными характеристиками. На рис. 4 этот запрет действует только до конца 30 года интервала планирования, т.е. предполагается, что этот тип ЯЭУ до конца 30 года будет построен, опробован и соответствовать заявленным характеристикам. В оптимальных планах, показанных на рис. 3 и 4, удельные капитальные затраты, приходящиеся на единицу установленной электрической мощности, для ЯЭУ типов ВВЭР-1000(U), ВВЭР-1000(Pu) и БРЕСТ-1200(Pu) принимались одинаковыми и в полтора раза меньше, чем для ЯЭУ типа БН-1600(Pu).

Как видно на этих рисунках, кроме подинтервала времени от конца -1 года до конца 0 года, отмечающего предисторию, везде вплоть до конца интервала планирования (500 год) присутствует только ЯЭ.

Если рассмотреть два оптимальных плана, в одном из которых цена делящегося плутония вместе со стоимостью

ЯТЦ в системе и стоимость хранения делящегося плутония равны нулю, а во втором цена делящегося плутония вместе со стоимостью ЯТЦ в системе в любой момент времени равна 1000 USD/г и стоимость хранения делящегося плутония равна 2 USD/(г·год), то качественно оптимальная структура ЯЭ в этих планах одинакова.

Рис. 3 и 4 относятся ко второму случаю. Стоимости такого оптимального плана составляют 26,5 TUSD – для рис. 3 и 25,9 TUSD – для рис. 4.

Как видно, ЯЭУ с легководными ядерными реакторами на уране (ВВЭР-1000(U)) отрабатывают свой срок, будучи введенными до начала интервала планирования.

Доля ЯЭУ типа БН-1600(Pu) точно соответствует наработке плутония, необходимой для поддержания собственной работы и работы ЯЭУ типа ВВЭР-1000(Pu) (рис. 3), а на рис. 4 с конца 30 года интервала планирования – еще и для начальных топливных загрузок реакторов типа БРЕСТ-1200(Pu). Причем ЯЭУ типа ВВЭР-1000(Pu) после 50 года интервала планирования не входят в оптимальный план на рис. 4, если будут введены в строй ЯЭУ типа БРЕСТ-1200(Pu).

Каждый из оптимальных планов развития мировой энергетики на рис. 3 и 4 использует малую часть всех запасов урана. Так, урана первой категории (*Приложение П2*) уже не хватает к началу интервала планирования, уран второй категории используется частично, только для подпитки ВВЭР-1000(U) до конца их срока службы. Далее все запасы урана сохраняются, так как ЯЭ переходит на плутоний. Возможно, этот уран понадобится в будущем, за пределами интервала в 500 лет, если отвалного урана для воспроизводства делящегося плутония будет не хватать.

Запасы угля, нефти и природного газа остаются нетронутыми для нужд будущих поколений, которые, надеемся, найдут им более достойное применение, чем сжигать в топках энергетических котлов.

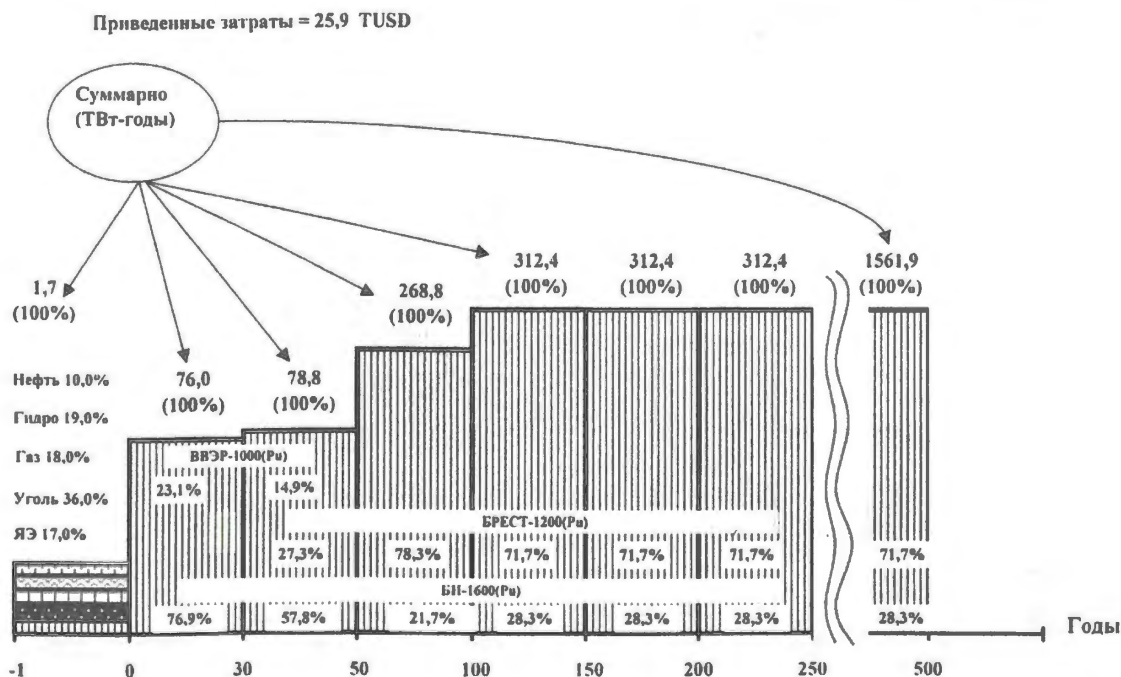


Рис. 4. Оптимальная структура развития и энерговыработка (в TВт-год) мировой энергетики для условий:  
 - нет запрета на ввод ЯЭУ с брідерами БН-1600 (Pu);  
 - нет запрета с конца 30-го года на ввод ЯЭУ типа БРЕСТ-1200 (Pu)

## 5.2. "Мир с ядерной энергией" в отсутствие бридеров. Проблема нераспространения ядерного оружия в связи с использованием ЯЭУ с быстрыми реакторами с КВ = 1,0

Ограничения, связанные с нераспространением ядерного оружия, заставили исследователей тщательно прорабатывать концепции ЯЭУ с быстрыми ядерными реакторами, для которых КВ ~ 1,0. Поэтому интересно рассмотреть стратегию энергообеспечения "мира с ядерной энергией" для условий п. 5.1 за тем исключением, что в ней отсутствуют ЯЭУ с бридерами типа БН-1600(Pu), нарабатывающие делящийся плутоний с КВ > 1,0. В такой системе из всех ЯЭУ с быстрыми реакторами остаются только ЯЭУ с реакторами типа БРЕСТ-1200(Pu) с КВ ~ 1,0.

Оптимальный план (рис. 5) в такой системе, когда за выбросы, загрязняющие окружающую среду, нужно платить штрафы, а добыча и доставка первичных энергоресурсов (угля, природного газа, нефтепродуктов) к энергоустановкам - платная, включает совместную работу как ЯЭ, так и гидроэнергетики. Причем в покрытии общей энерговыработки гидроэнергетика участвует так: с начала интервала планирования - более чем на 30%, с конца 50 года - более чем на 70%, а с конца 100 года и до конца интервала планирования - более чем на 60%.

ЯЭ рентабельна на всем интервале планирования в 500 лет. Урановые легководные ЯЭУ типа ВВЭР-1000(U) работают на всем интервале планирования. Плутониевые легководные ЯЭУ типа ВВЭР-1000(Pu) заполняют паузу с начала интервала планирования до конца 30 года. С конца 30 года и до конца интервала планирования разрешен ввод в строй ЯЭУ с реакторами типа БРЕСТ-1200(Pu), и нарабатываемый в урановых легководных реакторах плутоний используется для первых загрузок активных зон ядерных реакторов типа БРЕСТ-1200(Pu). При этом все запасы природного урана в земной коре

заканчиваются на подинтервале между 50 годом и 100 годом и уже на этом подинтервале и далее приходится подключать гипотетические запасы природного урана (например, уран из воды мирового океана) по цене 1000 USD/(кг U<sub>3</sub>O<sub>8</sub>).

Стоимость такого плана равна 79,2 TUSD. Стоимость природного урана составляет 25,5 TUSD. Штраф за загрязнение окружающей среды составляет 1,9 TUSD. Расходы, связанные с передачей электроэнергии, вырабатываемой гидроэнергетикой, составляют 37,7 TUSD.

В принципе, делу можно помочь, например, подключив в систему запасы тория и переведя легководные активные зоны на ториевые композиции топлива. При этом нагрузка в выработке энергии на ЯЭУ типа БРЕСТ-1200(Pu) снизится, так как часть их работы возьмут на себя тепловые ториевые ядерные реакторы. В этом случае можно обойтись без дорогих гипотетических запасов природного урана. Однако такой план не может быть дешев, так как по-прежнему значительную долю энерговыработки возьмет на себя гидроэнергетика.

Сравнивая стоимости оптимального плана с ЯЭУ с бридерами типа БН-1600(Pu) (рис. 4) и без них (рис. 5), можно видеть, что, применяя ЯЭУ с бридерами типа БН-1600(Pu), мы не только получаем экономию, равную 79,2 - 25,9 = 53,3 (TUSD), но и отодвигаем в будущее использование урана.

И все же экономия, равная 53,3 TUSD, означает, что "мир без бридеров" более чем в три раза дороже. Это заставляет задуматься: быть может проблема нераспространения ядерного оружия имеет более дешевое решение?

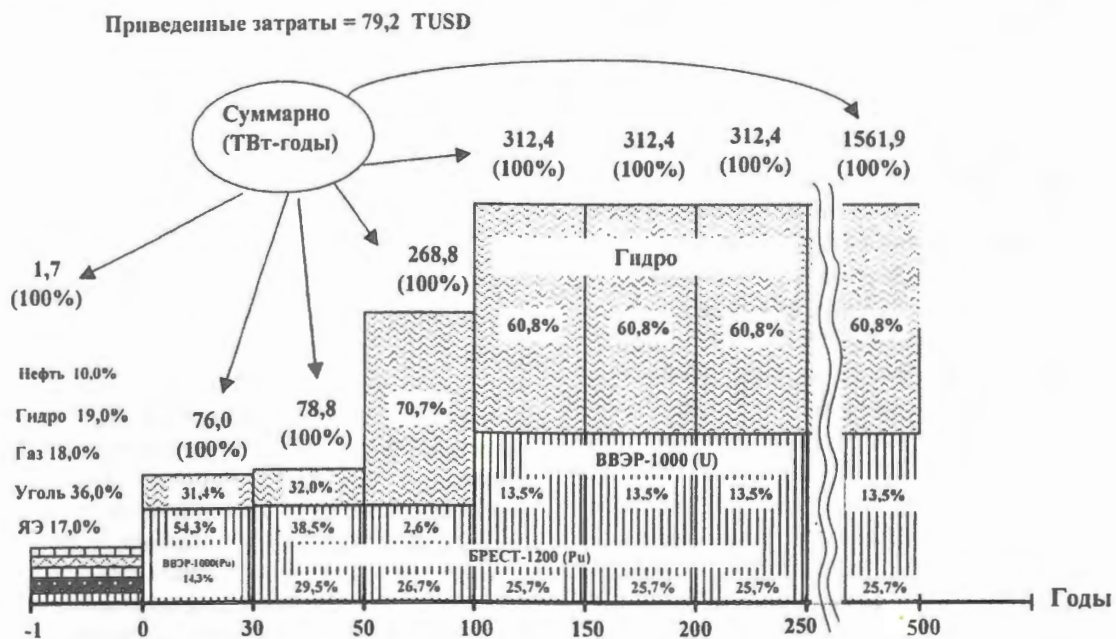


Рис. 5. Оптимальная структура развития и энерговыработка (в TВт-год) мировой энергетики для условий:  
- запрет на ввод ЯЭУ с бридерами БН-1600 (Pu);  
- нет запрета с конца 30-го года на ввод ЯЭУ типа БРЕСТ-1200 (Pu)

## 6. СРАВНЕНИЕ ДВУХ МИРОВ: "БЕЗ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ" И "С ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИЕЙ"

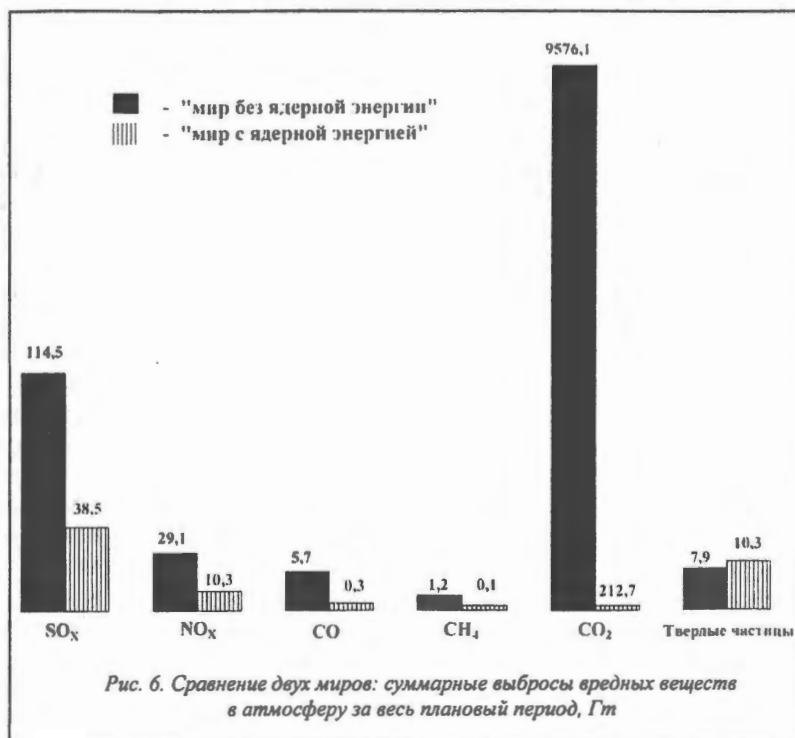
Итак, мы видели, что оптимальный план надежного и долговременного (на ближайшие 500 лет) обеспечения человечества энергией с помощью традиционных энерготехнологий (на угле, природном газе, нефтепродуктах, гидроресурсах) без участия ЯЭ, т.е. оптимальный план "мира без ядерной энергии", приводит к полному исчерпанию достоверных запасов природного газа к 50+100 годам, нефти – к 100+150 годам, угля – к 200+250 годам интервала планирования и требует включения в оборот предполагаемых запасов этих первичных энергоисточников. Такой план обеспечения человечества энергией будет ему стоить 122,5 TUSD. Причем этот план возможен при условии, что предполагаемые запасы природного газа, нефти, угля существуют в действительности и больших размеров, иначе придется замыкать энергетический баланс с помощью самого дорогого энергоресурса (например, подключать солнечную энергию).

Оптимальная стратегия, включающая ЯЭ, более экономична и эффективна. В случае рассмотрения "мира с ядерной энергией", т.е.

когда используется ядерная энергия наряду с энерготехнологиями на угле, природном газе, нефтепродуктах, гидроресурсах, а также солнечной энергией, ядерные энерготехнологии полностью вытесняют все перечисленные энерготехнологии в течение всего интервала планирования в 500 лет. При этом сохраняются все запасы угля, природного газа, нефти нетронутыми для энергетического использования. В этом случае границы исчерпания достоверно известных и предполагаемых мировых запасов угля, природного газа, нефти отодвигаются за пределы рассмотренного интервала планирования, т.е. за пределы 500 года. Таким образом, эти первичные ресурсы остаются для нужд будущих поколений.

Оптимальный план "мира с ядерной энергией" обойдется человечеству в 25,9 + 26,5 TUSD. При этом в атмосферу выбрасывается несоизмеримо меньшее количество вредных веществ (рис. 6), за которые ЯЭ заплатит больший штраф (2,3 TUSD), чем в варианте без ЯЭ, где количество выбросов в десятки раз больше, а штраф за них меньший (1,5 TUSD). Меньшая величина штрафа за выбросы в стратегии "мира без ядерной энергии" объясняется тем, что, во-первых, более 60% всей энерговыработки приходится на гидроэнергетику, которая в расчетах принималась экологически чистой, а во-вторых, колоссальные выбросы вредных веществ, производимые традиционной энергетикой, приходится за 100 годом интервала планирования, где стоимостные показатели (штрафы) сильно дисконтируются, внося малые добавки в суммарный штраф. Кроме того, как уже отмечалось в п. 2, штраф за выбросы от ЯЭ сильно завышен.

Если человечество выберет "мир с ядерной энергией", то это принесет ему экономию, равную  $122,5 - 26,5 = 96,0$  (TUSD),



или с учетом нормы дисконтирования, равной  $0,05 \text{ год}^{-1}$ , ежегодная экономия составит величину:

$$96,0 \text{ TUSD} \times 0,05 \text{ год}^{-1} \approx 4,8 \text{ TUSD/год.}$$

Если эту величину перевести на спасенные человеческие жизни, считая [1], что затрачивая 1 миллион USD (на охрану труда, безопасность технологий и жизни, здравоохранение, отдых и т.д.), мы спасаем одну человеческую жизнь, то экономия в  $4,8 \times 10^6$  миллионов USD/год даст возможность ежегодно спасти (или сохранить) жизнь почти пяти миллионам человек в мире, в котором уже к 100 году интервала планирования будут проживать ~12 миллиардов человек.

Возможно, для человека, с недоверием относящегося к ЯЭ, приведенные аргументы в пользу использования ядерной энергии неубедительны или недостаточны. Мы надеемся все же поколебать его недоверие к ЯЭ, обратившись к рис. 7.

На рис. 7 изображены графики цен на электроэнергию для оптимальных планов "мира без ядерной энергии" (п. 4.1), "мира с ядерной энергией" в отсутствие бридеров (п. 5.2) и "мира с ядерной энергией" при наличии бридеров (п. 5.1). Обращаем внимание, что ось ординат – цена электроэнергии – представлена логарифмической шкалой. Если развивать "мир без ядерной энергии" (график "а"), то человечеству уже к 15 году интервала планирования пришлось бы платить за электроэнергию около 18, к 40 году – около 44, а к 75 году – около 101 cUSD/(кВт·ч), т.е. около 1 доллара США за киловаттчас. Далее следует рост цены электроэнергии, так что к 375 году интервала планирования цена электроэнергии будет превышать 15 долларов США за киловаттчас.

Если развивать "мир с ядерной энергией" при наличии бридеров (графики "b2" и "b3"), то человечество на протяжении всего интервала планирования в 500 лет

обеспечивает себя электроэнергией по стабильной цене – чуть выше 3 сUSD/(кВт·ч), т.е. несколько центов за киловаттчас. При этом, если разработка ЯЭУ типа БРЕСТ-1200(Pu) увенчается успехом, то это позволит снизить цену производства электроэнергии примерно на полцента за киловаттчас, что существенно. Поэтому стоит направить усилия инженеров на разработку новых усовершенствованных типов ЯЭУ.

Отказ от бридеров удорожает электроэнергию (график "b1"). Цена электроэнергии в этом случае составляет около 18 сUSD/(кВт·ч) в 15 году интервала планирования, около 12 - в 40 году, около 35 - в 75 году, наконец, рост цены электроэнергии достигает отметки чуть более 36 сUSD/(кВт·ч) к 125 году и этот уровень держится до конца интервала планирования.

Трудно поверить, что люди предпочтут платить за электроэнергию не несколько центов за киловаттчас, развивая ЯЭ с бридерами, а десятки и даже сотни центов за киловаттчас (т.е. несколько долларов США за киловаттчас), отказавшись от ЯЭ с бридерами. Ведь сэкономленные денежные средства всегда можно направить на повышение уровня жизни, т.е. на повышение качества жизни и ее безопасности.

Как видно, не является решением проблемы нераспространения ядерного оружия и отказ от бридеров с  $KB > 1,0$  в пользу быстрых ядерных реакторов с  $KB \sim$

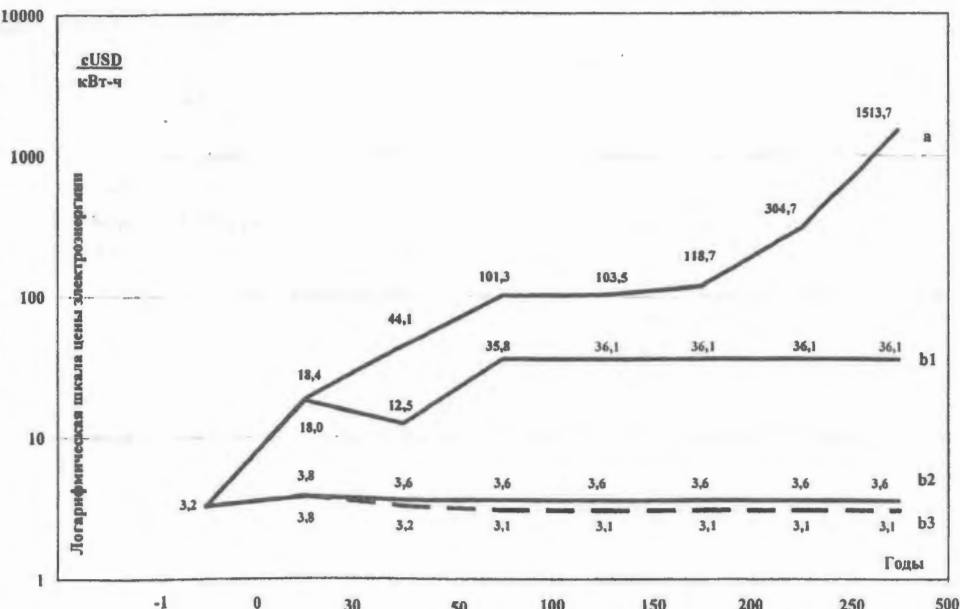


Рис. 7. Цена электроэнергии: а - "мир без ядерной энергии"; б1 - "мир с ядерной энергией" при отсутствии ЯЭУ с бридерами; б2 - "мир с ядерной энергией" при наличии ЯЭУ с бридерами и ВВЭР-1000(Pu); б3 - "мир с ядерной энергией" при наличии ЯЭУ с бридерами, ВВЭР-1000(Pu) и БРЕСТ-1200(Pu)

1,0. Ведь в этом случае цена электроэнергии увеличивается более чем в 10 раз и составляет десятки центов за киловаттчас.

Полученные результаты определяют место ЯЭ в системе мирового энергопроизводства.

Выполненный системный анализ вселяет надежду на то, что жизнь заставит людей отнестись серьезно и с уважением к выбору своего будущего. Серьезность момента состоит в том, что, зная описанную перспективу мира, следует уже сегодня плавно переориентировать инвестиции с традиционных энерготехнологий на ядерные энерготехнологии.

## Приложение П1. Модель энергосистемы

Рассмотрим энергетическую систему <sup>5)</sup>, к которой предъявляются  $i$  (причем  $i = \overline{1, I}$ ) видов спросов на энергию разных потенциалов (например, электроэнергия базисная, полупиковая, пиковая и т.д., тепло разных потенциалов и т.д.).

Энергосистема работает на расчетном интервале  $(-\infty, T)$  времени, который складывается из допланового  $(-\infty, 0)$  и планового  $(0, T)$  интервалов, причем  $T$  - длительность планового периода (возможно  $T = +\infty$ ).

В энергосистеме действуют и могут вводиться в эксплуатацию (для удовлетворения  $i$  видов спросов) энергостанции (электростанции, станции теплоснабжения, технологические станции, использующие процессы выработки энергии на энергостанциях, и т.п.) типа  $r$  (причем  $r = \overline{1, R}$ ; например,  $r$  = тепловой энергоблок на природном газе, ядерный энергоблок с реактором типа ВВЭР-440, ядерный энергоблок с реактором типа

ВВЭР-1000 и т.д.), использующие в качестве сырья возможности  $l$  (причем  $l = \overline{1, L}$ ) энергетических комплексов по добыче и выработке первичных источников энергии (первичного энергетического сырья, например,  $l$  = уголь, природный газ, гидроресурсы, нефть, ядерная энергия, солнечная энергия и т.д.).

Энергостанции разных типов размещаются на площадках  $\omega$  размещения, причем на одной площадке могут размещаться энергоблоки разных типов, не только использующие один вид сырья разного сорта (например, ядерные энергоблоки типа ВВЭР-440 и типа ВВЭР-1000), но и разные виды сырья (например, энергоблоки на мазуте, природном газе, угле или любая другая комбинация энергоблоков). Причем на одной площадке  $\omega$  размещения могут располагаться энергоблоки, несущие разную нагрузку (например, один энергоблок – базисную, другой – полупиковую, а третий включен для покрытия пиковой нагрузки энергосисте-

<sup>5)</sup> Под энергетической системой мы понимаем здесь энергосистему планеты, либо континента или нескольких континентов, либо региона, либо страны, либо области страны, либо района области, наконец, это может быть одна энергоплощадка, на которой размещены энергоблоки или даже один энергоблок.

мы, имея свою собственную нагрузку, равную или меньшую номинальной мощности, и т.д.). А также один и тот же энергоблок может участвовать в покрытии спроса на энергию разных видов  $i$  (например, вырабатывать одновременно базисную электроэнергию и тепло определенных потенциалов).

Система ограничений модели энергосистемы и функционал (он может быть любой; по умолчанию в качестве функционала приняты суммарные дисконтированные затраты на всю программу развития и функционирования энергосистемы) учитывают также, что для каждого энергоблока типа  $r$ , введенного в эксплуатацию с порядковым номером  $j$  на площадке  $\omega$  размещения в момент  $t_{j(r,\omega)}$  времени, имеются конечные сроки:

- $\tau_{j(r,\omega)}^{(construction)}$  строительства;
- $\tau_{j(r,\omega)}$  службы энергоблока. В связи с этим учи-

тываются расходы, связанные с вводом замещающих (взамен выбывающих) мощностей, а также расходы, учитывающие снятие с эксплуатации выбывающих мощностей;

- $\tau_{j(r,\omega)}^{(modernization)}$ , после которого производится модернизация оборудования энергоблока типа  $r$ , введенного в эксплуатацию на площадке  $\omega$  размещения в момент  $t_{j(r,\omega)}$  времени. В связи с этим учитываются расходы, связанные с модернизацией этого энергоблока.

Функционал и множество переменных оптимизационной задачи построены так, что позволяют перераспределять нагрузку между площадками  $\omega$  размещения, между отдельными энергоблоками типа  $r$  на одной площадке, а также маневрировать загрузкой каждого энергоблока, т.е. в любой момент времени задача сама определяет оптимальный режим работы энергоблока: работать на номинальной мощности либо на сниженной

мощности (обусловленной техническими возможностями снижения мощности) вплоть до полного выключения энергоблока (нулевая мощность).

Модель также позволяет маневрировать загрузкой и подпиткой топлива: в разные моменты времени энергоблок может работать на топливе разного сорта. Например, энергоблок ВВЭР-1000 в один момент может работать на урановом топливе, в другой – на плутониевом, в третий – на уран-плутониевом, в четвертый – на другой физически допустимой композиции топлива и т.д.

Предусмотрено, что любой энергоблок, если позволяет его конструкция, способен вырабатывать весь список  $i = \overline{1, I}$  видов энергии или часть его.

Учитывается доставка сырья (топлива) до каждого энергоблока и доставка продукции энергоблока до потребителя (оптимизация линий передачи сырья и энергии разных видов и потенциалов).

Учитывается влияние каждой технологии энерговыработки на окружающую среду. Оптимизируется плата (штраф) за нарушение ограничений на выбросы вредных веществ в окружающую среду.

Имеется возможность оптимизировать разработку и (вовлекать в оборот потоки) разного первичного сырья: нефти, газа, угля, гидроресурсов, солнечной энергии, урана, тория и т.д., а также рециклированного топлива на основе трансураниевых элементов.

Описанная выше оптимизационная модель реализована как составная часть компьютерного комплекса оптимизационных программ TOBAS [1, 2], написанного на языке Фортран и предназначенного для оптимизации (принятия решений) многоиерархических многомерных структур сколь угодно большой сложности. Идеология комплекса TOBAS такова, что его можно наполнять любыми моделями. По желанию пользователя TOBAS отыскивает либо допустимое (согласованное) решение, либо оптимальное решение. Ограничения на размерность задачи у TOBAS отсутствуют, реальным ограничением являются ресурсы компьютера.

## Приложение П2. ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ

В расчетах стратегий мировой энергетики принимались следующие исходные данные.

### П2.1. СПРОС НА ЭНЕРГИЮ

Принималось, что в 50 году интервала планирования длиной в 500 лет средняя удельная (на душу населения) электроемкость ВВП (Валовый Внутренний Продукт) в мире достигнет уровня электроемкости среднего удельного ВВП западноевропейских стран для 1996 года и к 100 году интервала планирования достигнет того же показателя западноевропейских стран, намеченного на 2020 год [3, 4]. Также считалось, что после 100 года интервала планирования рост населения на Земле прекратится, а душевое энергопотребление не будет возрастать (предполагается, что люди повсеместно будут использовать энергосберегающие технологии).

В табл. 2 дан мировой спрос на энергию в соответствии с вышеприведенными допущениями.

Т а б л и ц а 2. Мировой спрос на энергию, ТВт·ч

В году	Спрос на энергию	
	Нижний уровень	Верхний уровень
-3	13330	13330
50	39450	42420
100	54730	63340
500	54730	63340

## П2.2. РЕСУРСЫ ПЕРВИЧНЫХ ЭНЕРГОИСТОЧНИКОВ

Оценка мировых запасов первичных извлекаемых ресурсов дана в табл. 3 [3, 4], оценка мировых запасов гидроресурсов – в табл. 4 [5], оценка мировых запасов урана и затрат на его добычу – в табл. 5 [6]. Запасы тория принимались приблизительно равными запасам урана.

Т а б л и ц а 3. Оценка первичных извлекаемых ресурсов, Гт н.э.

Вид топлива	Ресурсы
Уголь и лигнит	3400
Нефть	
обычная	200
необычная:	
тяжелая	75
битумная	70
сланцевая	450
Природный газ	220

Т а б л и ц а 4. Оценка возобновляемых ресурсов

Гидроресурсы, (кВт·ч) ежегодно	$33000 \times 10^9$
-----------------------------------	---------------------

Т а б л и ц а 5. Мировые запасы урана и затраты на его добычу

Категория запасов	1	2	3
Затраты на добычу по цене, USD/(кг $U_3O_8$ )	35+80	80+130	30+180
Запасы $U_3O_8$ , Гг			
малые	2300	1000	4600
большие	2300	1000	6000

## П2.3. ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ ТЕХНОЛОГИИ

В табл. 6 перечислены энергетические технологии, использованные в расчетах, а также указаны удельные капитальные затраты и удельные собственные текущие расходы (без расходов на топливо) в относительных единицах для этих энерготехнологий. Удельным на единицу электрической мощности капитальным затратам, равным 1,0 относительных единиц, соответствует величина 3000 USD/кВт. Удельным на единицу выработанной электроэнергии собственным текущим расходам, равным 1,0 относительных единиц, соответствует величина 0,20 сUSD/(кВт·ч).

Т а б л и ц а 6. Затратные характеристики энерготехнологий (относительные единицы)

Энергетическая технология	Удельные капитальные затраты	Удельные собственные текущие расходы
на ядерном топливе		
ВВЭР-1000 (U)	1,0	1,0
ВВЭР-1000 (Pu)	1,0+1,2	1,0
БН-1600 (Pu)	1,5	1,0
БРЕСТ-1200 (Pu)	1,0	1,0
на угле	0,4+0,9	0,4+1,4
на природном газе	0,16+0,6	0,2+1,0
на нефти	0,3+0,8	0,4+1,4
на гидроресурсах	0,5+1,0	0,1

Стоимость добычи первичных извлекаемых ресурсов (угля, природного газа, нефти) варьировалась в диапазоне от 20 до 200 USD/т н.э. [7].

Затраты на сооружение и функционирование линий передачи электроэнергии и первичных извлекаемых ресурсов оценивались в диапазоне от 1 до 2 миллиардов USD/ГВт [8].

Данные по затратам на ядерный топливный цикл брались из работ [1, 6, 9-13].

При расчете капитальных затрат энергоблока учитывались: срок его строительства 6+12 лет и распределение затрат по годам строительства, типичное для этого энергоблока; срок службы 40+70 лет и затраты на снятие энерго-

блока с эксплуатации (доля затрат ~15%); модернизация энергоблока через каждые 20 лет и затраты, связанные с ней, в размере ~ 20%.

Удельные расходы топлива для традиционных энерготехнологий (на угле, газе, нефтепродуктах) принимались в диапазоне 250÷330 г/(кВт·ч) условного топлива.

В табл. 7 и 8 даны физико-технические характеристики ядерных энергетических технологий, воплощенных в ЯЭУ.

Т а б л и ц а 7. Физико-технические характеристики ЯЭУ <sup>б)</sup>

Характеристика	ЯЭУ			
	ВВЭР-1000 (U)	ВВЭР-1000 (Pu)	БН-1600 (Pu)	БРЕСТ-1200 (Pu)
Электрическая мощность, МВт	1000	1000	1600	1200
Тепловая мощность, МВт	3200	3200	4300	2800
Вес загрузки, т	70,2	114,0	27,4 <sup>*)</sup>	60,0
			24,0	
			52,8	
Годовой расход топлива, т/год	22,8	38,0	15,4 <sup>*)</sup>	12,0
			14,2	
			25,0	
Годовая потребность в работе разделения, кг ЕРР/(МВт·год)	134	-	-	-

<sup>\*)</sup> активная зона  
торцевой экран  
боковой экран

Т а б л и ц а 8. Физико-технические характеристики ЯЭУ <sup>б)</sup>

Изотоп	ЯЭУ			
	ВВЭР-1000 (U)	ВВЭР-1000 (Pu)	БН-1600 (Pu)	БРЕСТ-1200 (Pu)
	Начальный изотопный состав (первая загрузка), кг/т			
<sup>235</sup> U Pu (делящийся)	31,2 -	- 18	- 120	- 82,17
	Изотопный состав выгружаемого топлива (первая загрузка), кг/т			
<sup>235</sup> U Pu (делящийся)	8,7 6,0	- 13,72	- 110 <sup>*)</sup> 20 9	- 82,17
	Начальный изотопный состав (установившийся режим), кг/т			
<sup>235</sup> U Pu (делящийся)	44 -	- 24	- 120	- 82,17
	Изотопный состав выгружаемого топлива (установившийся режим), кг/т			
<sup>235</sup> U Pu (делящийся)	12,4 8,2	- 15,91	- 110 <sup>*)</sup> 20 9	- 82,17

<sup>\*)</sup> активная зона  
торцевой экран  
боковой экран

## П2.4. ЭКОЛОГИЧЕСКИЕ ОГРАНИЧЕНИЯ

В табл. 9 даны удельные величины вредных атмосферных выбросов, которые сопутствуют применению энерготехнологий каждого вида [3]. Заметим, что для ЯТЦ данные таблицы отражают реальности сегодняшнего дня, когда отдельные переделы ядерного топлива используют электроэнергию и тепло разных потенциалов, вырабатываемые на тепловых электростанциях и в котельных.

В табл. 10 приведены значения денежных штрафов (в немецких марках – DM за тонну выбросов), разработанных в Институте прикладной экологии (Германия) [3].

<sup>б)</sup> Характеристики ЯЭУ типа ВВЭР-1000 (Pu) получались прямой заменой урана-235 на делящийся плутоний для усовершенствованного легководного ядерного реактора [1, 6, 9, 10].

Т а б л и ц а 9. Атмосферные выбросы от различных топливных циклов, включая стадию производства электроэнергии, г/(кВт·ч)

Вид выброса	Топливный цикл			
	ЯТЦ	Угольный	Нефтяной	На природном газе
SO <sub>x</sub>	1,500	12,500	8,300	13,700
NO <sub>x</sub>	0,400	3,000	4,500	3,400
CO	0,010	0,240	0,610	0,060
CH <sub>4</sub>	0,005	0,050	1,250	0,010
CO <sub>2</sub>	8,000	1100,000	640,000	530,000
Твердые частицы	0,400	0,900	0,860	0,140

Т а б л и ц а 10. Штрафы за выбросы в атмосферу, DM/т

Вид выброса	SO <sub>x</sub>	NO <sub>x</sub>	CO	CH <sub>4</sub>	CO <sub>2</sub>	Твердые частицы
Штраф	5000	4000	500	2000	10 + 100	1000

Поскольку модель энергосистемы включает экологические ограничения, то представляется возможным выяснить их системную роль – ограничить или поощрить применение той или иной энерготехнологии.

## П2.5. НОРМА ДИСКОНТИРОВАНИЯ

Выбор значения нормы (норматива) дисконтирования очень важен. В этом интегральном параметре, являющемся социальным стандартом национальной экономики, собраны все страсти людские и представления людей о том, как они живут сейчас и как хотят жить в будущем. Без знания этого норматива невозможно планировать и прогнозировать жизнь людей. Представляется разумным предположить, что в будущем мире большинство стран будут наращивать свои производительные силы, так что нет основания полагать величину норматива дисконтирования для большинства стран мира выше ее сегодняшнего значения для развитых стран, т.е. выше значения 0,05 год<sup>-1</sup> [1, 6]. Поэтому в расчетах везде принято это значение норматива дисконтирования.

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шевелев Я.В., Клименко А.В. Эффективная экономика ядерного топливно-энергетического комплекса. – М.: РГГУ, 1996.
2. Anatoly V. Klimenko. The computer program "TOBAS" for nuclear fuel production and power generating industry optimization // Programme of the international symposium on nuclear energy / SIEN' 97. Bucharest, Romania, 1997, October 24-25. Part 1. Radioactive Waste Management, p. 196-200.
3. Белая книга ядерной энергетики/ Под общ. ред. проф.Е.О.Адамова/1-е изд. – М.: ГУП НИКИЭТ, 1998.
4. Energy for Tomorrow's World – the Realities, the Real Options, and the Agenda for Achievement/WEC Commission, St.Martin's Press, 1994.
5. Стырикович М.А., Шпильрайн Э.Э. Энергетика. Проблемы и перспективы. – М.: Энергия, 1981.
6. Клименко А.В. Цена оружейного урана. – Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. Спец.выпуск. 1998. – 86 с.
7. Clerici A., Longhi A. Combined Cycle Power Plants Close to Gas Fields or to Electricity Final Users? – POWER-GEN EUROPE'98. The forum for the changing Power Generating Industry in Europe. June 9-11, 1998, Milan, Italy. Summary book.
8. Dodero G., Castelli D., Coffetti M. Electric Power Plant Capital Costs. – Там же.
9. Ядерная энергетика. Основные проблемы и перспективы развития. Экспертная оценка. – М.: Институт атомной энергии им. И.В.Курчатова, 1984.
10. Ядерная энергетика. Проблемы и перспективы. Экспертные оценки. – М.: Институт атомной энергии им. И.В.Курчатова, 1989.
11. Справочник по ядерной энерготехнологии. Пер. с англ./ Ф.Ран, А.Адамантиадес, Дж.Кентон, Ч.Браун; под ред. В.А.Легасова. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
12. Nuclear energy for Poland. NEP 99. International Seminar. Warsaw, 25-26 March 1999. Proceedings/Institute of atomic energy. Otwock-Swierk, 1999.
13. Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение, 1994, вып. 2(62), 3(63).
14. Маргулова Т.Х. Атомные электрические станции. Учебник для вузов. – М.: ИзДАТ, 1994.

Статья поступила в редакцию 14 декабря 2001 г.  
Вопросы атомной науки и техники.  
Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 4, с. 77 – 89.

## ПАМЯТИ Б.И.МОТОРОВА



Редакционная коллегия выпуска «Динамика и безопасность ядерных энергетических установок» с прискорбием сообщает о том, что после тяжелой болезни 9 февраля 2001 года скончался один из активных членов редколлегии и секции по динамике Моторов Борис Иванович. Ушел из жизни талантливый учёный, хорошо известный читателям нашего сборника и специалистам по динамике ЯЭУ.

Свою трудовую деятельность после окончания в 1961 г. радиофизического факультета Горьковского

госуниверситета он начал в руководимой Н.А. Железцовым спецлаборатории ГИФТИ. Специализация на созданной А.А. Андроновым кафедре теории колебаний и динамики машин, участие в работе лаборатории под руководством А.В.Сергиевского и Е.Ф. Сабаева сыграли заметную роль в становлении Б.И. Моторова как ученого.

С 1964 г. Б.И. Моторов стал работать в ОКБМ под руководством Ф.М. Митенкова, где он сформировался как крупный специалист и руководитель, возглавивший в 1969 г. созданный отдел динамики. Одновременно с административно-производственной деятельностью он вел большую научную работу, о чем свидетельствуют ряд книг и монографий, а также защита в 1968 и 1982 гг. кандидатской и докторской диссертаций. За годы работы в ОКБМ Б.И.Моторов и руководимый им коллектив внесли значительный вклад в обеспечение расчетных обоснований динамических и эксплуатационных характеристик и безопасности разрабатываемых в ОКБМ ЯЭУ различных типов и назначения. За успешный и плодотворный труд Б.И.Моторов награжден орденами и медалями, он Лауреат Государственной премии СССР.

В памяти сотрудников ОКБМ и знавших его коллег из других организаций Б.И.Моторов останется как эрудированный, глубоко порядочный человек, как ученый и специалист, внесший значительный вклад в развитие научно-технической базы расчетов динамики ЯЭУ и в создание ряда конкретных энергетических установок.

### Слово о Моторове Борисе Ивановиче

После работ по созданию первой установки для атомного ледокола "Ленин" в конструкторском коллективе ОКБМ сложилось мнение о существенном недостатке в организации работ над проектами установок и оборудования различного назначения из-за отсутствия в ОКБМ специалистов по динамике машин и процессов различной физической природы, в них протекающих. Обращение в специализированные организации не обеспечивало необходимой оперативности при поиске оптимальных конструктивных решений, хотя целесообразность и необходимость рабочего взаимодействия с ними не вызывала и не вызывает сомнений. Руководством ОКБМ было принято решение о создании специального подразделения по динамическим исследованиям, разрабатываемых ЯЭУ.

В 1964 г. в ОКБМ был принят на работу в качестве инженера-расчетчика Моторов Борис Иванович, который в 1961 г. закончил радиофизический факультет ГТУ им. Н.И. Лобачевского и три года проработал в ГИФТИ, с которым ОКБМ сотрудничал. Мои первые производственные контакты с Борисом Ивановичем не вызвали у меня особого оптимизма, поскольку контакты были практически односторонними: я рассказывал, что нам нужно от динамических исследований, какие

должны на их основе выработаться рекомендации, кто их в дальнейшем будет использовать. От Бориса Ивановича я услышал несколько уточняющих вопросов и только. Но каково же было мое удивление, когда примерно через месяц-полтора он попросил у меня встречи и изложил свое видение организации решения задач, которые он усмотрел из моей информации при наших предыдущих встречах.

Формулировка задач, характер и перечень необходимых данных, предложения о последовательности их решения, соображения о возможных вычислительных трудностях и т.д. отличались четкостью, системностью, что свидетельствовало и об эрудиции, и о конкретности мышления, и об умении видеть и не забывать за частностями целое. Поэтому неудивительно, что вскоре вокруг Бориса Ивановича образовалась группа инженеров, которые специализировались на динамических исследованиях (проблемы устойчивости, переходные процессы и др.). Весьма велика заслуга Бориса Ивановича в обеспечении профессионального роста специалистов в процессе решения конкретных задач.

Его постоянное самообразование в области динамических исследований было хорошим и стимулирующим примером. На основе группы Бориса Ивановича в 1969 г.

был организован отдел динамических исследований, который он и возглавил.

За годы совместной работы с Борисом Ивановичем мы написали с ним несколько книг, работа над которыми способствовала обобщению полученного практического опыта и обеспечивала дальнейшее углубление исследований по динамике ЯЭУ и повышению их качества.

Совместная работа не вызывала каких-либо трений, поскольку критические замечания каждой стороны обсуждались беспристрастно и общее мнение вырабатывалось без затруднений.

Что еще вспоминается из совместной работы с Борисом Ивановичем? Это независимость его суждений, ссылка на авторитет фамилий в дискуссиях им во внимание не принималась. Для него было весьма характерно умение из любой статьи, автореферата, диссертации

выделить действительно новое, "сухой остаток", как он любил выражаться.

У меня сложилось о нем устойчивое мнение как о талантливом ученом, исследователе, внесшем большой вклад в организацию динамических исследований ЯЭУ в ОКБМ, в отработку методологии их исследований, в создание соответствующих средств. При этом вклад его не ограничился разработкой теоретических моделей и соответствующих программ. Значителен его вклад в разработку требований к экспериментальным установкам и обоснование представительности получаемых результатов по динамике соответствующих процессов применительно к натурным системам.

Преждевременная смерть Бориса Ивановича - большая потеря для ОКБМ, в историю которого он вошел весомо и весьма продуктивно.

*Ф. М. Митенков*

## Ничто человеческое ему было не чуждо...

С Борей Моторовым я познакомился 45 лет назад, в 1956 г., когда мы стали первокурсниками радиофизического факультета ГГУ. До последнего времени мы оба работали в ОКБМ - сначала в одном отделе, а позднее в разных, занимаясь смежными вопросами. Мои ближайшие университетские друзья к тому же учились в школе вместе с отличником Борей с первого класса. Я мог бы привести много фактов, свидетельствующих о его усидчивости, целеустремленности, логическом мышлении, присущих настоящему ученому, но об этом, наверное, скажут его более компетентные коллеги. Мне хотелось бы отметить, что Борис Иванович, несмотря ни на какие внутренние и внешние качества и признаки, все-таки не был и старался не быть «сухарем», отрешенным от мирских забот и забав. Имея возможность по состоянию здоровья не участвовать в битвах за урожай картофеля и других, формальных и неформальных мероприятиях студентов, он в основном в них участвовал.

Летом 1958 г. я пригласил его принять участие в сплаве на плотках по Керженцу, и он с удовольствием согласился. Вначале с удивлением взирал на подготов-

ку, когда на борт и на грудь взяли много водки и рыболовных принадлежностей и немного хлеба и тушенки. Чего ему стоил этот месячный поход от истоков реки до Макарьева на Волге - одному Богу известно. С этого времени его отношение ко мне сводилось к вопросам о рыбалке, пивном десерте, о досуге, а также о курьезных случаях молодых лет.

В 1960 г. Борис Иванович навестил меня и И. С. Постникова (будущего декана мехмата университета) в расположении воинской части, где мы проходили военные сборы. Сумев преодолеть все препоны (охрана, старшина и пр.) с помощью «вечной российской валюты», он вызволил нас на несколько часов и организовал пикник на обочине.

Борис Иванович никогда не жаловался на не очень-то благосклонную судьбу. Так было и в его последние месяцы и дни. Говорил о работе, вспоминал друзей, знакомых, но никогда не касался своих болезней. Его не стало в год 40-летнего юбилея выпуска радиофака ГГУ 1961 г.

*Б. А. Авербах*

## Воспоминания

С Борисом Ивановичем мне пришлось проработать практически всю трудовую жизнь.

В ОКБМ организовался отдел динамики из состава разнородных отделов, и я оказался «расчетчиком». Первая совместная работа состояла в том, что я рассказывал об устройстве механизмов и системах управления, а Борис Иванович записывал это в виде формул для создания расчетной программы. Несколько лет спустя он так определил свое отношение к нам, «практикам»: «Можно, конечно, и медведей учить танцевать, но больно уж нерентабельно» Но это высказывание я

получил много позднее, когда отношения сложились достаточно доверительные.

В целом же Борис Иванович очень четко стремился определить потенциальные возможности человека по производной в новой задаче и соответственно устанавливал ему планку в задаче. Во всех случаях, сколько помню, Борис Иванович самостоятельно «прорубал» новое направление и только потом привлекал сотрудников в расширение объема и направлений работ.

Наиболее характерным, пожалуй, для него при этом было идти от основополагающих законов физики, абсо-

лютно не приемля готовые результаты («Не умрите от опечатки»). Очень часто на мне, как на «оселке», он проверял свои полученные результаты, оттачивая аргументацию, не жалея времени, доводя мой уровень знаний до своего понимания.

В периоды работы над новой проблемой он забывал о всех остальных задачах отдела. Он «тонул» в проблеме. Зато в результате появлялись оговоренные идеи, опровержения которых были немыслимы для подчиненных и начальников и маловероятны для крупных специалистов в данной узкой области. Достаточно вспомнить результаты по устойчивости кипящей АСТ, обоснованию параметрической природы возбуждения асинхронного генератора, обобщению механизмов неустойчивости.

Вообще Бориса Ивановича отличало стремление нестандартно мыслить. Порой давалось заключение, которое вроде бы и не к чему «приставить», и только спустя какое-то время (или после очередной дискуссии) мы начинали понимать правильность суждения.

Удивительным свойством человеческой природы Бориса Ивановича было отсутствие высокомерия. По технике к Борису Ивановичу можно было подойти с любым вопросом и получить исчерпывающий ответ без

даже намека на то, что вопрос тривиальный. Вывести его из равновесия в споре могли лишь доводы типа «А нас так учили», не терпел лени и дилетанства. Очень уступчивый и нетребовательный в житейском смысле («Мы не на коммунальной кухне»), что порой шло не на пользу работников отдела, Борис Иванович становился совершенно негибким в вопросах теории и практики создания ЯЭУ.

В значительной степени заслугой Бориса Ивановича следует считать то, что подразделение 70 занимает особое место в структуре ОКБМ: любая нестандартная задача поручалась отделу, руководимому Борисом Ивановичем, и чем сложнее задача, тем больше азарта было у руководителя. Именно на таких задачах и росли специалисты.

В последние годы Борис Иванович наметил новые направления исследований (по кризису теплоотдачи, по динамике помпажа, по динамике ротора, по применимости критериев подобия) и сожалел, что некому их продолжить.

До последнего дня Борис Иванович интересовался ходом работ, часами воспринимая информацию и делая краткие, но крайне полезные советы.

*В. С. Востоков*

## Воспоминания экспериментаторов о совместной работе с Борисом Ивановичем Моторовым

Борис Иванович Моторов остался в памяти как талантливый инженер, тонко чувствующий предмет наших совместных исследований. Его знания в области теории колебаний, эрудиция позволяли расшифровывать и объяснять физический смысл процессов, которыми мы занимались.

Он умел, выслушав нас - механиков и теплотехников, объяснить природу возникновения гидродинамической неустойчивости по ходу проведения эксперимента. С ним было очень приятно общаться: никогда не оборвет, не скажет, что говоришь ему глупость, а спокойно выслушает и постарается объяснить, если нужно гра-

фически довести до понимания, оставляя все теоретические выкладки за собой.

Это был настоящий ученый, и оценить его мог только человек, стоящий с ним на одном уровне знаний. Мы же, экспериментаторы, воспринимали его как сказочника, когда в процессе эксперимента он, отслеживая за поведением параметров по стрелкам прибора, доводил до нас с помощью системы уравнений, понятным языком вероятную природу явления.

Всегда в основном замкнутый, неразговорчивый в быту он, тем не менее, оставил о себе светлую память как человек, как личность.

*Л. Н. Кутьин*

# СОДЕРЖАНИЕ

К юбилею сборника.....	3
------------------------	---

## ДИНАМИКА И УПРАВЛЕНИЕ

<i>Линьков С.И., Рудневский А.В., Савин В.П., Цветков О.А.</i> Принципы создания наладочно-испытательного комплекса СУЗ транспортных реакторных установок.....	4
<i>Будников В.И., Савихин О.Г., Чистов А.С.</i> Оценка влияния поперечных перетечек на распределение плотности теплоносителя в активной зоне водо-водяного реактора.....	7
<i>Постников Н.С.</i> Турбулентность нейтронного поля (пространственно-временной хаос) в ядерных реакторах.....	10
<i>Дедуль А.В., Леончук М.П., Пыльченков Э.Х., Ламков А.В., Гришаков С.Н.</i> Расчет динамики теплогидравлических параметров мишенного контура с учетом импульсной работы ускорителя.....	17
<i>Зньшев В.В., Николаев М.Я., Пригоровский А.Л., Кодочигов Н.Г., Друмов В.В.</i> Определение акустических нагрузок в гелиевом тракте ГТ-МГР.....	23
<i>Арутюнян Р.В., Афанасьев А.М., Афанасьева А.А., Афанасьев А.А., Кулько А.Г., Абаимов А.Д., Коровина И.И., Андреев М.Г.</i> Система поддержки принятия решения при планировании и проведении перегрузок каналов на реакторе типа РБМК (на базе программного комплекса "ПРОГНОЗ").....	26

## ПЕРЕХОДНЫЕ И АВАРИЙНЫЕ РЕЖИМЫ

<i>Гордон Б.Г., Истомина Н.Н., Токаренко В.Ф.</i> Обзор методических подходов в анализах аварий на АС.....	33
<i>Будников В.И., Савихин О.Г., Чистов А.С., Фальковский Л.Н.</i> Оценка эффективности СПОТ ВВЭР-1000 при "малой" течи из первого контура в аварии полного обесточивания АЭС.....	47
<i>Сабаев Е.Ф., Карпычев П.Н.</i> Бегущие волны в обогреваемых каналах с кипением теплоносителя.....	49
<i>Дмитриев С.М., Кресов Д.Г., Куприянов А.В.</i> К вопросу об оптимизации полномасштабных экспериментов по кризису теплоотдачи, основанной на топологических особенностях кривой кипения.....	55

## ТРЕНАЖЕРЫ

<i>Данилов В.А., Янушевич Д.И., Зенков А.Д., Малкин С.Д., Масанов А.О., Моисеев И.А., Ракитин И.Д.</i> Компьютерная технология SimPort и эмуляторы АСУ ТП. Опыт разработки.....	59
<i>Янушевич Д.И., Данилов В.А., Зенков А.Д., Липов М.Ю., Малкин С.Д., Масанов А.О., Махонько А.А., Моисеев И.А., Ракитин И.Д.</i> Компьютерная технология SimPort и комплекс прикладных кодов как инструмент создания тренажеров и моделирующих комплексов энергоблоков.....	65

## ЭКОНОМИКА

<i>Городков С.Г., Клименко А.В., Кошован Ш., Марина Ю.С.</i> Можно ли удешевить производство энергии, если отказаться от ядерной энергетики?.....	77
Памяти Б.И. Моторова.....	90

# CONTENTS

To the issues' jubilee .....	3
------------------------------	---

## DYNAMICS AND CONTROL

<i>Lin'kov S.I., Rudnevsky A.V., Savin V.P., Tsvetkov O.A.</i> Principles of creation of a test and adjustment complex for control and protection system for transport reactors.....	4
<i>Budnikov V.I., Savikhin O.G., Chistov A.S.</i> Assessing the cross-flow dependence of the coolant density distribution in the WWR core .....	7
<i>Postnikov N.S.</i> Turbulence of neutron field (spatio-temporal chaos) in nuclear reactors.....	10
<i>Dedoul A.V., Leonchuck M.P., Pylchenkov E.Kh., Lamkov A.V., Grishakov S.N.</i> On the target circuit thermohydraulic parameters dynamic calculations taking into consideration the impulse feature of accelerator beam power change .....	17
<i>Znyshev V.V., Nikolaev M.Ya., Prigorovsky A.L., Kodochigov N.G., Drumov V.V.</i> Estimation of acoustic loads in GT-MHR helium flow path.....	23
<i>Aroutynyan R.V., Afanasyev A.M., Afanasyeva A.A., Afanasyev A.A., Koul'ko A.G., Abaimov A.D., Korovina I.I., Andreev M.G.</i> Support system of decision taking at reloadings of channels planning and realization on the RBMK reactor (on the basis of program complex "PROGNOZ").....	26

## NON-STATIONARY AND EMERGENCY PROCESSES

<i>Gordon B.G., Istomina N.N., Tokarenko V.F.</i> Methodical approaches review of NPP accident consequences .....	33
<i>Budnikov V.I., Savikhin O.G., Chistov A.S., Fal'kovsky L.N.</i> Assessing the effectiveness of the PHRS in the WWR-1000 reactor for a "minor" leak in the primary coolant circuit in the event of total loss of power in an APP .....	47
<i>Sabayev Ye.F., Karpychev P.N.</i> Traveling waves in heat channels with boiling coolant.....	49
<i>Dmitriev S.M., Kresov D.G., Kuprijanov A.V.</i> On the optimization of full-scale experiments on boiling crisis, based on topological peculiarities of boiling curve.....	55

## TRAINING SIMULATORS

<i>Danilov V.A., Yanushevich D.I., Zenkov A.D., Malkin S.D., Masanov A.O., Moiseev I.A., Rakitin I.D.</i> SimPort computer technology and DCS emulators. Development experience.....	59
<i>Yanushevich D.I., Danilov V.A., Zenkov A.D., Lipov M.Yu., Malkin S.D., Masanov A.O., Makhon'ko A.A., Moiseev I.A., Rakitin I.D.</i> SimPort computer technology and codes system as a tool for simulators and modeling systems development.....	65

## ECONOMICS

<i>Gorodkov S.G., Klimenko A.V., Koshovan Sh., Marina J.S.</i> Can we cheapen electricity production if we abandon nuclear power engineering? .....	77
In the memory of B.I.Motorov .....	90

## К СВЕДЕНИЮ АВТОРОВ

При подготовке статьи в сборник автор должен руководствоваться Государственным стандартом "Оригиналы текстовые, авторские и издательские" (ГОСТ 7.3 – 77). Согласно этому стандарту к авторским оригиналам, передаваемым для издания, предъявляются следующие требования:

1. Экземпляр статьи должен быть первым, отпечатан на одной стороне писчей бумаги форматом 210×297 мм через 1,5 интервала (головки в таблицах можно через 1 интервал) с полями с левой стороны не менее 20 мм. Статья должна быть составлена в следующем порядке: индекс УДК; заглавие; инициалы и фамилии авторов; место работы каждого автора с почтовым адресом; аннотация на русском и английском языках (не более 10 строк каждая); текст; список литературы; рисунки; подрисуночные подписи (на отдельном листе); реферат (15 - 17 строк на отдельном листе).

2. Статья должна предоставляться в двух экземплярах и электронная версия (на дискете в редакторе Word 97, шрифтом № 10, Times New Roman), текст не форматируется.

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

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

5. Формулы и буквенные обозначения величин должны быть размечены и сразу расшифрованы. Формулы нумеруются арабскими цифрами, номер ставится с правой стороны листа в круглых скобках.

6. Все рисунки, схемы, фотографии должны быть черно-белыми и предельно четкими; могут иметь расширения, совместимые с Word 97 (например, GIF, JPG, TIF, BMP, WMF и т.д.).

Чем крупнее рисунок, тем крупнее должны быть обозначения на нем (для того чтобы при уменьшении рисунка были читаемы обозначения). На рисунках допускается минимальное число обозначений - краткие цифровые (по порядку номеров слева направо или по часовой стрелке) или буквенные обозначения. Все пояснения выносятся в подрисуночные подписи. На обороте каждого рисунка указываются фамилии авторов, название статьи, номер рисунка, обозначения верха и низа.

7. Ссылки на литературу в тексте даются по порядку арабскими цифрами в квадратных скобках. Список литературы составляется в той же последовательности, в которой приводятся ссылки на литературу.

8. Список литературы следует оформлять в соответствии с Государственным стандартом "Библиографическое описание произведений печати" (ГОСТ 7.1 - 76, раздел 7), в частности, необходимо указывать:

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

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

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

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

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

В ноябре 2000г. вышла из печати книга Анатолия Степановича Дятлова «Чернобыль. Как это было» (М.: ООО Издательство «Научтехлитиздат», 2000. – 240 с.), а в апреле 2001г. – второе, исправленное и дополненное издание.

Это уникальная книга. Ее автор был заместителем главного инженера Чернобыльской АЭС по эксплуатации. Во время аварии он находился на блочном щите управления 4-го энергоблока – при взрыве и после взрыва. Происходящее он видел собственными глазами. Его представление и понимание того, что произошло, трудно переоценить. Далеко не со всем, что написано в этой книге, можно согласиться. Оценка людей о прошедшем событии зачастую несет яркую эмоциональную окраску. Однако для всех, кто интересуется этой одной из крупнейших техногенных катастроф, книга А.С. Дятлова представляет огромную ценность.

Книгу можно заказать по адресу:  
107076, Москва, Колодезный пер., д. 14, 6-й этаж, комн. 2.  
Тел.: (095) 269-00-04. E-mail: pribor@dialup.ptt.ru  
или приобрести непосредственно в издательстве.

## ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

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

**Выпуск 4**

Ответственный за выпуск – С.М. Зарицкий

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

Компьютерная верстка – Л.М. Краснова

Подписано в печать 04.01.2002. Формат 210×297  
Тираж 350. Индекс 3646. 13 статей. Заказ 171.  
Отпечатано в ООО Издательство «Научтехлитиздат»  
107076, г. Москва, Колодезный пер., д. 14, офис 602.  
Тел.: (095) 269-00-04.

**ИЗДАТЕЛЬСТВО НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКОЙ ЛИТЕРАТУРЫ «НАУЧТЕХЛИТИЗДАТ» ВЫПУСТИЛО КНИГИ:**

**А.З. Славинский. Высоковольтные вводы: расчет, конструирование и ремонт.**

В книге рассмотрены основы расчета, конструирования, выбора и ремонта высоковольтных вводов разного назначения на классы напряжения 110...750 кВ. Изложены методы расчета распределения напряжения по изоляции, способы достижения равнопрочной с точки зрения электрической прочности конструкции. Приведен обширный экспериментальный материал для различных конструкций высоковольтных вводов конденсаторного типа. Показаны причины старения бумажно-масляной изоляции. Описаны требования, предъявляемые к проходным изоляторам вообще и к вводам конденсаторного типа в особенности. Приведены различные конструктивные исполнения вводов конденсаторного типа, описаны способы их расчета и выбора.

Книга предназначена для инженерно-технических работников, занятых в области аппаратостроения энергетического назначения; может быть полезна как для оперативного персонала, так и для научных работников, инженеров и студентов.

Формат 60x90 1/16. 374 стр. Цена книги 200 руб.

**Н.И. Аристова, А.И. Корнеева. Промышленные программно-аппаратные средства на отечественном рынке АСУТП.**

В книге рассмотрены основные НТК, сетевые многофункциональные контроллеры, средства сбора, обработки и представления информации, SCADA-системы отечественного и зарубежного производства. Рассматриваются структура и функции, тенденции и перспективы развития АСУТП, приводится подробный обзор их применения на конкретных объектах. Для оценки рынка поставщиков продукции АСУТП даются сведения о фирмах-интеграторах, имеющих опыт внедрения в России и странах СНГ. Книга базируется на материалах, опубликованных в журнале "Промышленные АСУ и контроллеры", которым руководят авторы, использует богатый информационный опыт международных семинаров по ПТК, контроллерам и SCADA-системам, регулярно проводимых в Институте проблем управления – ИПУ РАН.

Формат 60x88 1/8. 400 стр. Цена книги 300 руб.

**Н.Т. Клещев, А.А. Романов. Практическое руководство по организации и проектированию информационных систем.**

Рассматривается прагматический подход к организации и проектированию информационных систем, основанный на применении совокупности адаптированных и параметризованных базовых международных и национальных стандартов и открытых спецификаций, отвечающих стандартам "де-факто" и рекомендациям международных консорциумов.

Систематически излагаются принципы организации и проектирования информационных систем и их основные элементы. Особое внимание уделяется принципам, методам, технологиям и стандартам, которые прошли практическую проверку на технологическом стенде или в действующих системах, методам и средствам обеспечения информационной безопасности. Представлены конкретные примеры архитектур и системно-технических решений, применяемых в процессах проектирования и разработки, как типовые.

Для разработчиков и пользователей информационных систем.

Формат 60x88 1/16. 388 стр. Цена книги 200 руб.

**А.Ю. Истратов, Д.А. Агеев, Н.Ф. Захаров, З.В. Ильиченкова, С.М. Мазурин.**  
**Основы программирования на языке C/C++.**

Рассматриваются основные приемы и методы программирования на языке C/C++. Полностью приводятся все конструкции языка, начиная с простейших понятий (примитивов) и заканчивая последними достижениями фирм-разработчиков, удовлетворяющие международным стандартам ANSI и ISO (CDx3J16/WG21). Уделяется внимание особенностям эволюции языка на сравнительных примерах большого количества программ, протестированных на компиляторах фирм Borland, Meta Ware, Microsoft, Symantec, Watcom.

Рассматриваются также основы создания клиент-серверных приложений для работы с базами данных (БД). Излагаются основные аспекты работы с ADO – наиболее перспективным и универсальным интерфейсом доступа к современным СУБД при работе в среде Microsoft Windows. Приводятся примеры обращения к БД в конкретных программных приложениях.

Для удобства программирования в приложениях книги отражена информация по функциям стандартной библиотеки C/C++, по работе в различных интегрированных программных средах, по таблицам кодов ASCII и UNICODE и др.

Книга предназначена как для начинающих программистов, так и для сложившихся специалистов. Может быть использована в качестве руководства программиста.

**Ш.И. Лутидзе, Э.А. Джафаров. Сверхпроводящие трансформаторы.**

В книге изложены электродинамика сверхпроводников и основы расчета сверхпроводящих проводов и сверхпроводящих обмоток.

Даны методы расчета сверхпроводящих трансформаторов с пульсирующим и вращающимся магнитными полями.

Рассмотрены сверхпроводящие трансформаторы с ферромагнитным и неферромагнитным магнитопроводом, с отдельной обмоткой возбуждения.

Книга предназначена для научных и инженерно-технических работников, специализирующихся в области разработки и создания сверхпроводящих трансформаторов.

*По вопросам приобретения книг обращайтесь в бухгалтерию Издательства «Научтехлитиздат»  
по тел.: (095) 269-00-04, либо подайте запрос по факсу: (095) 268-74-82*

## Индекс 3646

ISSN 0205-4671. Вопросы атомной науки и техники.  
Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 4, 1-96