

621.039.5
УДК В 74

ISSN 0205—4671

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
«КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ:
Физика
ядерных реакторов

ВЫПУСК

1

1994

Выпуски «Динамика ядерных энергетических установок»
подготавливаются НИИ механики при Нижегородском университете

Редакционная коллегия серии:

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

Редакционная коллегия выпуска:

А.М. Афанасьев, В.П. Горбунов, М.Х. Дорри, В.Н. Ефимов,
В.Д. Ислямов, А.И. Колесников, А.Е. Крошили, Э.С. Куропатенко,
М.П. Леончук, С.Д. Малкин (гл. редактор), А.И. Могильнер,
Б.И. Моторов, А.В. Певницкий, В.И. Плютинский, Л.Н. Подлазов,
В.В. Пчелин, Е.Ф. Сабаев, Л.В. Смирнов (зам. гл. редактора),
В.П. Спассков, Г.С. Таранов, К.И. Яковлев

В выпусках «Динамика 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 динамики ЯЭУ;
- расчетные исследования переходных и аварийных процессов;
- расчетные исследования устойчивости стационарных режимов ЯЭУ;
- диагностика ЯЭУ;
- описания и аннотации программ расчетов динамики и экспериментальных исследований.

Issues of «Dynamics of nuclear power plants» contain the following information:

- mathematical simulation of dynamic processes in NPP and their components;
- experimental results on the stability of stationary processes and the definition of mathematical models of the NPP dynamics;
- analysis of transient and emergency operation;
- mode stability;

the dynamics designs and experimental studies.

ОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

и я: Физика ядерных реакторов

Выпуск 1

твенный за выпуск С.М. Зарицкий
ический редактор С.К. Сведлова

Корректор В.П. Горячева

ю в печать 19.09.94. Формат 60×90/8

ая. Усл. печ. л. 7,5. Уч.-изд. л. 7,5+0,5 вкл.

50. Индекс 3646. 16 статей. Заказ 136.

йском научном центре «Курчатовский институт»

, Москва, пл. Академика Курчатова

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР "КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

36888⁴/₉

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

СЕРИЯ

ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

ИЗДАЕТСЯ С 1973 Г.

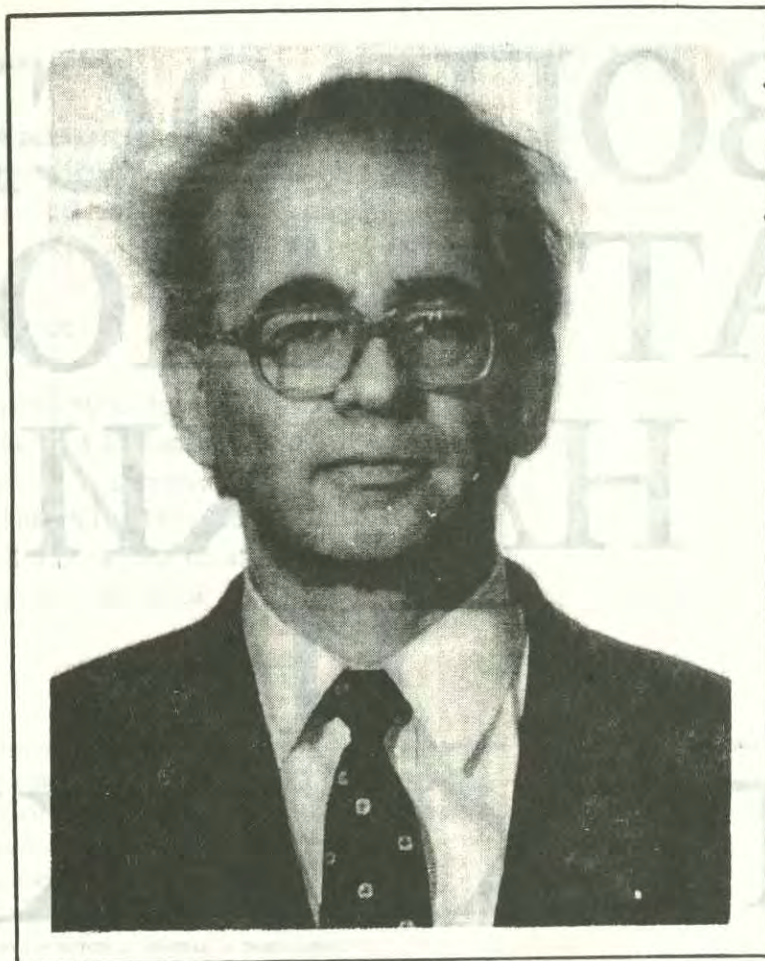
ВЫПУСК 1

ДИНАМИКА ЯДЕРНЫХ
ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

Институт Атомной Энергии
им. И. В. Курчатова
БИБЛИОТЕКА

МОСКВА — 1994

Светлой памяти
Ясена Владимировича ШЕВЕЛЕВА
посвящается



Этот выпуск сборника посвящается светлой памяти Ясена Владимировича Шевелева, начальника теоретического отдела ИЯР, выдающегося ученого-энциклопедиста, бессменного, в течение многих лет, руководителя секции НТС Минатома и семинара по динамике ЯЭУ.

Зачинатель многих направлений и автор многих работ, он внес неоценимый вклад в самые разные области науки и техники: гидродинамику и физическую химию, динамику реакторных установок, реакторную физику и технику, экономику и прогнозирование развития ядерной энергетики.

Ясена Владимировича отличали светлый ум и честность, высокая порядочность в суждениях и действиях. Его слово было законом для специалистов-реакторщиков. Человек глубокого интеллекта, высочайших нравственных качеств и внутреннего благородства, он был из тех, кто составлял и составляет гордость Курчатковского института, гордость Российской науки.

УДК 621.039.588

ЧЕРНОБЫЛЬСКАЯ АВАРИЯ. ИСХОДНЫЕ ДАННЫЕ АНАЛИЗА

О.Ю. Новосельский, Л.Н. Подлазов, Ю.М. Черкашов

Представлены исходные данные, необходимые для анализа развития и протекания аварии на IV энергоблоке Чернобыльской АЭС 26 апреля 1986 г. Исходные данные содержат информацию по нейтронно-физическим характеристикам реактора, конструкционные характеристики реакторной установки, хронологическую последовательность событий по зарегистрированным данным, состояние оборудования реактора и здания после аварии, оценку динамических погрешностей средств регистрации и ряд дополнительных данных, необходимых при теплогидравлическом расчете реактора перед началом аварии.

THE TCHERNOBYL ACCIDENT. INITIAL DATA FOR AN ANALYSIS. O.Yu. NOVOSEL'SKIY, L.N. PODLAZOV, Yu.M. CHERKASHOV. Initial data are presented, in the form of a four-part scientific research report, required for analyzing the development and the course of the accident at Unit 4 of the Tchernobyl Nuclear Power Plant. The presented data contain information on the reactor neutron-physics and structural characteristics, the chronology of events according to the registered data, condition of the reactor equipment and engineering structures after the accident, the assessment of the dynamic inaccuracies of the registering equipment, as well as some additional information required for the thermo-hydraulic analysis of the reactor before the accident.

За время, прошедшее после Чернобыльской аварии, выполнен ряд расчетных и феноменологических анализов как у нас в стране, так и за рубежом. С различной степенью глубины и детализации рассмотрены разнообразные версии произошедшего. Результаты этих анализов показали, что в условиях грубых нарушений требований технологического регламента, обеспечивающих безопасность эксплуатации реактора, проявились такие недостатки проектных решений, как большой положительный эффект реактивности и недостаточная эффективность системы защиты.

Нерегламентное состояние было следствием наложения целого ряда нарушений правил эксплуатации и программы проведения эксперимента.

Вся совокупность исследований показала, что во время аварии существенную роль играли пространственно распределенные процессы в объеме реактора. В то же время, несмотря на использование разными организациями трехмерных методик и программ, до настоящего времени не удается во всей полноте реконструировать первую фазу аварии, что необходимо для получения исходной информации для реконструкции последующих этапов аварийного процесса.

Основными причинами такого состояния можно считать:

- недостаточность информации об исходных данных, характеризующих состояние реакторной установки и работу ее оборудования и систем перед аварией;
- недостаточную степень глубины и подробности математических моделей и программ, используемых при расчетной реконструкции аварии.

Основное внимание уделяется первому аспекту, хотя и очевидно, что без учета особенностей математического моделирования о достаточности исходных данных говорить преждевременно.

Выполненные до настоящего времени анализы характеризуются ограниченностью использования име-

ющейся информации. Такому положению в немалой степени способствовало и то обстоятельство, что первичная информация была малодоступна. Опубликованные сведения подготовлены в спешке и неполны [1] либо выборочны и исподволь ориентированы на заданную версию [2].

Подготовка доклада группой специалистов из различных организаций на Парижскую конференцию ядерных обществ весной 1991 г. обнажила во всей остроте проблему анализа исходных данных [3]. В докладе от Ядерного общества СССР показана настоятельная необходимость сбора, анализа и подготовки по возможности полных исходных данных как необходимого шага в решении проблемы установления истинной картины развития аварийного процесса. Уже тогда в результате исследований различных коллективов специалистов [4, 5] стало ясно, что одного ввода положительной реактивности только стержнями СУЗ с учетом всех обратных связей, воздействующих на паросодержание, недостаточно для воспроизведения такого всплеска мощности, начало которого зарегистрировано системой централизованного контроля СЦК СКАЛА IV энергоблока ЧАЭС.

В течение второго полугодия 1991 г. и начала 1992 г. работа по сбору и первичному анализу информации, относящейся к аварии, была проделана коллективом НИКИЭТ с привлечением специалистов из Курчатовского института, ВНИИАЭС, Комплексной экспедиции в Чернобыле и ВНИИЭМ. В первичном анализе исходных данных участвовали также сотрудники НИИмеханики (Н. Новгород), Киевского политехнического института, Института теплофизики СО АН СССР.

Вся исходная информация для анализа этой аварии может быть разделена на три группы:

- 1) данные, полученные путем прямых измерений непосредственно на АЭС в процессе развития аварии и после нее;

2) данные, полученные в результате расчетов на основе штатных методик и программ математического обеспечения АЭС на штатной станционной ЭВМ;

3) данные, полученные путем дополнительных расчетных и экспериментальных исследований по методикам и программам, не входящим в штатное математическое обеспечение АЭС.

Данные первой группы представляют собой массивы первичной информации, зарегистрированной штатными (и нештатными) средствами контроля энергоблока. Погрешности этих данных определяются метрологическими характеристиками средств регистрации. К этой группе относятся: показания датчиков внутриреакторного контроля ВРК, боковой ионизационной камеры БИК, положения стержней системы управления и защиты СУЗ, расходы в технологическом канале ТК, температуры графита и теплоносителя, давления и расходы воды в контуре многократной принудительной циркуляции КМПЦ, уровни в барабане-сепараторе БС, давление воды в гидростатическом подпитнике ГСП, токи электродвигателей и т.п.

Ко второй группе относятся данные по состоянию загрузки активной зоны, ее выгоранию, а также тепловые мощности ТК, которые вычисляются при работе блока АЭС с РБМК на штатной системе СКАЛА с использованием данных первой группы. Очевидно, что погрешности данных второй группы определяются как неопределенностями первичной информации, так и методическими погрешностями. В частности, такой важнейший для анализа аварии на ЧАЭС параметр, как выгорание топлива, по штатной методике вычисляется для каждой ТВС как интегральная характеристика, без учета распределенности выгорания по высоте каждой ТВС. В то же время восстановление распределения выгорания по высоте каждой ТВС — задача чрезвычайно сложная, не решенная до настоящего времени, и выходит за рамки штатных задач второй группы.

К третьей группе исходных данных относятся те неизмеряемые параметры, восстановление которых требует использования либо имеющихся нештатных методик и программ, либо разработки новых. Кроме этого, в ряде случаев требуется проведение и экспериментальных исследований.

К параметрам третьей группы относятся: библиотеки локальных физических характеристик реактора, данные об исходном состоянии объемного выгорания топлива и отравления ксеноном-135; трехмерные распределения потоков нейтронов; объемные распределения температур и плотностей теплоносителя; неравновесные процессы на дросселях и в ГЦН; амплитудные и фазовые искажения в измерительных трактах и т.д. Таким образом, можно констатировать, что степень неопределенности этих данных еще выше, чем данных первой и второй групп, хотя роль информации этой группы чрезвычайно велика. Достаточно сказать, что от качества именно этих данных существенно зависят результаты расчета развития аварийного процесса в первой фазе, в частности, величина выбега реактивности от ввода в активную зону стержней СУЗ,

плотностного и температурного эффектов реактивности и т.п.

Исходные данные представлены научно-техническим отчетом, состоящим из четырех частей. Часть I содержит информацию по нейтронно-физическим характеристикам реактора; часть II включает конструкционные характеристики реакторной установки, хронологическую последовательность событий перед разрушением реактора по зарегистрированным данным, а также состояние оборудования реактора и здания после аварии; часть III посвящена оценке динамических погрешностей ряда средств теплотехнического контроля, сигналы которых зарегистрированы программой ДРЕГ; в части IV приведены данные, учет которых представляется обязательным при теплогидравлических расчетах ТК и КМПЦ перед началом разгона реактора. К части IV примыкают и отчеты, содержащие результаты расчетных анализов теплогидравлики реакторной установки (РУ) совместно с работой турбогенератора и электротехнического оборудования, развития и протекания волновых процессов в КМПЦ и предварительного экспериментального исследования распространения ударных волн в двухфазной среде. Завершающим материалом является «Перечень научно-исследовательских работ, необходимых для анализа Чернобыльской аварии».

На сегодняшний день это наиболее полная информация, включающая конструкционные и нейтронно-физические характеристики реактора IV энергоблока ЧАЭС, характеристики и предаварийное состояние СУЗ, данные ДРЕГ о последовательности событий, данные осциллографирования электротехнических параметров во время эксперимента по выбегу турбогенератора № 8, данные о состоянии остатков реакторной установки после аварии, о распределении топлива в здании энергоблока и ряд других сведений, учет которых при анализе аварии представляется либо необходимым, либо желательным.

В заключение — некоторые комментарии и выводы. Представленный в части I сравнительный анализ всех собранных и обработанных по трем методикам исходных данных указывает на заметные отличия результатов расчетов физических характеристик реактора; количественное влияние этих отличий на результаты расчетных исследований аварии заранее предсказать невозможно. Поэтому среди дальнейших работ по «реконструкции» аварии на IV энергоблоке ЧАЭС важную роль должны играть исследования влияния возможных разбросов исходных данных на результаты моделирования. Необходимо также проанализировать влияние методов решения трехмерных уравнений кинетики на результаты расчетов. Важные выводы были сделаны по результатам анализа работы программы ДРЕГ в части II, где приведена распечатка всех данных от 01 ч 26 апреля 1986 г. Так как программа ДРЕГ была реализована в СЦК СКАЛА как фоновая задача, ее работа часто прерывалась и при принятой в программе форме обработки сигналов времени записи дискретных сигналов отличаются от времени их считывания на время от одной до нескольких секунд. Ин-

тервал времени между считыванием и записью аналоговых сигналов не превышает 1 с. Из совместного анализа распечаток ДРЕГ и телетайпов, в частности, следует, что сигнал аварийной защиты 5-й категории (полное глушение реактора) АЗ-5 появлялся дважды, причем первый — в 01 ч 23 мин 39 с.

При появлении первого сигнала АЗ-5 зафиксированы сигналы, подтверждающие начало ввода стержней СУЗ в активную зону и другие операции, сопровождающие режим АЗ-5. Программой ДРЕГ этот сигнал зафиксирован на 40-й с. Формирование сигналов аварийной защиты по мощности АЗМ по всем восьми усилителям задатчика мощности УЗМ и сигналов аварийной защиты по скорости нарастания мощности (в рабочем диапазоне) АЗСР, по данным ДРЕГ, имело место в интервале от конца 39-й до начала 43-й с, но позднее формирования первого сигнала АЗ-5. Однако отсутствие в распечатке ДРЕГ других сигналов, приводящих к АЗ-5, и регистрация телетайпом еще одного сигнала АЗ-5 позволяет считать, что к 01 ч 23 мин 41 с уже сформировались сигналы АЗМ или АЗСР, или оба сигнала вместе.

Сохранившееся после аварии положение стрелок указателей положения стержней позволяет предположить, что в левой (южной) половине реактора стержни были остановлены раньше, чем в правой (северной), где некоторые из них достигли нижних концевых выключателей (всего 17 стержней, из них 12 с верхних концевых выключателей). Эта информация представляется очень важной, так как позволяет судить о временном масштабе главного события — разрушения реактора.

В результате обследований разрушенного энергоблока был установлен ряд фактов, без учета которых едва ли возможно адекватное модельное представление как первой, так и последующих фаз аварийного процесса. Среди них наиболее примечательными представляются:

- практически пустое реакторное пространство, если не считать упавших внутрь бетонных плит;
- локальное тепловое повреждение стенки металло-конструкций схемы (м/к сх.) «Л» на востоке в районе оси «Л» на отметке ~ 16 м;
- расплавление более четверти м/к сх. «ОР» в юго-восточной части;
- положение верхней м/к сх. «Е»;
- разрушение и выброс из шахты м/к сх. «КЖ»;
- опускание нижней м/к сх. «ОР» до упора вследствие разрушения (смятия) опорной м/к сх. «С»;
- положение РЗМ, которая перевернута, скорее всего, за пределами помещения центрального зала;
- характер повреждения стен подаппаратных помещений — выдавливание, тепловые и механические повреждения поверхностей;
- гораздо большие повреждения оборудования и строительных конструкций в южной части, чем в северной;
- распределение по помещениям и состав расплавов — топливосодержащих масс — с концентрацией топлива от 4 до 9% (UO_2);

— количество топлива, находящегося в расплавах, которое, по оценке, не превышает 30 т.

Более подробное описание распределения топливосодержащих масс в помещениях энергоблока можно найти в [6].

Из части III, где приведены результаты экспериментального исследования динамических погрешностей измерительных комплектов IV энергоблока ЧАЭС (давление, уровни в БС, расход ГЦН, расход питательного электронасоса), следует, что полезный сигнал искажается шумом, обусловленным собственными колебаниями импульсных линий, а время «вхождения в класс» для расходомеров и уровнемеров достигает 5 с. Отсюда необходимость учета динамических погрешностей измерительных комплектов, особенно на последних десяти секундах регистрации.

В части IV указывается на необходимость учета в теплогидравлических расчетах таких обычно второстепенных факторов, как подогрев воды в ГЦН, энерговыделение в замедлителе, распределение расхода циркуляционной и питательной воды (если он вообще был в течение последних 30 с) по активной зоне.

В целом представленная в четырех частях информация составляет основу для формирования исходных данных при расчетном моделировании различных сценариев аварии на IV энергоблоке Чернобыльской АЭС 26 апреля 1986 г.

Выполнение анализа всех фаз этой крупнейшей реактивной аварии предполагает проведение ряда исследований и разработку новых математических моделей, в частности, нейтронной кинетики в активной зоне при изменяющихся геометрии, свойствах и агрегатных состояниях компонентов, теплогидравлики с учетом волновых процессов в теплоносителе, термохимических и термомеханических явлений. Поэтому цель анализа двоякая: не только понять, как проходила авария и где находится топливо, но и создать необходимые инструменты исследования реактивных аварий водоохлаждаемых ядерных реакторов.

Список литературы

1. Авария на Чернобыльской АЭС и ее последствия: Информация ГК АЭ СССР, подготовленная для совещания в МАГАТЭ (Вена, 25—29 августа 1986 г.).
2. О причинах и обстоятельствах аварии на 4 блоке Чернобыльской АЭС 26 апреля 1986 г.: Докл. Комиссии ГПАН СССР, 1991.
3. Велихов Е.П. и др. Современные представления о возникновении и развитии аварии на ЧАЭС. — Матер. Междунар. конф. «Ядерные аварии и будущее энергетики» (Париж, 15—17 апреля 1991 г.).
4. Обобщенный анализ аварии на 4 блоке ЧАЭС: Отчет НИКИЭТ № 013-398-3423. — М., 1990.
5. Разработка полномасштабных математических моделей динамики АЭС с РБМК-1000 и анализ на их основе начальной стадии аварии на Чернобыльской АЭС: Отчет ВНИИАЭС и ИАЭ № 07-2821/89. — М., 1989.

6. Киселев А.Н., Ненагляднов А.Ю., Сурин А.И., Черцов К.П. Экспериментальные исследования лавообразных топливосодержащих масс (ТСМ) на 4 блоке ЧАЭС: Отчет ИАЭ-5533/3. — М., 1992.

Статья поступила в редакцию 6 сентября 1993 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 3—6.

УДК 621.039

РАЗРАБОТКА ПРОГРАММЫ ТРЕХМЕРНОГО РАСЧЕТА ДИНАМИКИ АВАРИЙНЫХ РЕЖИМОВ ВОДО-ВОДЯНЫХ РЕАКТОРОВ

Л.В. Леванов, Р.А. Песков, А.Л. Пригоровский, В.В. Шашков

Приводится программа БИПРД для трехмерного расчета нестационарных распределений энерговыделения и температур по объему активной зоны водо-водяного реактора и результаты, полученные с ее помощью, при расчете аварийного режима ВПБЭР-600.

DEVELOPMENT OF A 3-D DYNAMIC CODE FOR ANALYZING THE EMERGENCY MODES OF THE PWR REACTORS. L.V. LEVANOV, R.A. PESKOV, A.L. PRIGOROVSKY, V.V. SHASHKOV. A code БИПРД is presented for the 3-D analysis of the transient energy release and temperature distributions over the volume of a PWR reactor core; some results are given obtained in the analysis of an emergency mode of the ВПБЭР-600 reactor using this code.

Программа БИПРД создана на базе программы БИПР-5Т известной серии БИПР и предназначена для работы в составе комплекса программ при проведении инженерных расчетов водо-водяных реакторов при наличии существенной деформации поля энерговыделения, связанной с перемещением рабочих органов регулирования РО и неоднородными теплофизическими условиями по активной зоне АЗ.

Повышение требований к безопасности ЯЭУ приводит к необходимости создания моделей и программ расчета динамики, учитывающих пространственные эффекты в АЗ. Наиболее адекватной в этом плане представляется модель, содержащая трехмерную распределенную кинетику нейтронов и достаточно большое число теплогидравлических каналов. В программе БИПРД для описания кинетики нейтронов взято трехмерное однорупповое диффузионное приближение с шестью группами запаздывающих нейтронов. В качестве начальных условий использовано стационарное распределение плотности нейтронов, соответствующее заданному уровню мощности P_0 (номинальному). Граничные условия для программ серии БИПР обычного типа.

Коэффициент размножения среды K_∞ в каждой точке АЗ зависит от состава топлива, положения стержней, выгорания, концентрации ксенона и самария, температуры топлива, температуры и плотности теплоносителя и определяется так же, как в программе БИПР-5Т (из условия сохранения материального параметра χ^2 при выбранном значении $M^2 = M_{\text{ф}}^2$, средней для разных кассет). При этом

$$K_\infty = (K_{\infty,0} + \Delta K_U) P_\gamma \cdot P_\Theta \cdot P_{\chi^2},$$

коэффициенты P_γ , P_Θ и ΔK_U задаются аппроксимационными полиномами, коэффициенты которых предварительно вычисляются с помощью программы РОР-К. С целью снижения погрешности в определении K_∞ и использования более современной методики физ-

расчета в настоящее время разрабатывается блок подготовки K_∞ по программе КАССЕТА.

Дискретизация модели по пространству производится обычным для программы семейства БИПР способом в гексагональной геометрии с одним (или семью) узлами на кассету и произвольным числом отрезков разбиения по высоте. При дискретизации по времени для запаздывающих нейтронов была использована явная схема, а для уравнения, описывающего распределение потока нейтронов, — попеременно-треугольная схема, простая в численной реализации и экономичная. При этом программа БИПРД организована таким образом, чтобы максимально использовать массивы и подпрограммы программы БИПР-5Т.

Программа написана на языке Фортран-77 для ПЭВМ, совместимых с РС XT, AT, и предназначена для работы в операционной системе MOS DOS.

Основные характеристики программы: длина текста программы 85,5 К; объем требуемой оперативной памяти ≤ 500 К; время расчета 1 шага по времени (на РС AT-286 для 510 расчетных узлов) ~ 10 с.

Возможности программы: расчет для произвольного момента кампании и для различных состояний по отравлению; учет распределенного внешнего источника; уточнение начальной статистики по уравнениям динамики; наличие двух групп РО СУЗ, каждая из которых может двигаться независимо от другой; расчет с любым числом теплогидравлических каналов от 1 до NK (NK — число кассет); расчет в секторе симметрии 30°, 60°, 120°, 360°; расчет с автоматическим выбором шага по времени.

Входной информацией для программы служат зона задания варианта и результаты расчета начального стационарного состояния ($K_{\text{эф}}^*$, Φ^*) по программе БИПР-5Т.

Выходная информация делится на два класса:

— результаты расчета, предусмотренные программой БИПР-5Т;

— динамические характеристики процесса, например, зависимость мощности от времени $P(t)$ как в

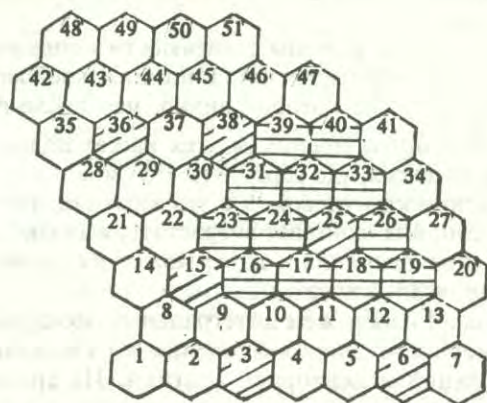


Рис. 1. Картограмма активной зоны (сектор симметрии 120°)

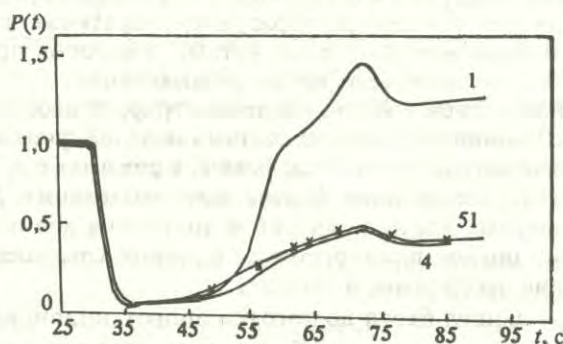


Рис. 2. Мощность активной зоны $P(t)$ для различного числа теплогидравлических каналов (цифры на кривых)

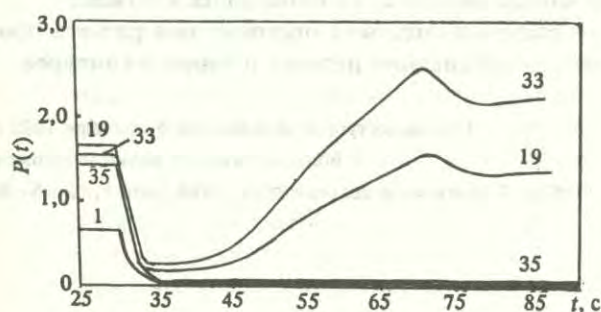


Рис. 3. Зависимость мощности кассеты $P_{\gamma}(t)/P_0$ от времени

целом по реактору, так и в отдельных кассетах. Результаты выдаются в виде, удобном для последующей графической обработки.

Для проверки работы программы были проведены контрольные расчеты режимов извлечения и сброса стержней СУЗ для реактора ВПБЭР-600. Результаты (средняя мощность АЗ) сравнивались с расчетом по точечной модели, закон изменения реактивности в которой задавался на основе предварительных расчетов $K_{эф}$ при различных положениях стержней по БИПР-5Т, и показали хорошее совпадение.

С целью демонстрации работоспособности программы была рассмотрена гипотетическая авария частичного несрабатывания СУЗ при глушении реактора ВПБЭР-600 (в модели разомкнутого первого контура).

Расчеты проводились для сектора симметрии 120° (рис. 1) с 1 точкой на кассету и 10 точками по

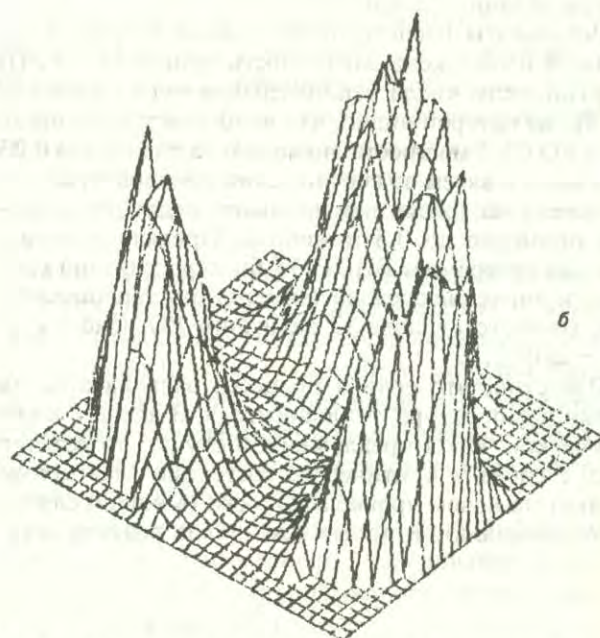
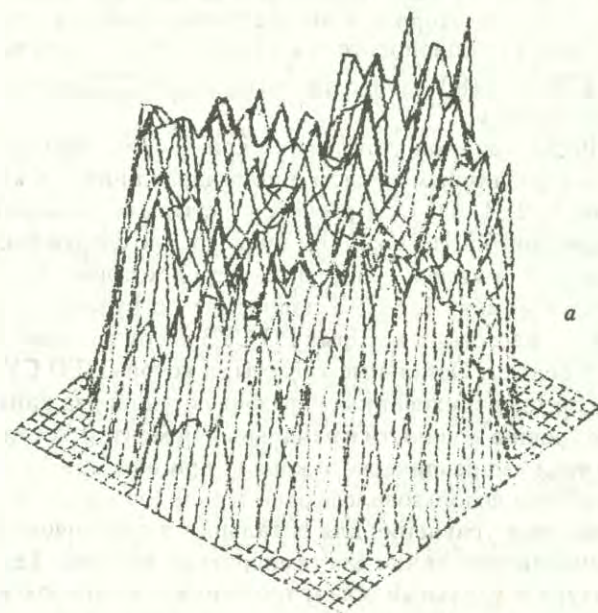


Рис. 4. Коэффициент $K\Theta$ для начальной (а) и повторной статики (б)

высоте. На картограмме по диагонали заштрихованы кассеты, в которых стержни СУЗ полностью погружены. В остальных кассетах РО СУЗ полностью извлечены и находятся в крайнем верхнем положении. Соответствующее распределение поля нейтронов и энерговыделения было рассчитано по программе БИПР-5Т для постоянной по высоте температуры теплоносителя $\Theta = 305^\circ\text{C}$, а затем уточнялось с помощью расчета по программе БИПРД с неподвижными стержнями в течение 30 с. Предполагается, что в момент времени $t = 30$ с произошла авария, и постулируется следующее невыполнение функции аварийной защиты:

- не отключаются насосы первого контура и оборудование второго контура, т.е. сохраняется теплоотвод во втором контуре;

- компактная группа из 12 соседних РО СУЗ (на рис. 1 в кассетах, заштрихованных по горизонтали) зависит в крайнем верхнем положении.

В соответствии с принятым алгоритмом работы оборудования второго контура предполагается, что температура теплоносителя на входе в АЗ $\Theta_{\text{вх}}$ снижается с 290° до 180° за 40 с после сброса РО СУЗ и далее не изменяется.

Расчет данной гипотетической аварии производился с различным числом теплогидравлических каналов: 1, 2, 4, 51. При расчете с четырьмя каналами объединение кассет в каналы происходило следующим образом: 1-й канал — шесть кассет, в которых в начальный момент РО СУЗ полностью погружены; 2-й канал — кассеты, в которых РО СУЗ погружаются (на рис. 1 белые). Остальные кассеты, в которых РО СУЗ зависли (заштрихованные), разбиваются на два канала по уровню мощности в начальный момент. Для каждого теплогидравлического канала при описании теплопереноса использовалось одномерное (по высоте АЗ) однофазное уравнение для энтальпии и одноточечное по сечению уравнение для температуры топлива. Температура и удельный объем теплоносителя аппроксимировались квадратичными зависимостями от энтальпии при заданном давлении.

Результаты расчета представлены на рис. 2—4. На рис. 2 изображена зависимость мощности АЗ $P(t)$ для различного числа теплогидравлических каналов: 1, 4, 51, из которой видно, что непосредственно после сброса РО СУЗ мощность значительно падает (до 0,05 номинала), а затем за счет падения температуры теплоносителя на входе она начинает медленно возрастать примерно до 0,5 номинала. Предварительно с помощью программы БИПР-5Т было рассчитано критическое значение средней температуры теплоносителя Θ , соответствующее 12 зависшим РО. Оно составило ~ 210 °С.

Известно, что если в процессе расхолаживания средняя температура теплоносителя Θ падает ниже критической, как в предложенном случае, то реактор выходит снова в критическое состояние (повторную критику) на новом уровне мощности (в нашем случае ~ 0,46 номинала). В противном случае реактор оста-

ется подкритичным и его мощность падает практически до нуля.

На рис. 3 изображены зависимости мощности отдельных кассет по отношению к номинальной мощности АЗ $P_{\gamma}(t)/P_0$, из которой видно, что после сброса аварийной защиты мощность всех кассет падает. Затем в тех кассетах, где сброшены РО, мощность остается практически нулевой, а в тех кассетах, где стержни зависли, она начинает возрастать, выходит почти на начальные значения и даже может их превышать (например, в 33-й кассете).

На рис. 4 изображен интегральный коэффициент неравномерности энерговыделения по кассетам $K\Theta$ для начальной и повторной статики. Из сравнения этих рисунков видно, что в тех кассетах, в которых зависли РО СУЗ, энерговыделение становится существенно выше, чем в остальных, т.е. в результате данной аварии в реакторе образуются локальные зоны (так называемые локальные котлы), в которых практически сосредоточено все энерговыделение.

Рассмотренный пример демонстрирует необходимость применения распределенных моделей, учитывающих пространственные эффекты, в режимах с существенным изменением формы энерговыделения. Для инженерных расчетов аварий и получения количественных оценок планируется дальнейшее совершенствование программы, а именно:

- замена блока подготовки аппроксимационных констант для расчета K_{∞} (использование вместо POP-K более точной программы КАССЕТА);
- использование для описания теплогидравлического канала моделей, учитывающих кипение;
- расчет совместно с программами расчета процессов в оборудовании первого и второго контуров.

Статья поступила в редакцию 6 сентября 1993 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 6—8.

УДК 621.039.58

ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС READY ДЛЯ РАСЧЕТОВ ДИНАМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВКАХ

В.А. Тарасов, И.М. Беляков, А.Н. Гребенников, В.И. Козлов, Ю.А. Моисеенко, А.В. Никифорова,
А.В. Певницкий, А.С. Сухих, Г.Г. Фарафонов, В.П. Фомин, Р.М. Шагалиев, В.А. Шумилин,
А.Д. Зенков, А.М. Ганжинов, В.Ф. Токаренко, В.В. Шаля, Д.И. Янушевич

Приводится описание комплекса программ для анализа динамических процессов в реакторных установках.

READY; A COMPUTER CODE FOR ANALYZING THE DYNAMIC PROCESSES IN REACTOR PLANTS. V.A. TARASOV, I.M. BELYAKOV, A.N. GREBENNIKOV, V.I. KOZLOV, Yu.A. MOISEYENKO, A.V. NIKIFOROVA, A.V. PEVNITSKY, A.S. SUKHIN, G.G. FARAFONTOV, V.P. FOMIN, R.M. SHAGALIYEV, V.A. SHUMILIN, A.D. ZENKOV, A.M. GANZHINOV, V.F. TOKARENKO, V.V. SHALYA, D.I. YAKUSHEVICH. A software complex is described for analyzing the dynamic processes in reactor plants.

Программный комплекс READY предназначен для проведения расчетных исследований динамики (в том числе аварийных ситуаций) ядерных энергетических установок (ЯЭУ) с реакторами водо-водяного типа. При этом процессы в активных зонах исследуемых

установок моделируются в двумерном и трехмерном пространственном приближении.

Комплекс READY включает следующие основные функциональные блоки:

— блок пространственной нейтронной кинетики активной зоны;

— теплогидравлический блок;

— блок описания системы управления моделируемой ЯЭУ;

— головной блок, управляющий для комплекса в целом и обеспечивающий вызов головных подпрограмм расчета каждого блока, а также обеспечивающий обмен информацией между блоками на общем шаге по времени.

Программный комплекс ориентирован на вычислительную мощность ПЭВМ класса РС АТ 386/387 с оперативной памятью 16 Мбайт.

Блок пространственной нейтронной кинетики активной зоны. Этот блок можно условно разделить на два взаимосвязанных расчетных модуля: модуль DIFINP подготовки динамических ячеечных малогрупповых нейтронных констант и модуль решения трехмерного (NEU) или двумерного (ДГУП) уравнения переноса нейтронов в групповом диффузионном приближении. Выходная расчетная информация блока в виде энерговыделения, распределенного по твэлам и теплоносителю, подается в теплогидравлический блок и в виде значения нейтронов мощности реакторной установки — в блок описания системы управления.

1. Программный модуль DIFINP подготовки динамических ячеечных малогрупповых нейтронных констант в каждый расчетный момент времени формирует нейтронные константы для каждой счетной ячейки модуля решения уравнения переноса нейтронов с учетом теплогидравлических параметров счетной ячейки и положения регулирующих органов системы управления и защиты реактора. Нейтронные константы получаются путем интерполяции и экстраполяции по физическим зависимостям между константами при нескольких состояниях счетной ячейки. Набор состояний ячейки и соответствующие нейтронные константы определяются и насчитываются заранее перед проведением динамического расчета. Этот способ подготовки динамических ячеечных нейтронных констант зарекомендовал себя достаточно удобным и не требующим больших затрат машинного времени в процессе проведения расчетов по комплексу в целом.

2. Модуль решения уравнения переноса нейтронов в групповом диффузионном приближении обеспечивает динамический нейтронно-физический расчет активных зон моделируемых установок и состоит из двух независимых расчетных модулей:

— программного модуля NEU решения трехмерного стационарного (на нулевом расчетном шаге) и нестационарного уравнения переноса нейтронов в групповом диффузионном приближении;

— программного модуля ДГУП решения двумерного стационарного и нестационарного уравнения переноса нейтронов в групповом диффузионном осесимметричном приближении.

Программный модуль NEU представляет собой программу решения нестационарного трехмерного «малогруппового» (обычно четыре группы по энергии) уравнения диффузии для нейтронов. В качестве счет-

ных ячеек при описании активной зоны используются треугольные призмы, при этом обычно каждая ТВС или кассета разбивается в плане на шесть треугольников и примерно 20 точек по высоте. Такое разбиение обычно достаточно для описания физических процессов и дает приемлемые времена счета: 1 с физического времени при сильно меняющемся состоянии активной зоны требует примерно 1 ч счетного времени на ПЭВМ РС АТ 386/387. Для дискретизации диффузионного уравнения по пространству используется шеститочечная конечно-разностная схема. Схема консервативная и имеет второй порядок точности по пространству и времени. Для решения системы линейных уравнений с разреженной несимметричной матрицей используется метод неполного разложения Холецкого (ICCG) и итераций по источнику.

Теплогидравлический блок. Этот блок состоит из двух взаимосвязанных расчетных модулей:

— модуля «точечных» теплогидравлических моделей;

— теплогидравлического модуля KOBRA динамического расчета произвольной гидравлической сети.

Выходная расчетная информация блока в виде значений температур и плотностей теплоносителя и температур топлива в расчетных ячейках активной зоны подается в блок пространственной кинетики активной зоны и в виде значений температур, давлений и расходов теплоносителя в точках их измерений — в блок описания системы управления моделируемой установкой.

1. Модуль «точечных» теплогидравлических моделей осуществляет расчет различного вида динамических замыкающих соотношений (краевых и «внешних» условий для модулируемого модулем KOBRA контура циркуляции), в том числе тех, для которых необходимы специальные математические модели, а также расчет оборудования установки, моделируемого в «точечном» приближении.

2. Теплогидравлический модуль KOBRA — это универсальная программа расчета динамических режимов работы произвольной теплогидравлической сети, в которой в качестве рабочего тела (теплоносителя) используется вода (пар). При этом моделируемая сеть представляет собой в общем случае разветвленную систему содержащих произвольные местные сопротивления (клапаны, дроссели и т.д.) теплогидравлических каналов, в поток теплоносителя которых помещено различное теплообменное оборудование (тепловыделяющие элементы, теплообменные трубы и т.д.).

Математическую модель, заложенную в модуль KOBRA, представляет собой система дифференциальных уравнений в частных производных, обыкновенных дифференциальных уравнений (уравнения, описывающие законы сохранения массы, импульса и энергии для теплоносителя, уравнение теплопроводности для теплоподводящих и теплоотводящих элементов и т.д.), краевые и начальные условия и замыкающие соотношения. Для ее аппроксимации используется экономичная полунеявная разностная схема. Метод решения системы линейных уравнений, получающихся в

результате аппроксимации и последующих преобразований аппроксимирующих соотношений, не требует итерационной процедуры на шаге по времени и по сравнению с итерационными методами позволяет решать поставленную задачу со значительно меньшими затратами машинного времени.

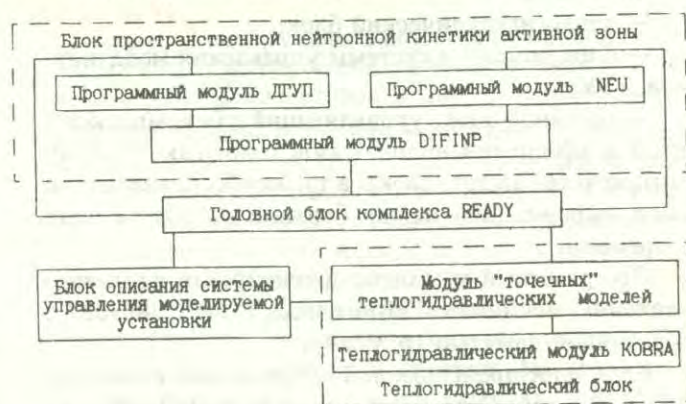
Универсальность программы состоит в том, что она позволяет проводить расчет произвольной гидравлической сети. Это достигается за счет того, что математическая модель, положенная в основу программы, составлена для ориентированного графа, с помощью которого можно формализовать в общем случае произвольную сеть. Программный модуль верифицирован на целом ряде экспериментов, моделирующих быстрые нестационарные процессы в первом контуре (в том числе в активной зоне) реакторов с водяным теплоносителем.

Блок описания системы управления моделируемой установкой. Этот блок предназначен для расчетного моделирования автоматических (включая РО СУЗ) и других регуляторов установки, а также для моделирования алгоритмов управления установкой. Выходная расчетная информация блока в виде «положений» регуляторов подается в блок пространственной кинетики активной зоны (в виде положения РО СУЗ) и в теплогидравлический блок (в виде «положений» регуляторов расходов, давлений и т.д.).

Итак, созданный специалистами РФЯЦ ВНИИЭФ и РНЦ «Курчатовский институт» программный комплекс READY позволяет решать широкий спектр задач по расчетным исследованиям динамики (в том числе в обоснование безопасности) применительно к созданным и вновь проектируемым ЯЭУ с реакторами водяного типа.

Одним из отличительных качеств и достоинств комплекса является высокая степень его универсаль-

Структурная схема программного комплекса READY



ности. Это достигнуто за счет того, что основные расчетные модули, входящие в состав комплекса и образующие его основу, а именно модули NEU, ДГУП и KOBRA являются универсальными в том смысле, что они позволяют генерировать программу для вновь рассчитываемой ЯЭУ заданием по определенным правилам исходных данных и небольшой переделкой этих модулей.

Программная реализация остальных расчетных модулей комплекса «своя» для каждой вновь моделируемой ЯЭУ, но эта реализация не является принципиально трудной и требующей ощутимых затрат времени и может быть осуществлена в достаточно короткие сроки.

Статья поступила в редакцию 6 сентября 1993 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 8—10.

УДК 621.039.51

ВЛИЯНИЕ ТОПЛИВНОЙ ЗАГРУЗКИ ВТГР НА ХАРАКТЕР ПРОТЕКАНИЯ РЕАКТИВНОСТНЫХ АВАРИЙ

С.Р. Корнева, С.А. Новиков, В.И. Савандер, М.В. Хорошеев

Показана возможность достижения самозащитности ВТГР относительно тяжелых реактивных аварий (аварий типа TOPWS) с помощью выбора топливной загрузки с необходимым сочетанием температурных коэффициентов реактивности. Предложена двухтемпературная (со средними температурами топлива и графитовой матрицы) модель точечной динамики ВТГР. Исследованы различные урановые, плутониевые, уран-плутониевые загрузки, и приведены результаты.

THE IMPACT OF FUEL LOADING OF THE HTGR ON THE COURSE OF REACTIVITY ACCIDENTS. S.R. KONEVA, S.A. NOVIKOV, V.I. SAVANDER, M.V. KHOROSHEV. The possibility is shown to achieve the self-defense of HTGR against the severe reactivity with required combination of temperature reactivity coefficients. Two-temperature points-kinetics model of HTGR is developed; the average temperatures of fuel and graphite matrix are the main parameters of this model. The variety of uranium, plutonium and uranium-plutonium loadings of HTGR are investigated; the results of these studies are presented.

Основным направлением создания безопасной атомной энергетики является разработка реакторов на основе использования принципов естественной безопасности. Эти принципы основываются на достижении следующих целей:

— снижение веса факторов внутренней опасности;

— снижение уровня возможных возмущений, приводящих к переходным и аварийным процессам;

— достижение устойчивости реактора за счет взаимосогласованного выбора обратных связей.

Снижение уровня возможных возмущений в реакторе связано в первую очередь с минимизацией

все возможных запасов реактивности. В их число входят: оперативный запас реактивности, запас реактивности на выгорание, ксеноновое отравление и расхолаживание, реактивность, связанная с опустошением активной зоны.

Одним из главных факторов, обеспечивающих самозащищенность реактора, является наличие взаимосогласованных обратных связей по реактивности (температурные, плотностные и другие эффекты реактивности). Эти обратные связи должны быть подобраны таким образом, чтобы любой переходный процесс, вызванный каким угодно возмущением, не приводил к разрушению барьеров безопасности и выходу радиоактивности в контур.

Требуемый согласованный подбор обратных связей в принципе возможен путем соответствующего выбора конструкции и материалов активной зоны, теплоносителя, подбора топливных композиций и основных рабочих параметров реактора [1].

Разработанные к настоящему времени проекты модульных ВТГР во многом удовлетворяют принципам естественной безопасности: это и пассивный отвод тепла остаточного энерговыделения при потере принудительной циркуляции гелия (авария типа LOFWS), и отрицательные мощностной и температурный коэффициенты реактивности в рабочем состоянии [2]. Кроме того, применение непрерывной перегрузки топлива позволяет отказаться от запаса реактивности на выгорание. Однако имеются большие ($\geq 10\beta$) запасы реактивности на ксеноновое отравление и расхолаживание.

Цель данной работы — показать возможность достижения самозащищенности ВТГР относительно любых реактивных аварий (аварий типа TOPWS, LOFWS) с помощью подбора топливной загрузки, обладающей необходимым сочетанием температурных коэффициентов реактивности.

Физические предпосылки, позволяющие надеяться на достижение поставленных целей, таковы: большой диапазон изменений температуры топлива и графита (1300—1800 К), сильная температурная зависимость эффективного резонансного интеграла сырьевых нуклидов (урана и тория) в системе с двойной гетерогенностью, использование делящихся нуклидов с резонансной структурой сечения в области термализации.

При моделировании динамических процессов в ВТГР сделаны следующие основные допущения:

1. Рассматриваются быстрые динамические процессы, связанные с вводом реактивности, по величине сравнимой или большей $\beta_{эф}$, в реакторах типа ВТГР.

2. В результате многократного прохождения топлива через активную зону создается средний нуклидный состав во всем объеме активной зоны.

3. Температура гелия во время аварийного процесса остается неизменной.

4. Критерием, определяющим разрушение активной зоны, является достижение температуры топлива предельно допустимого значения.

В этих предположениях вполне разумно ограничиться рассмотрением точечной модели бесконечного однородного реактора с шаровой засыпкой.

Как известно, температурные обратные связи в ВТГР определяются температурой топлива и средней температурой шарового твэла. Температура топлива определяет величину доплер-эффекта, а значит, и изменение резонансного поглощения нейтронов, в то время как средняя температура смеси топлива с графитом определяет среднюю энергию спектра тепловых нейтронов, т.е. усредненные по спектру сечения захвата и деления всех нуклидов.

Рассматривается двухзонная структура микротвэла, центральная зона которого (кern) содержит топливную композицию, а периферийная — включает в себя, наряду с многослойными покрытиями, часть графитовой матрицы, приходящейся в среднем на один микротвэл. Для простоты считаем, что вся эта зона заполнена графитовой матрицей. Размеры керна и микротвэла выбираются из условия сохранения графитоуранового отношения для всего твэла. При выводе нестационарных уравнений теплоотдачи в микротвэле относительно средних температур топлива и графита были сделаны следующие предположения:

1. На внешней границе микротвэла выполняется граничное условие третьего рода:

$$\lambda \text{grad} T \Big|_{\Gamma=\Gamma_{\text{MTB}}} = - \frac{K \cdot \alpha}{\sqrt[3]{N}} \left(T \Big|_{\Gamma=\Gamma_{\text{MTB}}} - T_{\text{He}} \right),$$

где N — число микротвэлов в твэле; α — коэффициент теплоотдачи на границе твэла; T_{He} — средняя температура гелия в активной зоне; K — эмпирический коэффициент, получаемый из условия равенства средних температур микротвэла и твэла в стационарном состоянии.

2. Поток тепла через границу керна и графитовой оболочки пропорционален разности средних температур оболочки и гелия.

С учетом вышесказанного разработана двухтемпературная модель точечной динамики ВТГР. Полная система уравнений этой модели выглядит следующим образом:

$$l_0 \frac{d\Phi(t)}{dt} = \left\{ \left(1 - \sum_{i=1}^6 \beta_i \right) \delta K(T_0, T_1) - \sum_{i=1}^6 \beta_i \right\} \Phi(t) + \frac{K(T_0, T_1)}{\nu} \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t);$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \nu \beta_i \Phi(t) - \lambda_i C_i(t), \quad i = 1, \dots, 6; \quad (1)$$

$$\frac{dT_0(t)}{dt} = \frac{1}{\tau_T} T_0(t) - \frac{1}{\tau_T} T_1(t) + \alpha_1 P(t);$$

$$\frac{dT_1(t)}{dt} = - \frac{\alpha_2}{\tau_T} T_0(t) + \frac{1}{\tau_3} T_1(t) + \alpha_3 T_{\text{He}};$$

где $\Phi(t)$ — средний поток нейтронов; $P(t)$ — мощность, снимаемая с твэла; $C_i(t)$ — концентрация ядер-источников запаздывающих нейтронов i -й группы; $T_0(t)$ — средняя температура топлива (керна); $T_1(t)$ — средняя температура графитовой матрицы; τ_T, τ_3 — постоянные

времени топлива и замедлителя. Начальными условиями для этой системы являются стационарные значения указанных величин.

Расчетным основанием для использования системы (1) являлось сравнение нестационарного разогрева микротвэла по приближенной и точной модели, базирующейся на слоистой структуре твэла в сферической геометрии. Полученные результаты показали, что вид зависимостей в обоих случаях совпадает. Наибольшее отличие в численных значениях характеристик процесса наблюдалось при исследовании всплеска мощности, различия же в значениях средних температур невелики (3—7%). При расчете по распределенной модели всплеск мощности и нагрев микротвэла достигают меньших значений, следовательно, исследование аварий с помощью упрощенной модели дает консервативную оценку характеристик процесса.

Предполагается, что любое допустимое стационарное состояние реактора характеризуется некоторой средней температурой шарового твэла T и заданной средней энергонапряженностью P . Как известно, в стационарном состоянии средняя температура топлива и графита отличается менее чем на 50 °С, а потому вполне обоснован подход с единой температурой среды.

В силу малой плотности и незначительного сечения поглощения гелия его влиянием на размножающие и рассеивающие свойства шаровой засыпки можно пренебречь. Поэтому всевозможные допустимые состояния такого реактора характеризуются фазовыми координатами P и T , причем при фиксированной мощности твэла за счет изменения расхода гелия можно менять среднюю температуру твэла в некотором диапазоне.

Каждой точке области допустимых значений (P, T) соответствует определенный запас реактивности, реализуемый на органах регулирования. Баланс реактивности для произвольного состояния (P, T) имеет следующий вид:

$$K_{эф} = K_{\infty}(T) - \Delta_{Хе}(P) - \Delta_R(P, T) = 1,0,$$

где $K_{\infty}(T)$ — закон изменения K_{∞} от T без учета ксенонового отравления и наличия органов регулирования; $\Delta_{Хе}(P)$ — запас реактивности, обусловленный ксеноновым отравлением для равновесной концентрации $X_{е}$, отвечающий заданному значению уровня мощности P ; $\Delta_R(P, T)$ — запас реактивности на органах регулирования.

Из этого соотношения следует:

$$\Delta_R(P, T) = \Delta K_{\infty}(T) - \Delta_{Хе}(P),$$

где $\Delta K_{\infty}(T) = K_{\infty}(T) - 1$. Для номинального режима работы эта величина задается:

$$\Delta_R(P_{ном}, T_{ном}) = \Delta_R^{ном} = \Delta K_{\infty}(T_{ном}) - \Delta_{Хе}(P_{ном}),$$

что определяет ее значение во всех других точках фазового пространства:

$$\Delta_R(P, T) = \Delta_R^{ном} + \delta \Delta_{Хе} - \delta \Delta K_{\infty},$$

где $\delta \Delta_{Хе} = \Delta_{Хе}^{ном} - \Delta_{Хе}(P)$, $\delta \Delta K_{\infty} = K_{\infty}(T_{ном}) - K_{\infty}(T)$. Следовательно, в каждой точке (P, T) из области до-

пустимых состояний в принципе возможно возникновение аварийной ситуации, связанной с потерей части или даже всех органов регулирования, что приведет к вводу положительной реактивности:

$$\delta K_R = \epsilon_R \Delta_R(P, T),$$

где $\epsilon_R \in (0, 1)$ — доля потерянных органов регулирования. Полная реактивность в любой момент времени определяется из соотношения

$$K_{эф}(t) = K_{эф}(T_0(t), T_1(t)) = K_{\infty}(T_0, T_1) - \Delta_{Хе}(P_0) + (1 - \epsilon_R) \Delta_R.$$

Задача формулируется следующим образом: требуется подобрать такую топливную композицию и параметры номинального режима работы $T_{ном}$, $P_{ном}$, $\Delta_R^{ном}$, чтобы при соответствующем для этой композиции законе изменения $K_{\infty}(T)$ любой аварийный процесс, начинающийся в области допустимых состояний и связанный с максимальной потерей органов регулирования, не приводил к превышению предельно допустимой температуры топлива даже без срабатывания системы СУЗ.

Для некоторых фиксированных значений $P_{ном}$, $T_{ном}$, $\Delta_R^{ном}$ задача в такой постановке может и не иметь решения. В этом случае для каждой топливной композиции можно определить допустимую долю потерянных органов регулирования ϵ_R .

Расчетные исследования самозащищенности уран-графитовых и торий-графитовых систем проводились для вариантов, значения номинальных параметров которых примерно соответствовали проектным данным реактора ВГМ, а именно: $P_{ном} = 1,60$ кВт/твэл, $T_{ном} = 1300$ К, $\Delta_R^{ном} = 0,5\%$, $\Delta_{Хе}^{ном} = 2,5\%$. Считалось, что максимальная температура T_{max} не должна превышать 1900 К.

Подготовка констант для динамической модели производилась с использованием константной программы GETERA [3].

Модель ячейки представляет собой шаровой твэл, состоящий из зоны топлива с диспергированными микротвэлами и сферической графитовой оболочки.

Расчет $K_{\infty}(T_0, T_1)$ проводился с учетом двойной гетерогенности для различных модельных загрузок.

Полную совокупность всевозможных топливных композиций можно описать следующим образом:

$$(1 - X) \cdot U_8 + X \cdot (\delta_5 U_5 + \delta_9 Pu_9 + \delta_{40} Pu_{40}),$$

где X — обогащение, %; δ — доля данного нуклида в составе композиции, $\sum \delta_i = 1$. Так, $\delta_5 = 1$, $\delta_9 = \delta_{40} = 0$ отвечает чисто урановому топливу с обогащением X , а $\delta_5 = 0$, $\delta_9 = 1$, $\delta_{40} = 0$ — топливу, обогащенному чистым плутонием. Обогащение топлива X выбирается из условия $K_{\infty}(T_{ном}) = 1,03$, а величины δ_i варьируются. Варьируется также графитоурановое отношение C/U .

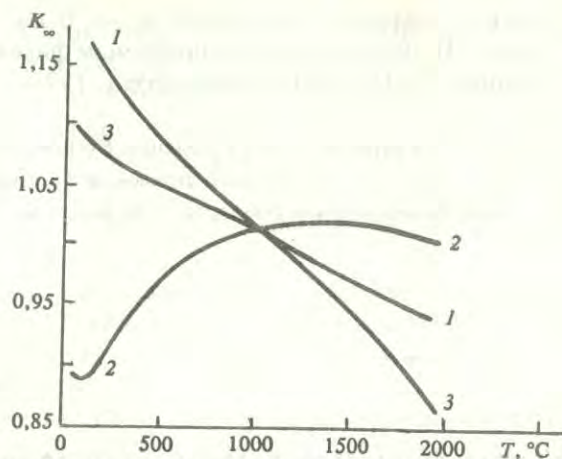


Рис. 1. Зависимость коэффициента размножения от температуры среды для модельных топливных загрузок 1/0/0 (1); 0/1/0 (2); 0/0,8/0,2 (3)

Характерные зависимости $K_{\infty}(T)$ для различных топливных композиций представлены на рис. 1, где T — средняя температура графита, которая в установившемся режиме мало отличается от средней температуры топлива (на 20—40 °C).

Модельная загрузка $XU_5 + (1 - X)U_8$ характеризуется экспоненциальной зависимостью $K_{\infty}(T)$, как это должно быть для нуклидов с зависимостью сечения от энергии $1/v$. Для такого типа зависимости наиболее тяжелая авария — это потеря органов регулирования в холодном разотравленном состоянии. Полная самозащищенность таких загрузок отсутствует, а частичная составляет 65%. Другая модельная загрузка $XPu + (1 - X)U_8$ демонстрирует принципиально иной тип зависимости $K_{\infty}(T)$ — с наличием большой подкритичности в холодном состоянии, что снимает проблему реактивностных аварий из холодного разотравленного состояния, но создает проблемы для вывода реактора на мощность, особенно для свежей топливной загрузки. Для этих загрузок наиболее опасная ситуация — потеря оперативного запаса реактивности в но-

минальном режиме работы. Однако для плутониевой загрузки с $C/U = 300$ достигается полная самозащищенность.

Более реалистичен вариант со смесью плутониевых изотопов, которые вполне могут быть представлены смесью, состоящей только из ^{239}Pu и ^{240}Pu . В этом случае можно значительно снизить подкритичность в холодном состоянии или даже иметь в нем небольшой запас реактивности.

Смешанная загрузка $X(\delta_5U_5 + \delta_9Pu_9 + \delta_{40}Pu_{40}) + (1 - X)U_8$ позволяет иметь всевозможные промежуточные состояния. В частности, можно достичь как снижения запаса реактивности в холодном состоянии по сравнению с урановыми загрузками, так и уменьшения подкритичности в нем по сравнению с плутониевыми.

Исследования модельных загрузок на степень самозащищенности позволяют сделать следующие выводы:

- урановые загрузки не позволяют достичь полной самозащищенности, однако степень частичной самозащищенности достигает 65% для $C/U = 200$ и понижается с ростом C/U ;

- плутониевая загрузка $XPu_9 + (1 - X)U_8$ для интервала значений $C/U \sim 300$ позволяет достичь полной самозащищенности, даже с учетом уменьшения величины $\beta_{\text{эф}}$. Наиболее опасная аварийная ситуация соответствует полной потере оперативного запаса регулирования в номинальном режиме работы. С повышением графитоуранового отношения степень самозащищенности падает, а уровень подкритичности в холодном разотравленном состоянии при этом существенно возрастает;

- использование «грязного» плутония (80% ^{239}Pu + 20% ^{240}Pu) приводит к смещению диапазона самозащищенных загрузок в область более высоких значений графитоуранового отношения $C/U = 400 \div 500$;

- наилучшими с точки зрения безопасности являются смешанные загрузки с добавлением ^{235}U к Pu , которые значительно снижают скачок температуры при аварии в рабочей точке и позволяют отработать полную потерю органов регулирования в холодном состоянии (рис. 2).

Результаты работы показывают, что путем соответствующего выбора топливной загрузки можно достичь разумного компромисса между положительным и отрицательным коэффициентом реактивности и обеспечить тем самым высокую степень самозащищенности ВТГР от реактивностных аварий. Практическая возможность достижения полной самозащищенности ВТГР от реактивностных аварий должна быть подтверждена расчетными исследованиями на полномасштабных динамических моделях ВТГР с учетом экономической эффективности.

Список литературы

1. Гераскин Н.И., Савандер В.И. Физические аспекты внутренней безопасности и критерии ее оцен-

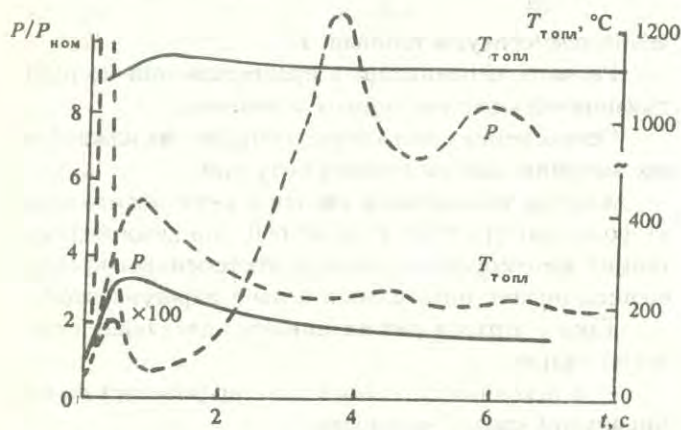


Рис. 2. Зависимость мощности и температуры от времени при аварии с полной потерей органов регулирования для смешанной уран-плутониевой загрузки: — — авария в номинальном режиме работы; - - - авария в холодном разотравленном состоянии. Загрузка типа 0,5/0,4/0,1 с $C/U = 300$

ки. — В кн.: Тез. докл. VII Всесоюз. сем. по проблемам физики реакторов. — М.: ЦНИИАтоминформ, 1991, с. 145.

2. Weisbrodt I.A. Inherent safety design features of the High Temperature reactor module. — In: Nuclear Power Performance and Safety. Conf. proc. (Vienna), Safety Technology, 1988, vol. 4, p. 549.

3. Белоусов Н.И., Бычков С.А., Марчук Ю.В. и др. Использование программы GETERA в задачах

оценки эффектов реактивности. — В кн.: Тез. докл. VII Всесоюз. сем. по проблемам физики реакторов. — М.: ЦНИИАтоминформ, 1991, с. 149.

Статья поступила в редакцию 6 сентября 1993 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 10—14.

УДК 621.039

РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ АВАРИЙНЫХ РЕЖИМОВ ДЛЯ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВПБЭР-600

С.В. Жигунов, А.М. Ганжинов, А.Д. Зенков, В.В. Куштан, В.Ф. Токаренко, В.В. Шалы, Д.И. Янушевич, А.В. Певницкий, В.П. Соловьев, В.А. Тарасов, В.А. Устиненко, В.П. Фомин, В.А. Болнов, Р.А. Песков

Предложен комплекс расчетных исследований по рассмотрению и анализу возможных аварийных ситуаций применительно к реакторной установке ВПБЭР-600 с целью разработки средств борьбы с ними (т.е. либо смягчения их последствий до безопасных пределов, либо, если это возможно, полного их недопущения).

NUMERICAL ANALYSIS OF THE VPBER-600 REACTOR PLANT'S EMERGENCY OPERATION MODES. S.V. ZHIGUNOV, A.M. GANZHINOV, A.D. ZENKOV, V.V. KUSHTAN, V.F. TOKARENKO, V.V. SHALYA, D.I. YANUSHEVICH, A.V. PEVNITSKIY, V.P. SOLOVYOV, V.A. TARASOV, V.A. USTINENKO, V.P. FOMIN, V.A. BOLNOV, R.A. PESKOV. A numerical analysis system is presented for treating the possible emergency situations at the VPBER-600 reactor plant, aimed to provide adequate countermeasures (i.e., either limiting their consequences by the safety limits or, if possible, excluding them completely).

При проектировании ядерной энергетической установки (ЯЭУ) ВПБЭР-600 специалистами трех организаций РФЯЦ ВНИИЭФ, РНЦ «Курчатовский институт» и ОКБМ был выполнен комплекс расчетных исследований по рассмотрению и анализу возможных аварийных ситуаций применительно к реакторной установке (РУ) ВПБЭР-600 с целью разработки средств борьбы с ними.

Рассмотрены некоторые результаты данных исследований, т.е. результаты расчетов аварийных ситуаций, вызванных:

— потерей теплоносителя по второму контуру ЯЭУ ВПБЭР-600;

— несанкционированным извлечением 12 регулирующих органов (РО) при работе реактора на минимально контролируемом уровне мощности (МКУ).

Расчеты выполнялись по программе исследования динамики РУ ВПБЭР-600. Основу программы составляют теплогидравлический модуль *КОВРА* и уравнения точечной кинетики с шестью группами запаздывающих нейтронов. Теплогидравлический модуль *КОВРА* осуществляет в одномерном пространственном приближении расчет произвольной гидравлической сети, в виде которой может быть представлен основной контур циркуляции теплоносителя. При этом моделируемая гидравлическая сеть имеет в своем составе различного вида местные сопротивления (регулирующие и обычные запорно-отсечные клапаны, дроссели и т.д.), разветвленную систему парогенерирующих каналов, в поток теплоносителя которых помещены твэлы различного типа, и систему каналов, моделирующих теплообменники, в поток теплоносителя которых

помещено теплообменное оборудование (например, теплообменные трубы).

В расчетах были приняты следующие зависимости для коэффициентов реактивности (по данным ОКБМ):

— температурный коэффициент реактивности по теплоносителю $\frac{dR_T}{dT} = -3 \cdot 10^{-4} \text{ 1/}^\circ\text{C}$;

— плотностной коэффициент реактивности по теплоносителю $\frac{dR_\rho}{d\rho} = 0,17 \cdot 10^{-3} \text{ 1/(кг/м}^3\text{)}$;

— температурный коэффициент реактивности по топливу $\frac{dR_\theta}{d\theta} = -\frac{0,8 \cdot 10^{-3}}{\sqrt{\theta}} \text{ 1/K}$, где θ — среднее значение температуры топлива, К.

Расчеты выполнялись в предположении несрабатывания всех систем защиты установки.

Остановимся теперь более подробно на каждой из рассматриваемых аварийных ситуаций.

Авария, связанная с потерей теплоносителя по второму контуру ЯЭУ ВПБЭР-600. Эта аварийная ситуация имитируется в расчете постепенным прекращением подачи питательной воды в парогенератор.

Таким образом рассматривается следующий сценарий аварии:

— в исходном состоянии реактор работает на номинальном уровне мощности;

— условно в момент времени $t = 0$ в парогенераторе в течение 5 с прекращается теплоотвод от первого контура ко второму.

Хронология развития аварии такова, что вначале теплоноситель расширяется, в контуре растет давле-

ние, и практически через 100 с после начала аварии реактор глушится за счет плотностного эффекта реактивности. При этом температуры топлива и теплоносителя устанавливаются на уровне 400 °С. Максимальное значение давления в РУ не превышает 25 МПа.

Как показал расчет, данный аварийный режим не является опасным для РУ.

Авария, связанная с несанкционированным извлечением 12 РО при работе реактора на МКУ. В расчетах принято, что эта авария протекает по следующему сценарию:

— в исходном состоянии реактор выведен на минимально контролируемый уровень мощности, давление в компенсаторе объема составляет 3,4 МПа, все главные циркуляционные насосы включены на полную производительность; 90 РО расположены на расстоянии 0,8 м от нижних концевых выключателей (НКВ), а 48 РО — на НКВ;

— условно в момент времени $t = 0$ 12 из 48 находящихся на НКВ РО начинают извлекаться из актив-

ной зоны с максимальной скоростью, равной 4 мм/с (при этом предполагалось, что извлекаемые РО не являются «рядом расположенными»); при полном извлечении этих РО из активной зоны РУ вводится положительная реактивность около 2,13%.

В данном режиме мощность РУ достигает своего максимального значения ($0,42 \cdot N_n$, где N_n — номинальное значение мощности РУ) приблизительно через 150 с после начала аварии. При этом максимальное значение температуры топлива составило 1700 °С. Приблизительно через 500 с после аварии реактор выходит на стационарный уровень мощности (около $0,1 \cdot N_n$), а максимальная температура топлива снижается до значений, не превышающих 500 °С.

Данный режим также не является опасным для РУ.

Статья поступила в редакцию 6 сентября 1993 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 14—15.

УДК 621.039

РАСЧЕТНЫЙ АНАЛИЗ АВАРИИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВПБЭР-600, СВЯЗАННОЙ С НЕСАНКЦИОНИРОВАННЫМ ИЗВЛЕЧЕНИЕМ 12 РЯДОМ РАСПОЛОЖЕННЫХ РЕГУЛИРУЮЩИХ ОРГАНОВ

*А.Д. Зенков, А.М. Ганжинов, С.В. Жигунов, В.Ф. Токаренко, В.В. Шаля, Д.И. Янушевич, А.В. Певницкий,
В.П. Соловьев, В.А. Тарасов, В.А. Устиненко, В.П. Фомин, В.А. Болнов, Р.А. Песков*

Рассмотрена аварийная ситуация для реакторной установки ВПБЭР-600, связанная с несанкционированным извлечением 12 рядом расположенных регулирующих органов системы управления и защиты реактора.

NUMERICAL ANALYSIS OF THE ACCIDENT AT THE VPBER-600 REACTOR PLANT RESULTING FROM UNAUTHORIZED REMOVAL OF 12 ADJACENT CONTROL UNITS. A.D. ZENKOV, A.M. GANZHINOV, S.V. ZHIGUNOV, V.F. TOKARENKO, V.V. SHALYA, D.I. YANUSHEVICH, A.V. PEVNITSKIY, V.P. SOLOVYOV, V.A. TARASOV, V.A. USTINENKO, V.P. FOMIN, V.A. BOLNOV, R.A. PESKOV. An emergency condition at the VPBER-600 reactor plant is analyzed resulting from the removal of 12 neighbouring control units of the RCPS.

Рассмотрена аварийная ситуация, связанная с несанкционированным извлечением 12 рядом расположенных регулирующих органов (РО) системы управления и защиты (СУЗ) реакторной установки (РУ) ВПБЭР-600, которая конструктивно выполнена таким образом, что одновременное извлечение более 12 РО из активной зоны принципиально невозможно. Очевидно, что в этом случае наиболее опасной является аварийная ситуация, протекающая по следующему сценарию:

— в исходном состоянии РУ находится в холодном заглушенном состоянии, давление в контуре составляет 3 МПа, все РО находятся на нижних концевых выключателях (НКВ), а ГЦН работают на полную производительность;

— условно в момент времени $t = 0$ с 12 рядом расположенных РО самопроизвольно с максимально возможной скоростью (4 мм/с) начинают извлекаться из активной зоны РУ. Расчеты, выполненные специалистами физического отдела ОКБМ, показали, что при таком развитии событий в активной зоне РУ возникнет

локальный критический реактор, состоящий условно из 12 ТВС. Это происходит при подъеме РО на высоту 570 мм от НКВ. При полном же извлечении 12 рядом расположенных РО вводимая положительная реактивность достигает значения 6,3%.

Авторами выполнен ряд расчетов по исследованию такой аварийной ситуации.

Следует отметить тот факт, что расчеты проводились на относительно ранней стадии проектирования установки ВПБЭР-600 и отчасти на основании этих расчетов был сделан вывод о недопущении подобной аварийной ситуации. Поэтому в ОКБМ были приняты необходимые конструкторские решения, согласно которым возможно одновременное перемещение максимум семи рядом расположенных РО СУЗ. В этом смысле данную аварию можно рассматривать как сверхгипотетическую. Тем не менее авторы сочли необходимым ее рассмотрение с точки зрения последствий и средств борьбы с ней.

Расчеты выполнялись по программе исследования динамики РУ ВПБЭР-600. Основу программы состав-

ляют теплогидравлический модуль *KOBRA* и уравнения точечной кинетики с шестью группами запаздывающих нейтронов. Теплогидравлический модуль *KOBRA* осуществляет в одномерном пространственном приближении расчет произвольной гидравлической сети, в виде которой может быть представлен основной контур циркуляции теплоносителя. При этом моделируемая гидравлическая сеть имеет в своем составе различного вида местные сопротивления (регулирующие и обычные запорно-отсечные клапаны, дроссели и т.д.), разветвленную систему парогенерирующих каналов, в поток теплоносителя которых помещены твэлы различного типа, и систему каналов, моделирующих теплообменники; в поток теплоносителя которых помещено теплообменное оборудование (например, теплообменные трубы).

Расчетная схема моделируемой установки, заложенная в программу, такова, что активная зона описывается двумя группами каналов:

- группа из 12 ТВС, образующих локальный критический реактор (эта группа описана «средней» из этих 12 эквивалентной ТВС);

- группа из 139 ТВС, энерговыделение в которых не происходит (т.е. фактически «байпас» локального критического реактора).

В расчете были приняты следующие зависимости для коэффициентов реактивности (по данным ОКБМ):

- температурный коэффициент реактивности по теплоносителю $\frac{dR_T}{dT} = -3 \cdot 10^{-4} \text{ 1/}^\circ\text{C}$;

- плотностной коэффициент реактивности по теплоносителю $\frac{dR_\rho}{d\rho} = 0,17 \cdot 10^{-3} \text{ 1/(кг/м}^3\text{)}$;

- температурный коэффициент реактивности по топливу $\frac{dR_\theta}{d\theta} = -\frac{0,8 \cdot 10^{-3}}{\sqrt{\theta}} \text{ 1/K}$, где θ — среднее значение температуры топлива твэлов в локальном критическом реакторе, К.

Рассмотрим хронологию развития и результаты расчета рассматриваемой аварии (результаты расчета приведены на рис. 1–3):

- приблизительно через 20 с после достижения критического состояния локальный реактор начал разгоняться на мгновенных нейтронах (реактивность достигла значения около 1%);

- по мере разогрева топлива нейтронная вспышка «гасится» за счет доплер-эффекта;

- в дальнейшем локальный реактор остается надкритичным на запаздывающих нейтронах, что приводит к росту его мощности;

- приблизительно через 200 с после «выхода в критику» максимальное значение температуры топлива составило 2700°C , что соответствует значению температуры плавления топлива;

- приблизительно через 450 с после «выхода в критику» мощность локального реактора достигла значения около $0,15 \cdot N_n$ (где N_n — номинальное значение мощности РУ ВПБЭР-600), что в пересчете на одну ТВС составило около 1,8 от ее номинальной мощ-

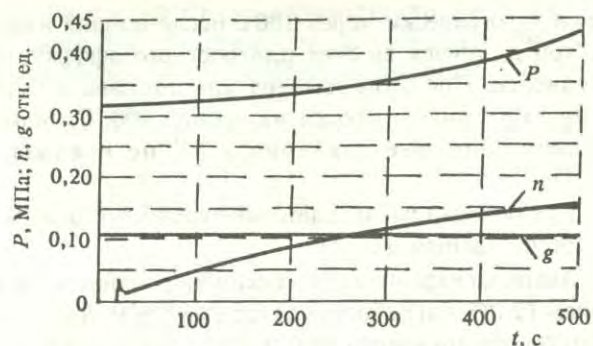


Рис. 1. Зависимость давления в компенсаторе объема реакторной установки (P) (М 1:10), относительной мощности локального критического реактора (n) и относительного расхода теплоносителя на входе в локальный критический реактор (g) в процессе аварии от времени

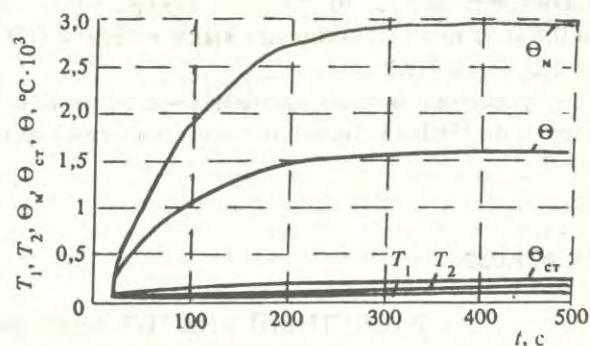


Рис. 2. Зависимость температур теплоносителя на входе в локальный критический реактор (T_1), на выходе из него (T_2), максимальных температур топлива (θ_M) и оболочек (θ_{CT}) и средней температуры топлива (θ) твэлов в локальном критическом реакторе в процессе аварии от времени

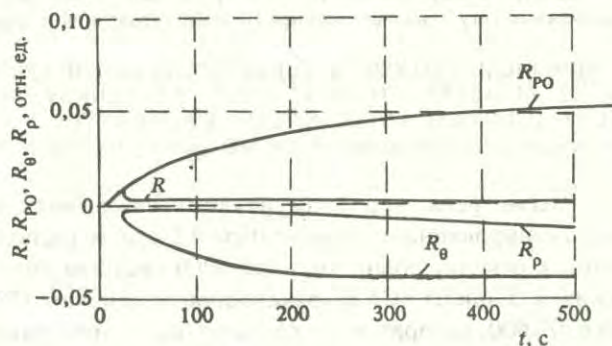


Рис. 3. Зависимость реактивности (R) и ее составляющих в процессе аварии от времени. R_{PO} — составляющая реактивности, вносимая регулирующими органами, R_θ — топливная составляющая реактивности, R_p — составляющая реактивности по теплоносителю

ности; величина удельного объемного энерговыделения в твэлах локального реактора превысила свое номинальное значение в 2,5 раза. Это объясняется тем, что к этому моменту времени РО поднялись на высоту 2,37 м от НКВ, и, следовательно, вся мощность выделяется приблизительно в 0,7 части локального реактора. При такой нагрузке максимальная температура топлива достигла значения около 3000°C , что существенно превысило значение температуры плавления.

В рассматриваемой аварии из-за достаточно медленного роста мощности вряд ли возможен другой, кро-

ме плавления, механизм разрушения твэлов. Поскольку в данной расчетной модели не рассматриваются процессы разрушения твэлов и ТВС, то дальнейший расчет протекания аварии по данной программе не представляет практического интереса. Какие же особенно характерные черты можно выделить в рассматриваемой аварии?

1. Это прежде всего факт роста мощности после нейтронной вспышки. Такое поведение мощности объясняется очень слабыми обратными связями «по теплоносителю» из-за достаточно большого времени его прогрева. Это в свою очередь объясняется тем обстоятельством, что вся мощность выделяется приблизительно в 1/12-й части активной зоны, и для того чтобы прогреть весь контур и повысить температуру теплоносителя на входе в локальный реактор, требуется достаточно большое время. Таким образом, несмотря на то что перепад температуры теплоносителя по активной зоне достаточно велик (около 60 °С), температура теплоносителя на входе в локальный реактор достаточно низка, и, как следствие, отсутствует кипение теплоносителя в активной зоне, и достаточно низка его средняя (по локальному реактору) температура.

2. Данная авария является «скрытой», т.е. она не обнаруживается по основным измеряемым теплофизическим параметрам (давлению и температуре теплоносителя), значения которых достаточно низки и далеки от аварийных.

В заключение следует сказать, что принятые в ОКБМ конструктивные решения исключили возмож-

ность возникновения подобной аварийной ситуации применительно к разрабатываемому реактору ВПБЭР-600. Но тем не менее анализировать возможность возникновения и последствия таких аварий для проектируемых и действующих ядерных энергетических установок крайне необходимо, так как эти последствия могут оказаться крайне тяжелыми.

Следует также отметить возможные пути снижения последствий таких аварий. Это в основном пути по ускорению (инициированию более раннего действия) обратных связей по теплоносителю, а именно:

— повышение начальной температуры теплоносителя в контуре до значений, более близких к температуре насыщения;

— снижение начального давления в контуре до значений, по возможности более близких к давлению насыщения.

С помощью этих мер можно существенно ускорить действие плотностного эффекта реактивности.

Снизить последствия таких аварий можно путем снижения максимальной скорости движения РО, поскольку это приведет к относительному (относительно вводимой реактивности) снижению времени прогрева контура и, как следствие, к относительному ускорению действия обратных связей по теплоносителю (в частности, плотностного эффекта реактивности).

Статья поступила в редакцию 6 сентября 1993 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 15—17.

УДК 621.039

АНАЛИЗ АВАРИЙНЫХ РЕЖИМОВ ПРИ ОТРЫВЕ КРЫШКИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ВПБЭР-600

А.М. Ганжинов, С.В. Жигунов, А.Д. Зенков, В.Ф. Токаренко, В.В. Шаля, Д.И. Янушевич, А.В. Певницкий, В.П. Соловьев, В.А. Тарасов, В.А. Устиненко, В.П. Фомин, В.А. Болнов, Р.А. Песков

Проведен анализ аварийных ситуаций применительно к ядерной энергетической установке (ЯЭУ) ВПБЭР-600, связанных со срывом крышки реакторной установки (РУ) и извлечением вследствие этого всех регулирующих органов (РО) из активной зоны.

ANALYSIS OF EMERGENCY OPERATION MODES OF THE VPBER-600 REACTOR PLANT RESULTING FROM STRIPPING THE CLOSURE HEAD. A.M. GANZHINOV, S.V. ZHIGUNOV, A.D. ZENKOV, V.F. TOKARENKO, V.V. SHALYA, D.I. YANUSHEVICH, A.V. PEVNITSKIY, V.P. SOLOVYOV, V.A. TARASOV, V.A. USTINENKO, V.P. FOMIN, V.A. BOLNOV, R.A. PESKOV. The emergency operation modes of the VPBER-600 nuclear power plant are analyzed resulting from stripping the closure head and consequent removal of all the control units from the core.

В истории ядерной энергетики случались аварии, связанные с подъемом крышки реактора вместе с РО (например, краном при перегрузке топлива), приводившие к очень тяжелым последствиям.

Несмотря на то что вероятность подобного рода аварий для данного реактора очень мала, предусматривается целый комплекс мероприятий, призванных не допустить неблагоприятное развитие событий, необходимость расчета этих аварий диктуется как уроками истории, так и желанием конструктивно, насколько это возможно, ослабить их последствия.

Чтобы свести последствия аварии к минимуму, проектантом установки приняты следующие конструктивные и технологические решения:

— в активную зону с целью уменьшения величины избыточной реактивности вводится борная кислота;

— ограничивается скорость подъема груза краном;

— создаются специальные стопорные устройства, ограничивающие перемещение груза.

Для того чтобы оценить последствия такой аварийной ситуации, авторами выполнен ряд расчетов. При этом рассматривался следующий сценарий аварии:

— в исходном состоянии РУ находится в заглушенном состоянии, заполнена теплоносителем при атмосферном давлении в компенсаторе объема (КО), а все РО находятся на нижнем концевом выключателе (НКВ);

— условно в момент времени $t = 0$ крышка со всеми РО начинает подниматься вверх со скоростью 0,1 м/мин (имитируется подъем крышки краном).

Расчеты выполнялись по программе исследования динамики РУ ВПБЭР-600. Основу программы составляют теплогидравлический модуль КОВРА и уравнения точечной кинетики с шестью группами запаздывающих нейтронов. Теплогидравлический модуль КОВРА осуществляет в одномерном пространственном приближении расчет произвольной гидравлической сети, в виде которой может быть представлен основной контур циркуляции теплоносителя. При этом моделируемая гидравлическая сеть имеет в своем составе различного вида местные сопротивления (регулирующие и обычные запорно-отсечные клапаны, дроссели и т.д.), разветвленную систему парогенерирующих каналов, в поток теплоносителя которых помещены твэлы различного типа, и систему каналов, моделирующих теплообменники, в поток теплоносителя которых помещено теплообменное оборудование (например, теплообменные трубы).

Следует отметить, что РУ ВПБЭР-600 содержит 151 канал для органов регулирования, причем 12 из них пустые и находятся на периферии активной зоны. Их заполняют поглотителем при перегрузке топлива для увеличения подкритичности реактора.

Рассмотрены последствия аварии для двух вариантов исходного состояния активной зоны РУ.

1. Активная зона в исходном состоянии содержит борную кислоту (штатные условия перегрузки). В этом случае реактор становится критическим при подъеме всех РО на высоту 0,4 м, а при полном извлечении всех РО вводится положительная реактивность около 11%; плотностной коэффициент реактивности по теплоносителю составляет $\frac{dR_p}{d\rho} = 0,17 \cdot 10^{-3} \text{ л/(кг/м}^3\text{)}$.

2. Активная зона в исходном состоянии не содержит борной кислоты (отклонение от штатных условий перегрузки). В этом случае реактор становится критическим при подъеме всех РО на высоту 0,2 м, а при полном извлечении всех РО вводится положительная реактивность около 16%; плотностной коэффициент реактивности по теплоносителю составляет $\frac{dR_p}{d\rho} = 0,32 \cdot 10^{-3} \text{ л/(кг/м}^3\text{)}$.

Для обоих вариантов исходного состояния (активная зона без кислоты и с кислотой) температурный коэффициент реактивности по топливу определяется соотношением $\frac{dR_\theta}{d\theta} = -\frac{0,8 \cdot 10^{-3}}{\sqrt{\theta}} \text{ л/К}$, где θ — среднее значение температуры топлива, К.

Рассмотрим хронологию развития и результаты расчета рассматриваемой аварии.

Для обоих вариантов исходного состояния активной зоны РУ авария характеризуется пульсирующими нейтронными вспышками, максимальное значение амплитуды которых составляет $1 \cdot N_n$ в первом и $1,5 \cdot N_n$

во втором вариантах. Пульсации мощности связаны с выбросом теплоносителя из активной зоны и последующим ее заполнением. На начальной стадии аварии (первые 200 с после достижения реактором критического состояния) происходит в основном заполнение теплоносителем КО, после чего идет непрерывный выброс теплоносителя в пространство, ограниченное страховочным корпусом РУ.

Если рассматривать второй вариант исходного состояния активной зоны РУ, то в этом случае через 500 с после достижения реактором критического состояния из него «выбрасывается» около 160 т теплоносителя, что составляет приблизительно 60% от общей его массы. В активной зоне происходит активное кипение с пульсирующими «выбросами» теплоносителя в тяговые участки и нижние камеры. Максимальное значение температуры топлива близко к значению температуры плавления и составляет 2500 °С. При дальнейшем движении крышки амплитуда колебаний мощности уменьшается и не превышает $0,025 \cdot N_n$, а выброс массы в страховочный корпус практически прекращается.

Для первого варианта исходного состояния активной зоны РУ общий характер протекания аварии качественно аналогичен рассмотренному, но существенно отличается (в лучшую сторону) количественно. В этом случае максимальная температура топлива не превышает значения 800 °С, а выброс теплоносителя из РУ в пространство, ограниченное страховочным корпусом практически, прекращается через 450 с после достижения реактором критического состояния. При этом общий выброс составляет около 100 т (40% от общей массы теплоносителя).

В заключение, анализируя результаты расчетов рассматриваемой аварии, можно сделать следующие выводы.

1. Данная авария является потенциально опасной, и необходимо проводить ее анализ для всех проектируемых и действующих ядерных энергетических установок.

2. Принятые в ОКБМ конструктивные и технологические решения применительно к проектируемой РУ ВПБЭР-600, а именно: введение страховочного корпуса (исключающего выброс теплоносителя первого контура в обслуживаемые помещения), ограничение скорости перемещения крана (позволяющее во всех случаях избежать разгона реактора на мгновенных нейтронах) и введение в активную зону борной кислоты (ограничивающей максимальное возможное значение избыточной реактивности, которая может быть введена при извлечении РО) позволяют смягчить последствия подобных аварий до безопасных пределов.

Статья поступила в редакцию 6 сентября 1993 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 17—18.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПЕРЕМЕЩЕНИЯ ПОГЛОЩАЮЩИХ СТЕРЖНЕЙ ЯЭУ

В.А. Молодов, А.Д. Капустин

Разработан алгоритм, позволяющий на грубых пространственных сетках моделировать переходные режимы, связанные с перемещением поглощающих стержней. Проведен расчет аварийного переходного процесса в реакторе ВГМ, вызванного внеплановым извлечением стержней СУЗ.

MODELLING THE DISPLACEMENTS OF THE NPP ABSORBING RODS. V.A. MOLODOV, A.D. KAPUSTIN. An algorithm is presented allowing one to simulate transient modes related with displacements of absorbing rods, using coarse 3-D meshes. The effectiveness of the algorithm is illustrated by an analysis of an emergency transient process in a high-temperature helium-cooled modular reactor due to an emergency removal of the RCPS rods.

При численном моделировании динамики ЯЭУ часто возникает задача описания пространственно-временного изменения свойств активной зоны. Так, например, при движении регулирующих стержней с течением времени изменяются поглощающие свойства по высоте реактора. Построение непрерывной модели нейтронной кинетики с учетом зависимости макроконтант от координаты z_C конца стержня не представляет особого труда. Однако переход к конечно-разностному аналогу не так прост, как может показаться на первый взгляд, особенно если по каким-то причинам нежелательно использование мелкой сетки. В чем же состоит трудность перехода к сеточной модели?

Рассмотрим простейшее уравнение, позволяющее проиллюстрировать указанную проблему:

$$\frac{\partial \Phi(z, t)}{\partial t} = -a(z, t)\Phi(z, t), \quad (1)$$

где $a(z, t) = \begin{cases} 1, & 0 \leq z \leq \xi \\ 0, & \xi < z \leq H \end{cases}$ — коэффициент уравнения, являющийся разрывной функцией координаты, причем точка разрыва перемещается с течением времени: $\xi = vt$, где $v = \text{const}$.

Требуется найти его решение с начальным условием $\Phi(z, 0) = 1$, усредненное на интервале $(0, H)$:

$$Q(t) = \frac{1}{H} \int_0^H \Phi(z, t) dz. \quad (2)$$

Уравнение (1) можно трактовать как модель плоского реактора с непоглощающей и не размножающей активной зоной высотой H , в которую с постоянной скоростью v вводится поглотитель (ξ — координата границы раздела сред). Тогда функция (2) будет описывать закон изменения среднего по объему реактора потока нейтронов.

Для решения уравнения (1) разобьем интервал $(0, H)$ на n ячеек одинаковой длины, в пределах каждой из которых $\Phi(z, t)$ будем считать постоянной, равной среднеинтегральному значению на этой ячейке. Функцию $a(z, t)$ на j -м интервале аппроксимируем по формуле

$$a_j(t) = \begin{cases} 1, & j < j^* \\ vt \frac{n}{H} - j + 1, & j = j^*, \quad j = 1, 2, \dots, n, \\ 0, & j > j^* \end{cases}$$

где j^* — номер ячейки, содержащей точку разрыва ξ функции $a(z, t)$ (в физической трактовке такая аппроксимация означает, что среднее сечение поглощения пропорционально доле объема ячейки, занятой поглотителем).

Решение полученной системы конечно-разностных уравнений для различных значений шага по пространственной координате приведено на рис. 1, на котором налицо нарушение монотонности решения при малых количествах узлов сетки.

Такой же спецификой обладают нейтронно-кинетические уравнения, записанные в диффузионном приближении:

$$\nu^{-1} \frac{\partial \Phi}{\partial t} = \Delta D \Delta \Phi - (\Sigma_R + \Sigma_a + \Delta \Sigma_a) \Phi + \kappa S,$$

где Φ — вектор групповых потоков нейтронов; ν — диагональная матрица скоростей нейтронов в группах; D — диагональная матрица коэффициентов диффузии; Σ_R , Σ_a и $\Delta \Sigma_a$ — нижнетреугольные матрицы, описывающие увод нейтронов из групп за счет перехода в другие группы, поглощения в активной зоне при отсутствии поглощающего стержня и поглощения в стержне соответственно; κ — вектор-столбец, описывающий распределение нейтронов по группам (спектр нейтронов); S — вектор объемных скоростей генерации нейтронов (мгновенных и запаздывающих).

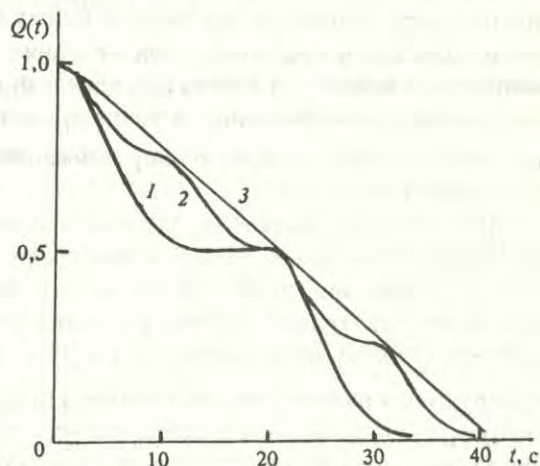


Рис. 1. Функция $Q(t)$, полученная для пространственных сеток с различным числом узлов интерполяции: 1 — два узла; 2 — четыре узла; 3 — 20 узлов

При моделировании процессов с перемещением поглощающего стержня коэффициент $\Delta\Sigma_a$ является разрывной функцией координаты с перемещающейся точкой разрыва. Поэтому при переходе к конечно-разностному аналогу возникает та же проблема, что и при решении уравнения (1).

Указанную проблему можно решать формально-математическими методами [1—5], а также использовать какие-то искусственные приемы, не основанные на строгих законах физики и правилах математики, и тем не менее дающие искомый результат (например, в работе [6] функция нейтронных потоков в особой ячейке пространственной сетки, характерной тем, что в ней расположен конец поглощающего стержня в данный момент времени, аппроксимируется параболой).

В данной работе предложен способ конечно-разностной аппроксимации нейтронно-кинетических уравнений, который дает возможность добиться удовлетворительной точности решения при использовании грубых пространственных сеток, тем самым существенно экономя ресурсы ЭВМ при численных расчетах динамики ЯЭУ. Этот способ основан на двух предположениях.

Первое предположение ставит своей целью уменьшить влияние разрывности функции $\Delta\Sigma_a$. Этого можно добиться, если искусственно переместить часть поглощенных стержнем нейтронов из той ячейки, в которой располагается конец стержня в данный момент времени, в соседнюю, причем изменять долю перемещенных нейтронов по мере продвижения стержня, наращивая ее от нуля до некоторого значения при движении стержня от центра ячейки к границе с соседней с последующим уменьшением ее до нуля при движении стержня к центру следующей ячейки*. Это позволит сгладить функцию $\Delta\Sigma_a$ и плавно преодолеть границу ячейки.

Второе предположение направлено на ослабление влияния разрывности функции нейтронного потока при переходе стержня через границу между ячейками сетки. Для этого достаточно при описании скорости поглощения нейтронов вместо среднеячеечного значения потока брать локальное в точке z_C , используя для его получения линейную аппроксимацию по двум близлежащим точкам.

Рассмотрим конкретную реализацию этих предположений. В первом предположении предполагается, что при движении конца стержня в пределах интервала между центрами соседних ячеек пространственной сетки, имеющими координаты z_{j-1} и z_j (ячейки нумеруются в направлении погружения стержня в активную зону), локальная добавка к сечению поглощения за счет стержня представляется в виде суммы двух слагаемых, являющихся линейными функциями ко-

ординаты конца стержня z_C (а стало быть в общем случае и сама является функцией z_C):

$$\Delta\Sigma_a(z_C) = \Delta\Sigma_a^-(z_C) + \Delta\Sigma_a^+(z_C), \quad z_{j-1} \leq z_C \leq z_j \quad (3)$$

причем первое из них изменяется от некоторого максимального значения, когда конец стержня находится в точке z_{j-1} , до нуля при $z_C = z_j$ и учитывается только при расчете среднеячеечного сечения поглощения $j-1$ -й ячейки, а второе слагаемое изменяется от нуля при $z_C = z_{j-1}$ до максимального значения при $z_C = z_j$ и учитывается только при расчете среднего сечения поглощения j -й ячейки.

Это предположение означает, в частности, что интервал влияния поглотителя стержня на среднеячеечное сечение j -й ячейки, т.е. тот интервал, в котором может находиться конец стержня, внося возмущение в среднее сечение j -й ячейки, охватывает не только эту ячейку, но простирается от центра $j-1$ -й ячейки до центра $j+1$ -й.

Как же найти среднеячеечную добавку к сечению поглощения в j -й ячейке, если $z_{j-1} \leq z_C \leq z_{j+1}$? Поскольку локальная добавка является функцией координаты, то среднеячеечная добавка в j -й ячейке $\Delta\Sigma_{a_j}^{CP}$ будет вычисляться как интеграл по интервалу (z_{j-1}, z_C) от треугольной функции, составленной из функции $\Delta\Sigma_a^+$ $i-1$ -й ячейки (обозначим ее $\Delta\Sigma_{a_{j-1}}^+(z)$) и функции $\Delta\Sigma_a^-$ j -й ячейки (обозначим ее $\Delta\Sigma_{a_j}^-(z)$)

$$\Delta\Sigma_{a_j}(z) = \begin{cases} \Delta\Sigma_{a_{j-1}}^+(z), & z_{j-1} \leq z \leq z_j \\ \Delta\Sigma_{a_j}^-(z), & z_j \leq z \leq z_{j+1} \end{cases} \quad (4)$$

отнесенный к длине Δz_j ячейки:

$$\Delta\Sigma_{a_j}^{CP} = \frac{1}{\Delta z_j} \cdot \int_{z_{j-1}}^{z_C} \Delta\Sigma_{a_j}(z) dz.$$

Для того чтобы в результате замены постоянной по длине стержня локальной добавки к сечению поглощения на кусочно-линейную функцию (3) не изменилась суммарная скорость поглощения нейтронов в j -й ячейке, среднеячеечная добавка в этой ячейке должна совпадать с сечением поглощения поглотителя стержня $\Delta\Sigma_a^P$, если стержень занимает весь интервал влияния на j -ю ячейку. Т.е. при $z_C = z_{j+1}$ должно выполняться равенство $\Delta\Sigma_{a_j}^{CP} = \Delta\Sigma_a^P$. Выполнение этого условия дает возможность найти ординату вершины треугольной функции (4) (она обозначена выше как «некоторое максимальное значение», но пока еще не определена). Для ее нахождения надо площадь треугольника, ограниченного функцией (4) и осью абсцисс, приравнять произведению $\Delta\Sigma_a^P \cdot \Delta z_j$ и выразить из этого равенства $\Delta\Sigma_{a_j}(z_j)$:

* При бесконечно мелкой сетке такое перемещение бесконечно мало изменит реактивность, так что оно вполне вписывается в концепцию сеточной аппроксимации.

$$\Delta\Sigma_a(z_j) = \frac{2\Delta z_j}{z_{j+1} - z_{j-1}} \Delta\Sigma_a^\Pi. \quad (5)$$

Теперь имеется вся необходимая информация для вычисления среднеееечных сечений поглощения $j-1$ -й и j -й ячеек в случае, когда конец стержня располагается между их центрами ($z_{j-1} \leq z_C \leq z_j$). Для этого надо записать по формуле (4) уравнения треугольных функций $\Delta\Sigma_a(z)$, $i = j-1, j$, используя известные координаты их вершин и точек пересечения с осью z , и проинтегрировать их по интервалам (z_{i-1}, z_C), разделив на соответствующую длину интервала Δz_i . В результате получим

$$\Delta\Sigma_a^{CP}(z_C) = (j-i + K_i(z_C)) \cdot \Delta\Sigma_a^\Pi, \quad i = j-1, j, \quad (6)$$

где

$$K_i(z_C) = [1 - 2(j-i)] \frac{(z_C - z_{2j-i-1})^2}{(z_j - z_{j-1})(z_{i+1} - z_{i-1})}, \quad i = j-1, j.$$

В остальных $j-2$ -х ячейках, которые целиком заполняет поглотитель, $\Delta\Sigma_a^{CP} = \Delta\Sigma_a^\Pi$.

Для наглядной иллюстрации первого предположения на рис. 2 изображены треугольные функции (4) для интервалов с номерами $j-1, j$ и $j+1$, соответствующая им кусочно-линейная функция локальных добавок (3) и горизонтальная прямая, соответствующая сечению поглощения поглотителя стержня $\Delta\Sigma_a^\Pi$. Из равенства площадей треугольника ABC и прямоугольника KLMN определяется высота треугольника ABC, т.е. локальная добавка в точке $z_C = z_j$ (формула (5)).

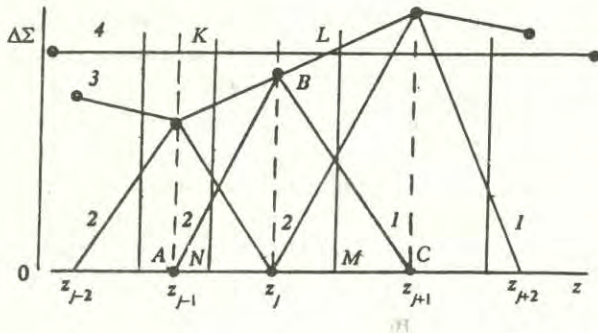


Рис. 2. Первое предположение: 1 — $\Delta\Sigma_a^-(z_C)$; 2 — $\Delta\Sigma_a^+(z_C)$; 3 — $\Delta\Sigma_a(z_C)$; 4 — $\Delta\Sigma_a^\Pi$

Замечание. Очевидно (см. рис. 2), что при неравномерной сетке функция $\Delta\Sigma_a(z)$ не совпадает с $\Delta\Sigma_a^\Pi$, однако это не будет приводить к погрешности в расчетах, поскольку локальные значения функции $\Delta\Sigma_a(z)$ нигде не используются, а среднеинтегральные по ячейке значения сечения согласно равенству (5) будут совпадать с $\Delta\Sigma_a^\Pi$. При равномерной сетке локальная добавка постоянна по длине стержня и совпадает с сечением поглощения поглотителя.

Второе предположение означает, что при вычислении среднеееечной добавки к скорости поглощения нейтронов ΔS_a^{CP} вместо значения Φ_j следует использовать значение $\Phi(z_C)$, полученное линейной интерполяцией по точкам Φ_{j-1} и Φ_j . Т.е. ΔS_a^{CP} вычисляется по формуле

$$\Delta S_a^{CP}(z_C) = \frac{A_j}{\Delta z_j} \int_{z_{j-1}}^{z_C} \Delta\Sigma_a(z) \Phi(z) dz, \quad (7)$$

где A_j — нормировочный коэффициент, обеспечивающий равенство среднеееечной добавки скорости поглощения при полном заполнении стержнем интервала влияния j -й ячейки ($z_C = z_{j+1}$) величине $\Delta\Sigma_a^\Pi \cdot \Phi_j$.

Подставив в (7) выражения для треугольных функций $\Delta\Sigma_a(z)$, $i = j-1, j$, для $j-1$ -й и j -й ячеек, между центрами которых расположен конец стержня, и формулу для кусочно-линейной функции $\Phi(z)$, построенной с помощью линейной интерполяции по значениям Φ_i и Φ_{i+1} , получим среднеееечные добавки к скоростям поглощения нейтронов в этих ячейках:

$$\Delta S_a^{CP}(z_C) = [j-i + K_i(z_C) \cdot K_i^\Phi(z_C) \cdot A_i] \Delta\Sigma_a^\Pi \Phi_j, \quad i = j-1, j, \quad (8)$$

где

$$K_i^\Phi(z_C) = \Phi_{2j-i-1} + \frac{2}{3} \frac{z_C - z_{2j-i-1}}{z_j - z_{j-1}} (\Phi_j - \Phi_{j-1}),$$

а нормировочный коэффициент A_i вычисляется по формуле

$$A_i = 3\Phi_i \left[\Phi_{i+1} + 2 \cdot \Phi_i \frac{z_i - z_{i-1}}{z_{i+1} - z_{i-1}} (\Phi_{i+1} - \Phi_{i-1}) \right]^{-1}.$$

В остальных $j-2$ -х ячейках, которые целиком заполняет поглотитель, $\Delta S_a^{CP} = \Delta\Sigma_a^\Pi \cdot \Phi_j$.

Итак, все это касалось моделирования стационарного распределения скорости поглощения нейтронов по высоте реактора при неподвижном стержне.

Теперь предположим, что стержень движется с некоторой скоростью (постоянной или изменяющейся по заданному закону — не существенно), и в момент времени t его скорость равна v , а конец находится между центрами ячеек с номерами $j-1$ и j . Требуется определить, как изменяются добавки к среднеееечным скоростям поглощения в этих ячейках за время одного шага интегрирования Δt в результате перемещения стержня.

Если в момент времени t конец стержня находился в точке z_C , то в момент времени $t + \Delta t$ он будет находиться в точке $z_{C1} = z_C + v\Delta t$. Искомая величина вычислится как разность

$$\Delta S_a^{CP}(t) = \Delta S_a^{CP}(z_{C1}) - \Delta S_a^{CP}(z_C), \quad i = j-1, j.$$

Используя формулу (8) для точек z_C и z_{C1} , получим после несложных преобразований

$$\Delta S_{a_i}^{CP}(t) = A_i(t) K_i(z_C) D_i(z_C) \left[\left(K_i^\Phi(z_C) - \Phi_{2j-i-1} \right) \times \right. \\ \left. \left(D_i(z_C) + 1 \right)^2 + K_i^\Phi(z_C) \left(D_i(z_C) + 2 \right) \right] \Delta \Sigma_a^P, \quad i = j-1, j, \quad (9)$$

$$\text{где } D_i(z_C) = \frac{v \cdot \Delta t}{z_C - z_{2j-i-1}}.$$

Теперь для того чтобы в процессе численного интегрирования найти значение скорости поглощения $S_{a_i}^{CP}$, $i = j-1, j$ на текущем шаге интегрирования, необходимо к значению $S_{a_i}^{CP}$ на предыдущем шаге добавить величину $\Delta S_{a_i}^{CP}$, вычисленную по формуле (9). В остальных $j-2$ -х ячейках, которые в момент t были целиком заполнены поглотителем, значение $S_{a_i}^{CP}$ за время Δt не меняется.

Замечание. Для вычисления $S_{a_i}^{CP}(t)$ по формуле (9) используется значение нейтронного потока Φ_i . Если брать текущее значение $\Phi_i(t)$, то в системе возникает положительная обратная связь, которая может сделать затруднительным получение решения. Поэтому во всех формулах следует использовать стационарное значение Φ_i . Казалось бы, при больших отклонениях мощности реактора от статики это должно приводить к большим погрешностям в вычислении скорости поглощения. Однако это не так. Благодаря наличию нормировочного коэффициента $A_i(t)$, погрешности, причем незначительные, появляются только при больших локальных отклонениях потоков.

Приведенные на рис. 3 результаты решения уравнения (1) дают возможность сравнить различные способы аппроксимации. Видно, что при использовании предложенного способа (см. кривую 3) полученное решение наиболее близко к точному.

В качестве примера использования описанного алгоритма рассчитана динамика высокотемпературного газоохлаждаемого реактора с шаровыми твэлами ВГМ при самопроизвольном извлечении поглощающих стержней СУЗ. Математическая модель реактора включает диффузионные уравнения нейтронной кинетики в двухгрупповом приближении, записанные в r - z -геометрии.

При построении конечно-разностного аналога уравнений математической модели выбрана неравномерная пространственная сетка, содержащая девять ячеек по высоте реактора, из которых пять приходится на активную зону, и шесть ячеек по радиусу, одна из которых соответствует месту расположения стержней СУЗ в массиве бакового отражателя, а три — активной зоне.

В исходном состоянии все 24 стержня погружены до уровня, когда их нижние концы находятся между центрами третьей и четвертой ячеек по высоте. Ста-

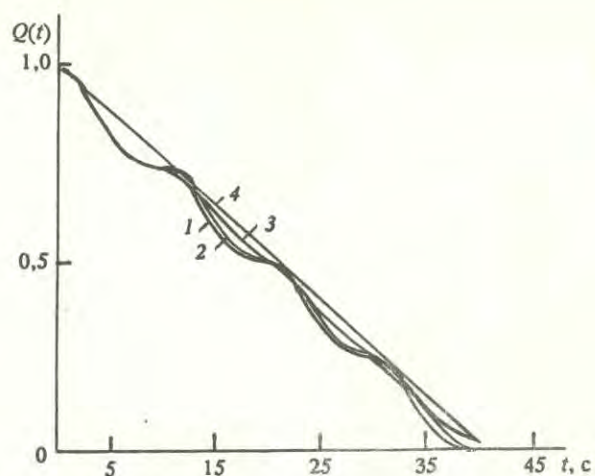


Рис. 3. Функция $Q(t)$, полученная на 4-ячеечной сетке при использовании различных способов аппроксимации: 1 — линейная для функции $a(z, t)$ и ступенчатая для $\Phi(z, t)$; 2 — линейная и для $a(z, t)$, и для $\Phi(z, t)$; 3 — квадратичная для $a(z, t)$ и линейная для $\Phi(z, t)$; 4 — точное решение

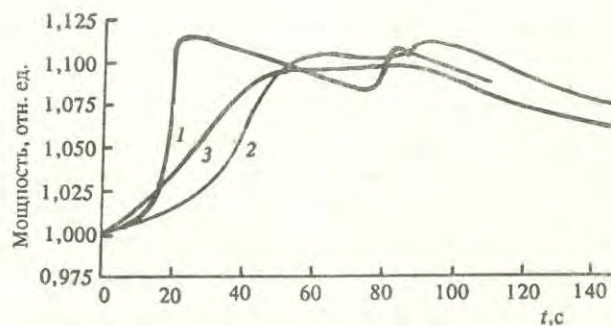


Рис. 4. Мощность реактора ВГМ при извлечении стержней СУЗ для трех вариантов зависимости сечений поглощения от времени: 1 — линейная; 2 — квадратичная; 3 — кубическая

вится задача расчета переходного процесса, обусловленного одновременным извлечением всех стержней с постоянной скоростью $v = -2$ см/с.

На рис. 4 изображены графики изменения мощности реактора, полученные при использовании трех вариантов формулы для добавок к сечениям поглощения нейтронов быстрой и тепловой групп за счет поглотителя стержней. Кривая 1 получена при самом грубом предположении, что в процессе перемещения концов стержней в пределах одной ячейки пространственной сетки сечение поглощения изменяется по линейному закону от величины, соответствующей полному заполнению ячейки поглотителем, до величины, соответствующей отсутствию поглотителя. Переходный процесс в этом случае резко отличается от монотонного, каждый переход концов стержней через границы интервалов ($t = 20, 80, 105$ с) приводит к необоснованному спаду мощности реактора. Использование этого алгоритма расчета сечений поглощения при выбранной расчетной схеме не дает даже качественного представления о поведении реактора.

Кривая 2 иллюстрирует случай, когда принято первое предположение, т.е. для расчета добавок к сечениям поглощения использована формула (6) в статике и построенная на ее основе формула расчета в

динамике. Очевидно существенное сглаживание кривой по сравнению с первым случаем. Переходы стержней через границы интервалов не очень заметны, но более заметны стали переходы стержней через центры ячеек. Точность результатов при выбранной сетке остается неудовлетворительной.

Кривая 3 получена для случая, когда приняты оба предположения, т.е. использована формула (8) в статике и (9) в динамике. В этом случае на рис. 4 не заметны моменты перехода стержней через узловые точки.

Таким образом, предложенный алгоритм расчета сечений поглощения позволяет использовать достаточно грубые пространственные сетки при расчетах процессов с перемещением стержней СУЗ. Следует отметить, что при использовании этого алгоритма, в отличие от других, улучшение точности решения происходит не в ущерб необходимым временным затратам. Это объясняется тем, что для расчета формул алгоритма требуется несравнимо меньше времени, чем для расчета переменных на шаге интегрирования, а с другой стороны, благодаря сглаживанию решения, шаг интегрирования существенно увеличивается (при наличии системы автоматического выбора шага).

Разработанный алгоритм может применяться в других задачах, где требуется описание пространственно-временного изменения свойств активной зоны, например, при расчете аварий газохлаждаемого реактора, связанных с попаданием воды в активную зону, когда для исследования быстрых процессов требуется учет конечного времени прохождения фронта пара по активной зоне, либо при расчете процессов с за-

кипанием воды в реакторе с водяным охлаждением для правильного описания перемещения границы раздела сред.

Список литературы

1. Taiwo Temitope A., Henry A.F. Perturbation theory based on a nodal model. — In: Proc. Int. Meet. Adv. Nucl. Eng. Comput. Meth., Knoxville, Tenn., Apr. 9—11, 1985. Vol. 2. — LaGrange Park, 1985, p. 527—540.
2. Dendy J.E. Multigrid methods for diffusion equations with highly discontinuous coefficients. — Trans. Amer. Nucl. Soc., 1988, № 56, p. 290.
3. Kern R.C., Moghari N.M., Vest D.E. A methodology for the generation of simulator nodal model physics parameters. — Trans. Amer. Nucl. Soc., 1988, № 56, p. 569—570.
4. Gerwin H. Das zweidimensionale Reaktordynamikprogramm TINTE. — Ber. Kernforschungsanlage Julich., 1987, № 2167, p. 1—104.
5. Camiciola P., Cundari D., Montagnini B. A coarse-mesh method for 1-D reactor kinetics. — Ann. nucl. Energy, 1986, vol. 13, № 11, p. 629—636.
6. Численное решение задач динамики движения регулирующих стержней в ЯР: Отчет НИИ механики при Горьк. ун-те: Исполнитель В.В. Шашков. № ГР Х35808. Инв. № Г21115. — Горький, 1990.

Статья поступила в редакцию 21 сентября 1992 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 19—23.

УДК 621.039.586:532.5

КОЛЕБАНИЯ ДАВЛЕНИЯ, СОПРОВОЖДАЮЩИЕ ИСТЕЧЕНИЕ ГАЗА ИЗ ПОЛУЗАМКНУТОЙ ПОЛОСТИ

А.В. Поданев, Т.В. Поданева

Исследуется влияние формы полости на процесс колебания давления в ней при внезапном интенсивном истечении газа по всему сечению.

PRESSURE FLUCTUATIONS ACCOMPANYING A DISCHARGE OF GAS FROM A SEMICLOSED CAVITY. A.V. PODANEV, T.V. PODANEVA. The cavity geometry effect on the pressure fluctuation process in the cavity is analyzed for the case of a sudden, full cross-section intensive discharge of gas.

В теплоэнергетике получили широкое распространение технические устройства, включающие в себя различные емкости, баллоны, трубопроводы со сжатым газом. Возможны аварийные ситуации, при которых происходит разрыв емкости или трубы по всему сечению. В результате сжатый газ из полузамкнутого объема начинает поступать в окружающее пространство. Такое истечение сопровождается колебаниями давления внутри полости [1] и приводит к колебательным силовым нагрузкам на нее. Цель работы — изучение влияния формы полости на характеристики колебаний давления. Исследование удобно провести на следующих модельных задачах.

Рассматриваются три полузамкнутые полости, имеющие одинаковые длину и среднее сечение: цилиндрическая (длиной в десять диаметров), диффузор и конфузор (рис. 1). Свободный конец полости закрыт мембраной, которая в начальный момент времени $t = 0$ рвется по всему сечению, и из полости начинается истечение сжатого газа в окружающее пространство. Система уравнений газовой динамики, описывающая это движение в осесимметричной постановке, имеет вид

$$\frac{\partial K_1}{\partial t} + \frac{\partial K_2}{\partial x} + \frac{\partial K_3}{\partial y} = K_4,$$

где

$$K_1 = y \begin{pmatrix} \rho \\ \rho u \\ \rho v \\ E \end{pmatrix}; K_2 = y \begin{pmatrix} \rho u \\ P + \rho u^2 \\ \rho uv \\ (e + P)u \end{pmatrix}; K_3 = y \begin{pmatrix} \rho v \\ \rho uv \\ P + \rho v^2 \\ (e + P)v \end{pmatrix};$$

$$K_4 = \begin{pmatrix} 0 \\ 0 \\ -P \\ 0 \end{pmatrix};$$

ρ — плотность; P — давление; u и v — продольная и поперечная составляющие скорости; $E = \rho(e + \frac{u^2 + v^2}{2})$ — полная энергия; e — внутренняя энергия газа.

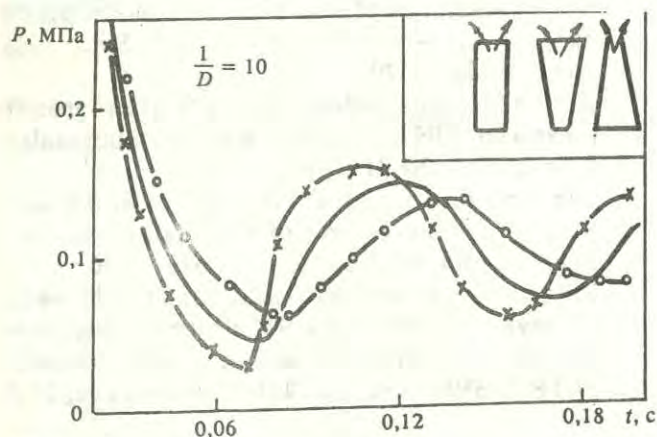


Рис. 1. Зависимость давления на дне полости для цилиндрической полости (—), для диффузора (—x—) и конфузора (—o—) от времени

Замыкается эта система термическим уравнением состояния идеального газа $P = \rho RT/\mu$, где T — температура; R — универсальная газовая постоянная; μ — молекулярный вес газа.

В качестве граничных условий на твердых поверхностях и на оси симметрии задавались условия непротекания. На открытом срезе могут быть реализованы режимы сверхзвукового и дозвукового истечения и дозвукового втока вследствие движения волн сжатия и разрежения. Использование в этом случае обычных условий сноса параметров или задание параметров окружающей среды невозможно, т.к. оно приведет к появлению «паразитических» отражений возмущений от границы [2]. Граничные условия в связи с этим строились на основе характеристических соотношений следующим образом.

Если на срезе реализовывался режим сверхзвукового истечения $|u_0| > c_0$ и $u_0 > 0$, то параметры в фиктивных ячейках (индекс «один») определялись из простого условия сноса параметров граничных ячеек (с индексом «ноль»).

При дозвуковом истечении $|u_0| > c_0$, $u_0 > 0$ в фиктивную ячейку направлены характеристики $dx/dt = u_0 + c_0$ и $dx/dt = u_0$, которые «сносят» в ее инвариант Римана $J_0^+ = u_0 + 2c_0/\gamma - 1$ и полную эн-

тальпию $\mathcal{H}_0 = \frac{u_0^2 + v_0^2}{2} + \frac{c_0^2}{\gamma - 1}$, тогда, полагая давление в фиктивной ячейке равным давлению окружающего пространства $P_1 = P_n$ [3], получим следующую систему для определения параметров в фиктивной ячейке:

$$P_1 = P_n; J_1 = J_0^+; \mathcal{H} = \mathcal{H}_0; v_1 = v_0. \quad (1)$$

Отметим, что условие (1) разрешается относительно u_1 и c_1 и фактически сводится к условию сноса скорости и скорости звука из граничной ячейки в фиктивную:

$$P_1 = P_n; u_1 = u_0; v_1 = v_0; \rho_0 = \gamma \frac{P_n}{c_0^2}.$$

Если $u_0 < 0$, $|u_0| > c_0$, т.е. имеет место дозвуковой вток, то в фиктивную ячейку идет лишь одна характеристика $dx/dt = u_0 - c_0$ с известным инвариантом Римана, а остальные параметры предлагается определять из соотношений

$$\mathcal{H}_1 = \mathcal{H}_{1r}; \sigma_1 = \sigma_{1r}; v_1 = v_0, \quad (2)$$

где $\mathcal{H}_{1r}$ и σ_{1r} — энтальпия и энтропия в граничной ячейке «один» на момент смены режима истечения на режим втока.

Граничные условия (2) справедливы, если наблюдается быстрая периодичность смены режимов истечения и втока.

Расчеты проведены для следующих исходных данных: давление в полости $P = 0,4$ МПа, температура $T = 2100$ К, молекулярный вес $\mu = 23,55$, показатель адиабаты $\gamma = 1,25$, давление окружающей среды $P_n = 0,1$ МПа, а скорость звука в ней $c_n = 300$ м/с.

Задачи решались численно в осесимметричной постановке в рамках модели однокомпонентного идеального газа методом Годунова [3].

Результаты расчетов. Внезапное истечение сжатого газа из полости по всему ее сечению сопровождается падением давления в ней, динамику которого иллюстрируют рис. 2 и 3, результаты получены для цилиндрической полости длиной в три радиуса.

С момента времени $t = 0$ вглубь полости устремляется волна разрежения (см. кривые 1 и 2 на рис. 2), которая через время $\tau = cL$, где c — скорость звука в полости, а L — ее длина, достигнет ее дна (см. кривую 3 на рис. 2). Фронт волны отразится, и к срезу пойдет волна отражения, которая приблизительно за это же время достигнет среза. После этого в полости будет наблюдаться течение типа отраженной волны [1], особенностью которого является слабая зависимость давления от продольной координаты (см. кривые 4 и 5 на рис. 2). $P(t)$ будет равномерно снижаться по всей полости, приближаясь по величине к давлению окружающего пространства (на рис. 2 оно изображено утолщенной прямой). Скорость истечения газа при этом достигнет значительной величины (на рис. 3 $u = u_{\max}$ при $t = 4 \cdot 10^{-3}$ с) и с уменьшением перепада давления на срезе начнет падать. К тому времени, ког-

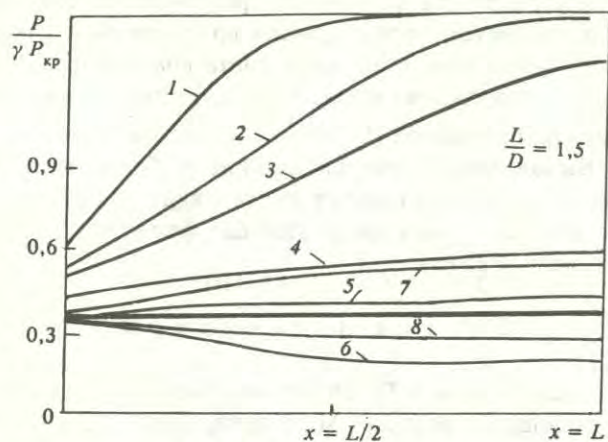


Рис. 2. Профиль давления по длине полости в последовательные моменты времени

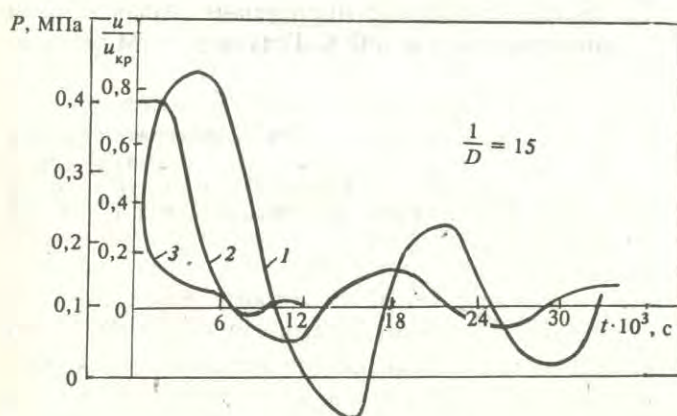


Рис. 3. Зависимости продольной составляющей скорости вблизи среза (кривая 1), давления на дне полости (2) и на срезе (3) от времени

да давление в полости сравнивается с давлением окружающей среды ($t = 7 \cdot 10^{-3}$ с, см. рис. 3), столб газа внутри полости будет иметь еще достаточно высокую скорость, в результате чего процесс истечения будет продолжаться в силу инерции, приводя к уменьшению давления на дне до значения, намного меньшего, чем давление окружающей среды (кривая 6, рис. 2). $P_{\min} = 0,056$ МПа при $t = 7 \cdot 10^{-3}$ с (см. рис. 3, кривая 2), причем минимум давления на дне будет достигнут уже после того, как газ на срезе остановится и начнет втекать обратно в полость, набирая скорость. Давление в полости снова начнет расти и превысит значение P_n , тем самым тормозя вток газа в полость (см. кривую 7 на рис. 2). Затем процесс повторится в силу указанных выше причин (см. кривую 8, рис. 2). Полость как бы дышит, вдыхая и выдыхая газ. Колебания скорости и давления в полости носят затухающий характер (см. рис. 3). Частота колебаний зависит от отношения L/c_k , где c_k — скорость звука на момент времени, когда давление в полости сравнивается с давлением окружающей среды.

Таким образом, запаздывание поступления информации о состоянии газодинамических параметров со среза на дно и, наоборот, с дна на срез, является основной причиной существенной нестационарности процесса.

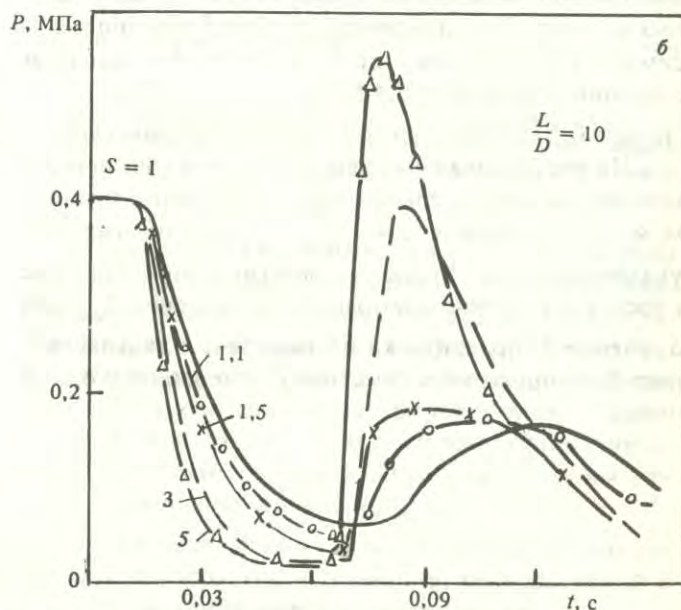
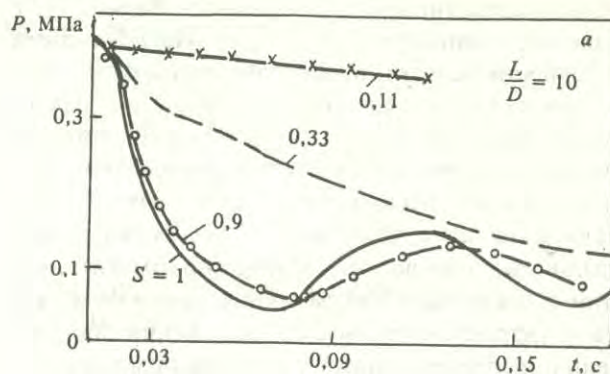


Рис. 4. Зависимость давления в конфузоре (а) и диффузоре (б) от времени при различных значениях S

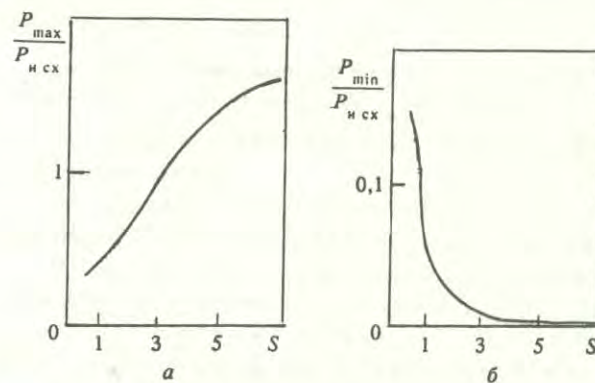


Рис. 5. Зависимость $P_{\max}$ (а) и $P_{\min}$ (б) от значения S

Закономерности поведения среды при истечении из цилиндрической полости повторяются и для случая конических полостей, однако с рядом существенных особенностей. На рис. 1 приведено изменение давления на дне для разных полостей. Из рис. 1 видно, что наличие конфузурности приводит к гашению колебаний давления, а диффузурность способствует их развитию. Степень конусности удобно характеризовать отношением $S = r_{\text{среза}}/r_{\text{дна}}$. На рис. 4, а показана зависимость давления на дне для различных значений

величины этого отношения от времени. Видно, что с уменьшением величины S , характеризующей степень конфузности полости, происходит смена качественной картины поведения давления на ее дне, т.е. режим колебаний давления около атмосферного меняется на режим плавного, бесколебательного уменьшения давления в течение всего процесса опорожнения. На рис. 4, б приведена та же зависимость $P(t)$ для диффузора при различных значениях S . Интересно отметить, что с ростом S происходит аккумуляция давления на дне вплоть до ударного импульсного нагружения дна, причем величина давления для $S > 3,5$ превышает начальное давление в полости и может достигать значительных величин. Так, например, для $S = 5$ значение максимума $P(t)$ поднялось до 0,546 МПа при исходном давлении в трубе $P = 0,4$ МПа, а для $S = 7P_{\max}(t)$ составило 0,622 МПа при том же исходном давлении.

На рис. 5 показана зависимость величин первого максимума колебательного процесса и первого минимума от отношения $S = r_{\text{среза}}/r_{\text{дна}}$ для параметров, указанных выше. Видно, что максимальное давление с ростом S монотонно возрастает, а значение $P_{\min}$ при S , равном 5, практически насыщается, и дальнейший рост S не приводит к заметному изменению его значения.

Достоверность полученных результатов подтвердилась расчетом, проведенным на сгущенной вдвое сетке. Кроме того, в процессе счета контролировался интеграл сохранения массы в полости, нарушение которого не превысило 10^{-6} массы от исходной.

Вывод. Описанные физические особенности процесса опорожнения следует иметь в виду при возможных разрывах емкостей указанных форм, наполненных сжатым газом.

Список литературы

1. Станюкович К.П. Неустановившиеся движения сплошной среды. — М.: Наука, 1971.
2. Дмитриева С.Л., Хоменко Ю.П. О граничном условии на открытом конце трубы. — В кн.: Газовая динамика. — Томск, 1977.
3. Численное решение многомерных задач газовой динамики/Под ред. С.К. Годунова. — М.: Наука, 1976.

Статья поступила в редакцию
21 сентября 1992 г.

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 23—26.

УДК 621.039.526

ДИНАМИКА И ОЦЕНКА ПОТЕНЦИАЛА БЕЗОПАСНОСТИ РЕАКТОРОВ, ОХЛАЖДАЕМЫХ СВИНЦОМ

П.Н. Алексеев, Е.В. Виноградова, Д.А. Ильин, А.Е. Чистяков, Л.Н. Ярославцева, В.В. Орлов, В.С. Смирнов

В работе приводятся результаты анализа безопасности свинцовоохлаждаемых и натриевых быстрых реакторов, полученные на основе асимптотического и динамического рассмотрения поведения РУ в тяжелых авариях.

DYNAMICS AND EVALUATION OF THE SAFETY POTENTIAL OF THE LEADCOOLED REACTORS. P.N. ALEKSEYEV, YE.V. VINOGRADOVA, D.A. IL'YIN, A.E. CHISTYAKOV, L.N. YAROSLAVTSEVA, V.V. ORLOV, V.S. SMIRNOV. The results of comparative research of fast reactors with sodium and lead coolant are presented. Plant layout improvement aimed at self-protection property, is carried out on the base of asymptotic and dynamic analysis of NPP stability in severe accidents.

Концепции жидкометаллических быстрых реакторов [1—4] направлены на радикальное повышение безопасности за счет внутренне присущих им свойств и пассивных средств защиты. Цель данных исследований — поиск компоновки реакторной установки, обладающей свойством полной самозащищенности, т.е. обеспечивающей работоспособность реактора во всем диапазоне его возможных состояний без вмешательства активных систем управления и защиты. В качестве инструмента создания безопасного реактора предлагается применить асимптотический и динамический анализ устойчивости РУ к тяжелым авариям на ранней стадии выбора основных параметров ее конструкции и принимаемых технических решений.

Для достижения поставленной цели рекомендуются использовать следующие решения:

- применение свинцового теплоносителя (ТН), не вступающего в экзотермические взаимодействия с водой, воздухом и конструкционными материалами, радиационно стойкого и слабо активируемого, позволяющего осуществить надежный теплоотвод при низком давлении и высоком запасе до кипения;

- переход на нетрадиционную для быстрых реакторов «широкую» решетку твэлов и бесчехловые ТВС, позволяющие исключить потерю теплоотвода из-за локального перекрытия на входе в ТВС проходного сечения по ТН и обеспечить высокий уровень естественной циркуляции (ЕЦ) теплоносителя;

- использование плотного топлива и соответствующей компоновки реактора, позволяющих обеспечить минимальное изменение реактивности в интервале между перегрузками ($\Delta\rho \approx 0$);

- использование пассивных систем отвода остаточного тепла;

- использование твэлов с высокотеплопроводным топливом и со свинцовым подслоем, что обеспечивает низкую температуру топлива и низкий выход газовых осколков, следствием чего является существенное снижение напряжений в оболочках и повышение надежности твэлов;

- исключение потери охлаждения активной зоны (АЗ) путем использования в первом контуре ТН с низким давлением и заключения первого контура в систему из трех вложенных друг в друга корпусов, а также задействования эффекта самозастывания свинца, имеющего высокую температуру плавления;

- отрицательный пустотный эффект реактивности и незначительный положительный паровой эффект, существенно меньший $\beta_{эф}$;

- отрицательные во всем рабочем диапазоне изменения температуры и мощности, температурный и мощностной коэффициенты реактивности;

- низкие максимальные запасы реактивности в номинальном ($N = N_{ном}$) и холодном ($N = 0$, $T_{рб} = 360^\circ\text{C}$) состояниях реактора, равные $0,11 \beta_{эф}$ и $\approx \beta_{эф}$, соответственно;

- наличие высокого уровня естественной циркуляции ТН первого контура $N_{ном} \approx 15\%$;

- высокая теплоаккумулирующая способность свинцового контура;

- большой выбег циркуляционных и питательных насосов, благодаря использованию турбоприводов.

Расчетные исследования переходных процессов в аварийных ситуациях, оценки саморегулируемости и самозащищенности РУ проводились по разработанным в ИАЭ методикам расчетов на основе одномерной модели динамики, включающей в себя модель точечной кинетики АЗ, блок расчета максимальных температур компонентов АЗ и одномерную, балансную теплогидравлическую модель первого контура РУ [5, 6].

Анализ безопасности при асимптотическом рассмотрении. Предварительный анализ внутренне присущих качеств безопасности реакторов с жидкометаллическим теплоносителем можно выполнить с помощью асимптотического баланса реактивности. Для более объективной оценки потенциала безопасности рассматриваются не только свинцовоохлаждаемые реакторы (РБ-ЕЦ, БРСД-300, БРС-1000), но и перспективные натриевые быстрые реакторы (БН-1600, БН-1600 М., IFR, БРЕСТ). В табл. 1 представлены

Таблица 1. Характеристики реакторов, влияющие на асимптотические значения температур

Характеристика	Тип реактора						
	БН-1600	БН-1600М	IFR	РБЕЦ	БРС-1000	БРСД-300	БРЕСТ
Средний подогрев ТН, °С	200	150	135	105	110	120	120
Уровень естественной циркуляции при номинальном подогреве ТН	0,07	0,27	0,10	0,13	0,15	0,15	0,15
Температура ТН на входе в активную зону, К	623	653	658	668	743	713	693
Максимальная температура ТН, К	923	853	843	785	933	844	845
Введенная реактивность, $\beta_{\Sigma \phi}$	5	0,33	0,5	0,33	0,33	0,33	0,20
Пустотный эффект реактивности, $\beta_{\Sigma \phi}$	5	2	2	< 0	≈ 0	≈ 0	< 0
Составляющая мощностного эффекта реактивности, обусловленная разогревом топлива, $\beta_{\Sigma \phi}$	- 1,6	- 0,85	- 0,26	- 0,56	- 0,35	- 0,40	- 0,40
Составляющая мощностного эффекта реактивности, обусловленная разогревом ТН, $\beta_{\Sigma \phi}$	- 0,5	- 0,17	- 0,37	- 0,18	- 0,19	- 0,11	- 0,045
Температурный изотермический коэффициент реактивности, $\beta_{\Sigma \phi}/^{\circ}\text{C}$	- 0,005	- 0,005	- 0,004	- 0,003	- 0,003	- 0,003	- 0,00065

Таблица 2. Максимальная температура ТН в авариях без срабатывания системы аварийной защиты, К

Класс аварии	Тип реактора						
	БН-1600	БН-1600 М	IFR	РБ-ЕЦ	БРС-1000	БРСД-300	БРЕСТ
TOP	Кипит	887	953	853	978	897	978
LOF	—	1017	923	965	1033	985	752
OVC	823	648	803	755	843	775	798
LOHS	Кипит	997	863	906	934	881	870
LOF+TOP	—	1140	1073	1093	1197	1149	1009
LOHS+TOP	—	Кипит	993	1154	1064	1003	975
OVC+TOP	—	717	913	827	939	858	954
LOF+TOP+OVC	—	1011	1133	1090	1217	1164	1005

характеристики перечисленных реакторов, используемые при анализе самозащищенности, в ходе которого были рассмотрены следующие классы аварий:

— авария с вводом положительной реактивности (TOPWS) (WS-without scram — без срабатывания аварийной защиты),

— авария с остановкой насосов первого контура (LOFWS),

— авария с остановкой насосов второго контура (LOHSWS),

— авария с захолаживанием ТН на входе в АЗ (OVCWS) и их наложения.

В табл. 2—4 приведены результаты асимптотического анализа отдельных тяжелых аварий и их наложений без срабатывания системы аварийной защиты.

Из табл. 2 видно, что традиционная компоновка реактора БН-1600 не обладает свойствами самозащищенности по отношению к тяжелым авариям в условиях несрабатывания аварийной защиты.

Для реактора БРС максимальные температуры достигаются в авариях LOF+TOP и LOF+TOP+OVC, вероятность наложения которых по оценкам специалистов существенно меньше 10^{-7} . Хотя и в этих крайних аварийных ситуациях в БРС максимальные температуры элементов конструкции не превышают температур их плавления, однако после таких аварий

дальнейшая эксплуатация топливной загрузки или отдельных ТВС становится сомнительной. В этих случаях проблема безопасности и сохранения топливной загрузки решается с помощью пассивной системы СУЗ и пассивной системы отвода остаточного тепла.

Из анализа приведенных в табл. 2—4 результатов видно, что наиболее слабой устойчивостью к тяжелым авариям обладают натрий (из-за низкой температуры кипения) и оксидное топливо (из-за низкой теплопроводности), хотя в атомной энергетике это наиболее отработанные компоненты.

Таблица 3. Максимальная температура оболочек твэлов в авариях без срабатывания системы аварийной защиты, К

Класс аварии	Тип реактора				
	БН-1600М	РБ-ЕЦ	БРС-1000	БРСД-300	БРЕСТ
TOP	911	996	1099	1035	1101
LOF	1034	984	1055	1003	753
OVC	680	868	966	902	886
LOHS	997	908	935	883	871
LOF+TOP	1165	1128	1240	1193	1031
LOHS+TOP	1232	1156	1065	1004	976
OVC+TOP	757	996	1112	1047	1116
LOF+TOP+OVC	1051	1134	1284	1234	1040

Таблица 4. Максимальная температура топлива в авариях без срабатывания системы аварийной защиты, К

Класс аварии	Тип реактора				
	БН-1600М	РБ-ЕЦ	БРС-1000	БРСД-300	БРЕСТ
TOP	2451	$> T_{пл}$	1438	1402	1476
LOF	1784	1610	1105	1098	755
OVC	$> T_{пл}$	$> T_{пл}$	1308	1273	1156
LOHS	1015	932	940	887	874
LOF+TOP	2444	2367	1351	1402	1082
LOHS+TOP	1251	1183	1069	1008	979
OVC+TOP	$> T_{пл}$	$> T_{пл}$	1594	1550	1609
LOF+TOP+OVC	$> T_{пл}$	2689	1473	1548	1124

Оценка области самозащитности. Для анализа потенциала безопасности реакторов, кроме рассмотрения реальных аварийных ситуаций, представляет интерес сравнение областей самозащитности РУ, т.е. диапазонов допустимых возмущений некоторых параметров (введенная реактивность, расход ТН, температура ТН на входе в реактор, скорости их изменения), при которых для защиты реактора от разрушения еще не требуется воздействие специальных активных или пассивных средств защиты [5]. При проектировании РУ следует стремиться к тому, чтобы предельно допустимые значения вводимых возмущений оказывались существенно выше их реально возможных величин. В качестве критерия, ограничивающего значения возмущений входных параметров реактора, выбраны температуры фазовых переходов компонентов АЗ (температуры кипения ТН, плавления топливных и сырьевых сердечников твэлов, конструкционных материалов).

Исследовались области самозащитности реактора БРС-1000 в сравнении с БН-1600 и БН-1600 М (рис. 1—3).

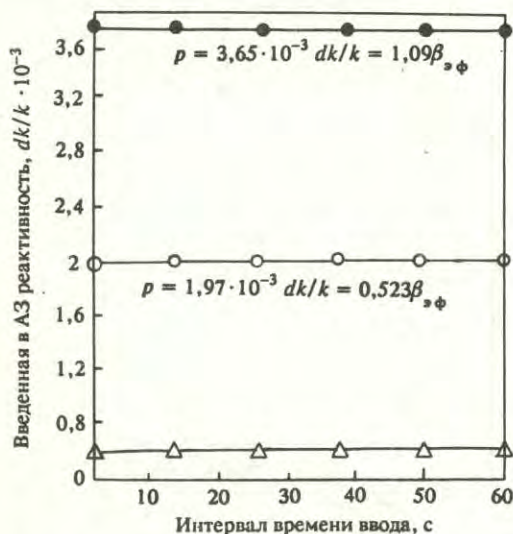


Рис. 1. Область допустимых величин введенной в активную зону положительной реактивности (под прямой). Аварийный процесс с вводом положительной реактивности без срабатывания системы аварийной защиты (типа TOPWS): Δ — реактор БН-1600; $\bullet$ — БРС-1000; $\circ$ — БН-1600М

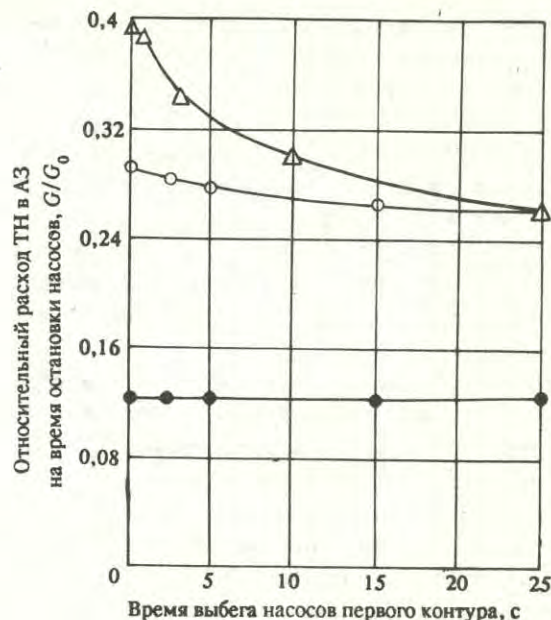


Рис. 2. Область допустимого падения расхода теплоносителя в активной зоне (под кривой). Аварийный процесс с остановкой расхода теплоносителя первого контура без срабатывания системы аварийной защиты (типа LOFWS). Обозначения те же, что на рис. 1

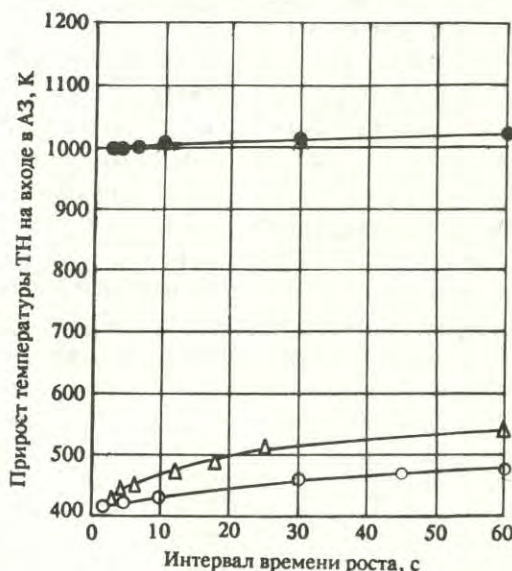


Рис. 3. Область допустимого прироста температуры теплоносителя на входе в активную зону (под кривой). Аварийный процесс с прекращением теплоотвода во второй контур без срабатывания системы аварийной защиты (типа LOHSWS). Обозначения те же, что на рис. 1

В аварии TOPWS реактивность вводилась с разной скоростью в предположении, что входная температура и расход теплоносителя сохраняются неизменными. Как видно из рис. 1, для реактора БРС при работе на номинальной мощности предельное значение вводимой реактивности равно $1,09\beta_{эф}$. Максимальная температура оболочки твэла при этом близка к температуре плавления, являющейся в данном случае ограничивающим критерием. Для БН-1600 и БН-1600М представлено возможное значение вводимой реактивности, равное $0,14\beta_{эф}$ и $0,52\beta_{эф}$ соответственно. Оно ограничено максимальной температурой оксидного

топлива, близкой к плавлению. Области допустимых снижений расхода теплоносителя в аварии KOFWS с номинальной мощности иллюстрирует рис. 2. Как видно из рис. 2, активная зона реактора БРС допускает уменьшение расхода до 12% от номинального значения. Дальнейшее падение расхода приведет к плавлению оболочки твэлов в горячем пятне. Для БН-1600 и БН-1600 М снижение расхода возможно лишь до 25%, ограничением здесь является максимальная температура теплоносителя, близкая к температуре кипения натрия.

Исследование области допустимых снижений расхода теплоносителя в аварии LOFWS позволяет определить необходимый уровень естественной циркуляции теплоносителя на ранней стадии конструирования первого контура РУ.

Область допустимого повышения входной температуры теплоносителя в аварии LOHSWS представлена на рис. 3. Как и в предыдущих случаях, в данной аварии самозащищенность БРС выше, чем у реакторов БН. Ограничением у БН здесь также является кипение натрия, а у БРС — плавление оболочки твэла.

Следует заметить, что ужесточение ограничения по максимальной температуре оболочки твэла до $\leq 800^\circ\text{C}$ в БРС приводит к резкому уменьшению всей области самозащищенности. Так предельным значением относительного расхода в аварии LOFWS с номинальной мощности становится величина $\approx 50\%$. Чтобы не потерять по этой причине экономической эффективности РУ и сохранить работоспособность загрузки после тяжелой аварии, в конструкцию АЗ введены пассивные поглощающие стержни.

Динамический анализ устойчивости РУ к тяжелым авариям. Анализ переходных процессов в первом контуре РУ в тяжелых авариях без срабатывания аварийной защиты выполнен для моделей реакторов БРС-1000 и БН-1600 М (рис. 4—9). Рассмотрим аварии следующих типов:

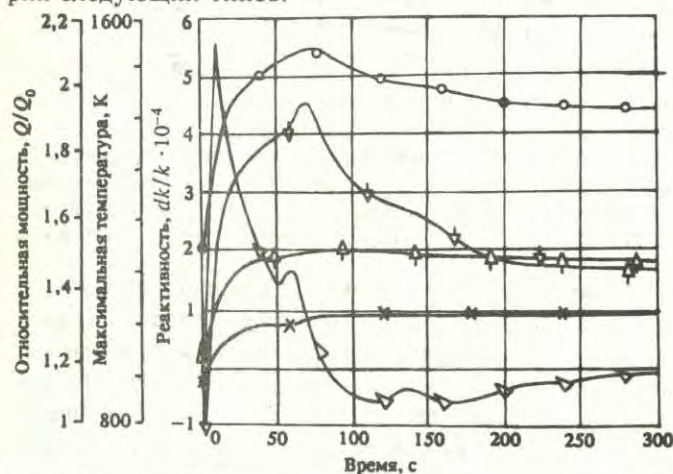


Рис. 4. Реактор БРС-1000. Аварийный процесс с вводом за 11,5 с положительной реактивности, равной $0,33\beta_{\text{эф}}$, без срабатывания системы аварийной защиты (типа TOPWS): ∇ — суммарная реактивность в АЗ; $\triangleleft$ — относительная мощность; $\circ$ — максимальная температура в сердечнике воспроизводящего твэла (ВКГ-зона); $\diamond$ — максимальная температура оболочки топливного твэла; $\times$ — максимальная температура оболочки воспроизводящего твэла (ВКГ-зона)

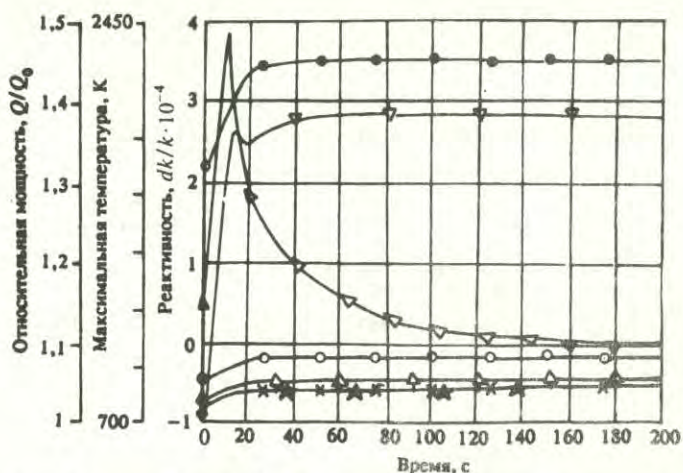


Рис. 5. Реактор БН-1600 М. Аварийный процесс с вводом за 12,5 с положительной реактивности, равной $0,33\beta_{\text{эф}}$, без срабатывания аварийной защиты (типа TOPWS): $\bullet$ — максимальная температура в сердечнике топливного твэла; $\circ$ — максимальная температура в сердечнике воспроизводящего твэла (ВКГ-зона); ∇ — суммарная реактивность в АЗ; $\triangleleft$ — относительная мощность; $\diamond$ — максимальная температура оболочки топливного твэла; $\times$ — максимальная температура оболочки воспроизводящего твэла (ВКГ-зона); $\star$ — максимальная температура теплоносителя

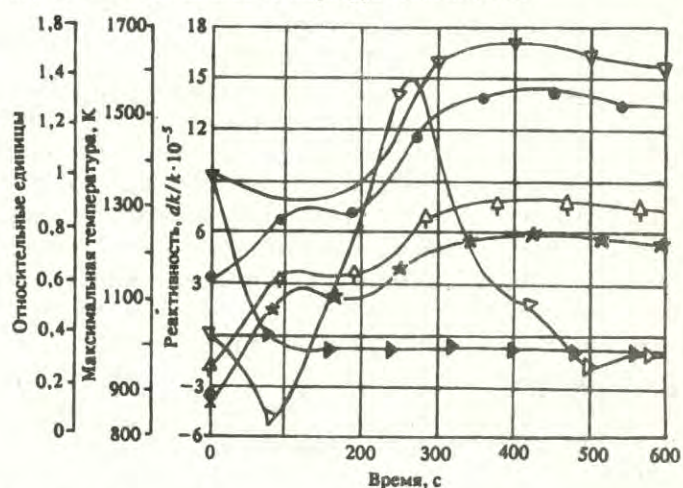


Рис. 6. Реактор БРС-1000. Аварийный процесс с остановкой за 120 с расхода теплоносителя первого контура без срабатывания системы аварийной защиты (типа LOFWS). Обозначения те же, что на рис. 5, $\blacktriangleright$ — относительный расход

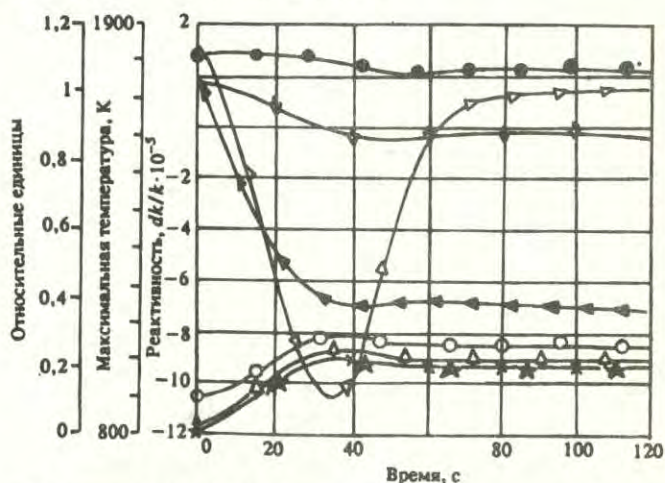


Рис. 7. Реактор БН-1600 М. Аварийный процесс с прекращением за 40 с расхода теплоносителя первого контура без срабатывания системы аварийной защиты (типа LOFWS). Обозначения те же, что на рис. 5, $\blacktriangleleft$ — относительный расход

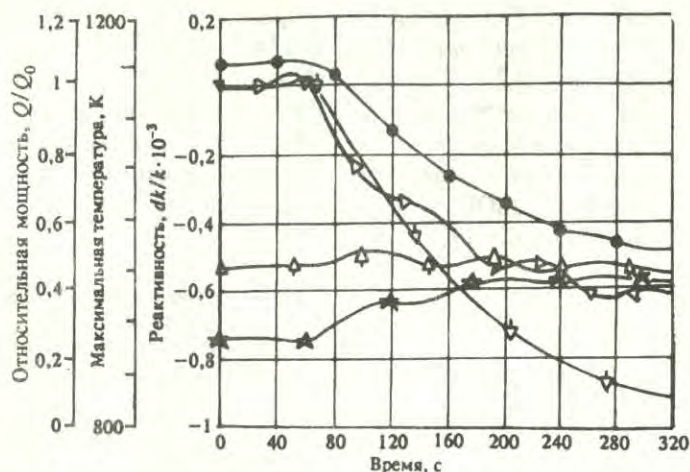


Рис. 8. Реактор БРС-1000. Аварийный процесс с прекращением за 120 с теплоотвода во второй контур без срабатывания системы аварийной защиты (типа LOHSWS). Обозначения те же, что на рис. 5

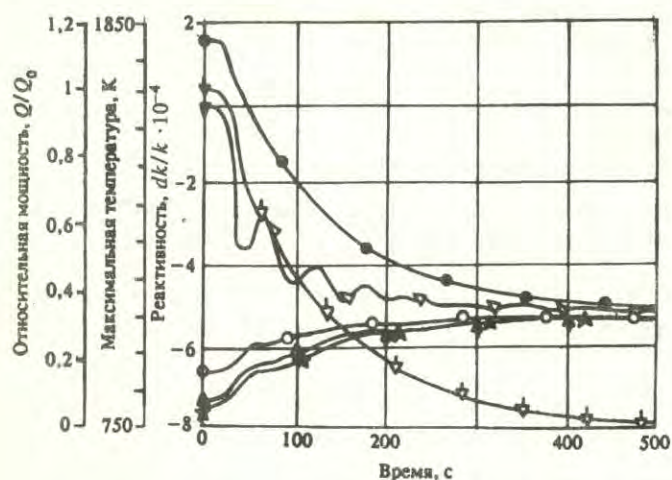


Рис. 9. Реактор БН-1600М. Аварийный процесс с прекращением за 40 с теплоотвода во второй контур без срабатывания системы аварийной защиты (типа LOHSWS). Обозначения те же, что на рис. 5

TOPWS — самоход регулирующих стержней весом $0,33\beta_{эф}$ за время ≈ 12 с (рис. 4, 5);

LOFWS — отключение всех циркуляционных насосов первого контура с временем полной остановки за 120 с и за 40 с (рис. 6, 7);

LOHSWS — отключение всех циркуляционных насосов второго контура с временем полной остановки за 120 с и за 40 с (рис. 8, 9).

Как видно из рис. 4, 5, при аварии TOPWS максимальная температура ни одного из компонентов АЗ перечисленных перспективных реакторов не достигла своего предельного значения. Закон ввода реактивности не оказывает существенного влияния на протекание аварии.

Использование твэла с нитридным топливом и свинцовым подслоем в БРС позволяет в данной аварии сохранить запас до плавления 1550 К, когда в БН запас плавления оксидного сердечника лишь 500 К. Временной характер изменения температур также лучше для нитридной загрузки, в которой происходит более быстрая компенсация введенной реактивности за счет снижения постоянной твэла и быстрой отрицательной

обратной связи от свободного аксиального расширения топливного сердечника. В то же время максимальная температура оболочки твэла в БРС выше, чем в БН, и достигает величины 1150 К. Данная особенность связана с выбранными высокими параметрами свинцового ТН и лучшими теплофизическими свойствами натрия. Поэтому существенным фактором, повышающим устойчивость к данной аварии, является снижение максимальной температуры оболочки твэла в БРС.

От рассмотренных аварий типа LOFWS (см. рис. 6, 7) РУ также самозащищены. На устойчивость к данной аварии оказало положительное влияние снижение гидравлического сопротивления первого контура (что привело к увеличению ЕЦ ТН). Однако увеличение длины тягового участка в контуре оказывает и негативное влияние на протекание аварии. Уменьшение расхода теплоносителя в БРС приводит к его захлаживанию в парогенераторах, что вызывает рост реактивности, мощности и температуры.

Описанный выше эффект указывает на необходимость дальнейшей оптимизации характеристик первого контура и АЗ в данной аварии. Пассивные аварийные стержни снимают эту проблему.

Аварийный режим типа LOHSWS для рассмотренных проектов оказался наиболее сбалансированным (см. рис. 8, 9). Максимальные температуры компонентов ниже опасных для продолжения эксплуатации по прочностным свойствам. Отвод тепла из первого контура осуществляется в первое время за счет выбега насосов и теплоаккумулирующей способности второго контура, а в дальнейшем — пассивными системами отвода тепла. Путем оптимизации выбега насосов второго контура и выбора уровня ЕЦ в первом контуре можно понизить максимальные температуры в реакторе.

Выводы. Предварительный анализ безопасности свинцовоохлаждаемых быстрых реакторов, выполненный на начальном этапе разработки РУ, позволяет надеяться на достижение свойств самозащищенности и саморегулируемости. Основой концепции безопасности РУ с БРС является требование неразрушения первых защитных барьеров безопасности во всех режимах при отказе активных средств защиты.

Полученные результаты могут быть использованы для оптимизации компоновочных решений РУ и выбора композиции активной зоны.

Методика разработки РУ из анализа устойчивости к тяжелым авариям также обладает некоторой общностью.

Список литературы

1. Orlov V.V., Slesarev I.S. et. al. Concept of the new generation high safety Liquid Metal Reactor (LMFR). — In: Proc. Intern. Conf. Safety of new generation Power Reactors. — USA. Seattle. May, 1988, p. 742—746.

2. Алексеев П.Н. и др. Перспективный модульный реактор с жидкометаллическим теплоносителем: Препринт ИАЭ-4804/4. — М., 1989.
3. Орлов В.В., Слесарев И.С. и др. Концепция высокобезопасного и экономичного быстрого свинцовоохлаждаемого реактора. — В кн.: Доклад на совещании ENS. — М.: НИКИЭТ, 1990.
4. Алексеев А.Н., Гришанин Е.И., Зверков Ю.А. и др. Концепция большого безопасного энергетического быстрого реактора с внутрикассетной гетерогенностью. — В кн.: Тр. Советско-японск. сем. по быстрым реакторам. — Обнинск, 1990.
5. Алексеев П.Н., Бученков А.В., Виноградова Е.В. и др. Сравнительный анализ динамики быстрого

- реактора с гомогенной и гетерогенной активными зонами: Препринт ИАЭ-4656/4. — М., 1988.
6. Alekseev P.N., Buchenkov A.V. et al. Investigation of Heavy Accidents Stability and Possibility of Reducing Positive Void Effect of Reactivity for New LMR Generation. — In: Proc. Intern. Conf. PHYSOR. — France, Marseille, 1990, vol. 1, p. SII-2—SII-11.

Статья поступила в редакцию
17 апреля 1991 г.

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 27—32.

УДК 621.039.514

К ИССЛЕДОВАНИЮ АВТОКОЛЕБАНИЙ В НЕЛИНЕЙНЫХ МОДЕЛЯХ ДИНАМИКИ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Н.С. Постников

Исследуются случаи возникновения динамического хаоса в реакторе с нелинейными обратными связями.

ON THE INVESTIGATION OF SELF-SUSTAINED VIBRATIONS IN NON-LINEAR DYNAMIC MODELS OF A NUCLEAR REACTOR. N.S. POSTNIKOV. Occurrences of stochastic dynamic states in a reactor having nonlinear feedbacks are analyzed.

Одна из актуальных задач динамики ядерных реакторов — исследование автоколебательных режимов [1, 2]. Наиболее сложным типом установившихся движений в динамических системах являются стохастические автоколебания. В последнее время такие колебания активно изучаются — они обнаружены в различных областях естествознания и техники. В динамике ядерных реакторов стохастические колебания обнаружены и исследованы в работах [3—8].

В работах [3—6] рассмотрена динамика реактора с дискретной системой регулирования для случая разнообразных нелинейных алгоритмов управления с временным и пространственным запаздыванием. Показано, что в широком диапазоне параметров установившимися движениями в реакторе являются стохастические автоколебания. Во множестве параметров системы регулирования выделены области стохастичности. Аналитическими и численными методами исследованы характеристики автоколебаний.

В работах [7, 8] показано, что динамический хаос может возникать и в моделях реактора с линейными обратными связями, а причиной хаоса является нелинейность типа произведения мощности на реактивность. Указаны как обратные связи, для которых могут возникать стохастические колебания, так и обратные связи, для которых такие колебания возникать не могут.

В данной работе определены и исследованы новые случаи возникновения динамического хаоса в реакторе с нелинейными обратными связями. Рассмотрены точечные и распределенные модели реактора, учитывающие динамику запаздывающих нейтронов.

Пусть изменение плотности нейтронов описывается уравнениями

$$\begin{aligned} \dot{n} &= (1 + n) \delta k + \sum_{i=1}^6 \lambda_i c_i - \beta n; \\ \dot{c}_i &= -\lambda_i c_i + \beta_i n; \quad i = 1, 2, \dots, 6, \end{aligned} \quad (1)$$

где $n = (N - N_0)/N_0$ — относительное отклонение плотности нейтронов от стационарного значения N_0 ; l — время жизни мгновенных нейтронов; δk — реактивность; $\dot{c}_i/l$ — концентрация ядер-излучателей запаздывающих нейтронов i -й группы; λ_i — постоянные распада этих ядер; β_i — относительный выход запаздывающих нейтронов в результате акта деления;

$\beta = \sum_{i=1}^6 \beta_i$. Значения λ_i, β_i, l возьмем из работы [9]:

$$\begin{aligned} \lambda_1 &= 0,0124 \text{ с}^{-1}; \lambda_2 = 0,0305 \text{ с}^{-1}; \lambda_3 = 0,111 \text{ с}^{-1}; \\ \lambda_4 &= 0,301 \text{ с}^{-1}; \lambda_5 = 1,14 \text{ с}^{-1}; \lambda_6 = 3,01 \text{ с}^{-1}; \\ l &= 5 \cdot 10^{-4} \text{ с}; \beta_1/\beta = 0,033; \beta_2/\beta = 0,219; \\ \beta_3/\beta &= 0,196; \beta_4/\beta = 0,395; \beta_5/\beta = 0,115; \\ \beta_6/\beta &= 0,042; \beta = 0,0065. \end{aligned} \quad (2)$$

Обратные связи по реактивности опишем уравнениями

$$\begin{aligned} \delta k &= a_0 n + b^T x + f(\psi); \quad \psi = a_1 n + r^T x; \\ \dot{x} &= P x + d n, \end{aligned} \quad (3)$$

где $x, d, b, r \in R^k$; P — гурвицева ($k \times k$) матрица; $a_0, a_1, \psi \in R^1$; член $a_0 n + b^T x$ описывает линейные, а член $f(\psi)$ — нелинейные обратные связи.

В качестве $f(\psi)$ будем рассматривать кусочно-линейные функции:

$$f(\psi) = \begin{cases} s_0 \psi & \text{при } \psi < \bar{\psi}; \\ s_1 \psi + (s_0 - s_1)\bar{\psi} & \text{при } \psi > \bar{\psi} \end{cases} \quad (4)$$

и степенные зависимости $f(\psi) = \sum_{i=1}^m h_i \psi^i$. При

$s_1 = s_2 = 0$ из (4) получаются характеристики f , учитывающие ограничения на величину изменения реактивности, а при $s_0 = 0$ получаем зависимости с зоной нечувствительности, характерные для внешних обратных связей через систему регулирования. Степенные зависимости могут использоваться, например, для описания изменений реактивности при глубоких изменениях мощности реактора, температур теплоносителя, топлива и других параметров.

При $f(0) = 0$ в системе (1) — (3) имеются два состояния равновесия

$$\begin{aligned} G_0: (n, c_p, x) &= (-1, -\beta/\lambda_p, P^{-1}d); \\ M_0: (n, c_p, x) &= (0, 0, 0), \end{aligned} \quad (5)$$

которые соответствуют остановленному реактору и его стационарному режиму. Кроме G_0, M_0 в системе (1) — (3) могут появляться и другие стационарные точки $M_i: (n, c_p, x) = (n_i^*, (c_p)_i^*, x_i^*)$, определяемые равенствами

$$(a_0 - b^T P^{-1}d)n_i^* + f[(a_1 - r^T P^{-1}d)n_i^*] = 0; \\ (c_p)_i^* = \frac{\beta_i n_i^*}{\lambda_j}; x_i^* = -P^{-1}dn_i^*. \text{ Если точка } M_i \text{ устойчи-}$$

ва, то она является простейшим предельным множеством для траекторий системы (1) — (3). Другим типом притягивающих множеств являются предельные циклы, которым отвечают периодические колебания.

В данной работе рассматриваются наиболее сложные предельные множества — странные аттракторы, в пределах которых происходят стохастические автоколебания. Такие колебания могут появиться, если в фазовом пространстве системы (1) — (3) имеется область ограниченных движений, но в этой области отсутствуют устойчивые состояния равновесия и предельные циклы. Возникновение динамического хаоса тесно связано с существованием у системы при некоторых значениях ее параметров гомоклинических или двоякоасимптотических траекторий. Это такие траектории, которые при $t \rightarrow +\infty$ и при $t \rightarrow -\infty$ стремятся к двум неустойчивым состояниям равновесия или предельным циклам, находясь одновременно на их устойчивом и неустойчивом многообразиях.

Следует отметить, что не существует аналитических методов и критериев, позволяющих по виду правых частей системы определить, при каких ее параметрах существуют стохастические колебания. Важ-

ное значение при обнаружении и исследовании динамического хаоса в нелинейных системах играют численные методы.

При анализе системы (1) — (3) сначала определялись все ее состояния равновесия M_i и границы их областей устойчивости во множестве параметров. Затем путем численного интегрирования уравнений (1) — (3) изучалось поведение траекторий системы при изменении одного из параметров. Исследования показали, что для различных типов нелинейностей и обратных связей в системе (1) — (3) может реализоваться один из известных сценариев возникновения хаоса. При переходе параметром границы области устойчивости в окрестности точки M_i рождается устойчивый предельный цикл. При углублении параметра в область неустойчивости возникшие периодические колебания сменяются стохастическими.

Признаком хаоса является запутанное поведение траекторий, когда с течением времени они плотно заполняют некоторые множества в фазовом пространстве. При этом траектория многократно и сколько угодно близко проходит около любой точки этого множества, которое и является странным аттрактором. Весьма эффективным при изучении хаоса является численное построение сечений Пуанкаре, т.е. последовательных точек пересечения отдельной траекторией некоторой заданной поверхности. В случае стохастических колебаний точки пересечения плотно и нерегулярно заполняют множества на выбранной поверхности.

Рассмотрим конкретные примеры. Хаос может возникать уже в простейшей однотемпературной модели

$$\delta k = a_0 n + f(r\psi); \dot{y} = -\kappa y + \kappa n, \quad (6)$$

где $a_0 > 0$; $a_0 + r < 0$ и f — функция вида (4) при $s_0 = 0$; $s_1 = s_2 = 1$; $\bar{\psi} = -\psi$. Здесь кроме точек (5) имеются еще две стационарные точки

$$M^\pm: (n, y, c_p) = (\pm n^*, \pm n^*, \pm \frac{\beta_i n^*}{\lambda_j}); n^* = -\bar{\psi}/(a_0 + r),$$

которые устойчивы при достаточно больших значениях $\kappa > 0$. При уменьшении параметра κ состояния равновесия $M^\pm$ могут стать колебательно-неустойчивыми, а в реакторе возникнуть стохастические колебания. Так происходит, например, при $a_0 = 0,5\beta$; $r = -0,52\beta$; $\bar{\psi} = 0,001\beta$; $\kappa = 0,054$. При этих параметрах проекция фазовой траектории системы (1), (2), (4), (6) на плоскость (n, y) показана на рис. 1, а. Механизм хаоса состоит в том, что раскручивающаяся из точки M^+ спираль с течением времени попадает в окрестность точки M^- . Затем спираль раскручивается из M^- и попадает в окрестность M^+ . В дальнейшем такие движения неограниченно повторяются, а траектория нерегулярно заполняет множество между кривыми 1 и 2 на рис. 1, а.

Широкое распространение имеет хаос в реакторе с обратной связью:

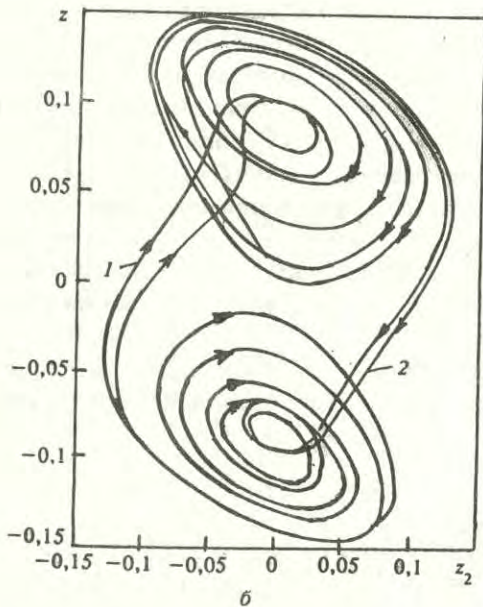
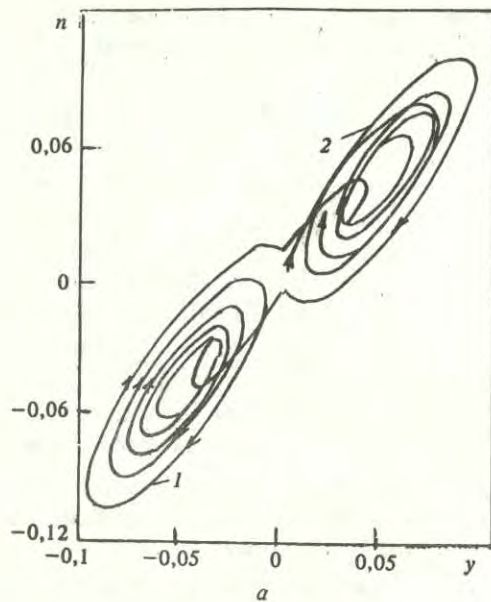


Рис. 1. Проекция фазовой траектории системы (1), (2) на двухмерную поверхность: а — для обратной связи (4), (6) при $s_0 = 0$, $s_1 = s_2 = 1$, $\bar{\psi} = -\psi = 0,001\beta$, $a_0 = 0,5\beta$, $r = -0,52\beta$, $\kappa = 0,054$; б — для обратной связи (8), (9) при $h = \beta$, $\gamma = 0,485$, $n^* = 0,1$, $\varepsilon = 0,082$

$$\begin{aligned}\dot{z}_1 &= \alpha z_1 - \omega z_2 - \alpha n; \\ \dot{z}_2 &= \omega z_1 + \alpha z_2 - \omega n.\end{aligned}\quad (7)$$

При $\delta k = f(z_1 - \frac{\alpha z_2}{\omega})$; $\alpha = -\frac{\varepsilon \gamma}{2}$;
 $\omega = \varepsilon \sqrt{1 - \frac{\gamma^2}{4}}$; $0 < \gamma < 2$ система (7) эквивалентна уравнению

$$\dot{\psi} + \varepsilon \gamma \dot{\psi} + \varepsilon^2 \psi = \varepsilon^2 n; \quad \delta k = f(\psi); \quad \psi = z_1 - \frac{\alpha z_2}{\omega}.\quad (8)$$

Хаос в системе (1), (2), (8) может возникать для кусочно-линейных и степенных зависимостей. Рассмотрим кубическую нелинейность

$$f(\psi) = h\psi [1 - (\psi/n^*)^2]; \quad h > 0; \quad n^* > 0. \quad (9)$$

В этом случае, кроме состояний равновесия (5), имеются еще две стационарные точки

$$M^\pm: (n, z_1, z_2, c_j) = (\pm n^*, \pm n^*, 0, \pm \frac{\beta_j n^*}{\lambda_j}). \quad \text{При}$$

$h > 0$ состояние равновесия M_0 неустойчиво аperiodически, а точки M^+ и M^- устойчивы при достаточно больших значениях ε и становятся колебательно-неустойчивыми при переходе параметром ε критических значений $\varepsilon_{кр}^+$ для M^+ и $\varepsilon_{кр}^-$ для M^- . При малых n^* выполняется $\varepsilon_{кр}^+ \approx \varepsilon_{кр}^-$. Если же $(1 + n^*)$ существенно отличается от единицы, то $\varepsilon_{кр}^+ > \varepsilon_{кр}^-$ и при уменьшении параметра ε сначала наступает неустойчивость M^+ и позже M^- . В момент перехода параметром ε значений $\varepsilon_{кр}^\pm$ около точек $M^\pm$ рождаются предельные циклы. Возникают периодические колебания, которые при дальнейшем уменьшении ε сменяются стохастическими. Такой сценарий возникновения хаоса обнаружен в широком диапазоне параметров h, n^*, γ — при $0,2\beta < h < 5\beta$; $0 < n^* < 0,6$; $0,1 < \gamma < 0,65$. Область хаоса по параметру ε зависит от значений h, γ, n^* — чем больше h и меньше γ , тем при больших ε наступает хаос и тем выше частота колебаний. При $h = \beta$; $\gamma = 0,485$; $n^* = 0,1$ точки $M^\pm$ становятся неустойчивыми при $\varepsilon_{кр}^+ \approx 0,33$; периодические колебания существуют на интервале $\varepsilon \in [0,15; 0,33]$, многопериодические режимы наблюдаются при $\varepsilon \in [0,11; 0,15]$, а хаос при $\varepsilon \in [0,05 - 0,11]$. При $\varepsilon = 0,082$ проекция фазовой траектории системы (1), (2), (8), (9) на плоскость $z_1 = \psi + \frac{\gamma \dot{\psi}}{2\varepsilon}$; $z_2 = -\frac{\omega \dot{\psi}}{\varepsilon^2}$ изображена на рис.

1, б. Как и в предыдущем примере здесь хаос связан с наличием раскручивающихся из M^+ и M^- спиралей, попадающих затем в окрестность точек M^- и M^+ . С течением времени траектория заполняет множество между кривыми 1 и 2 на рис. 1, б. Соответствующие этой траектории колебания плотности нейтронов показаны на рис 2, а. Видна нерегулярность максимумов и минимумов функции $n(t)$.

При малых n^* стационарные точки $M^\pm$ лежат вблизи M_0 . Поэтому возникающие автоколебания происходят вблизи точки $n = 0$, амплитуда колебаний мала и они могут служить установившимся режимом работы ядерного реактора. В этом случае нелинейность $(1 + n)\delta k$ не оказывает существенного влияния на развитие автоколебательных процессов. Хаос, который возникает при малых n^* , полностью обусловлен нелинейной зависимостью реактивности $f(\psi)$ и аттракторы в фазовом пространстве располагаются симметрично относительно точки M_0 . При увеличении n^* симметрия колебаний нарушается, растет их амплитуда.

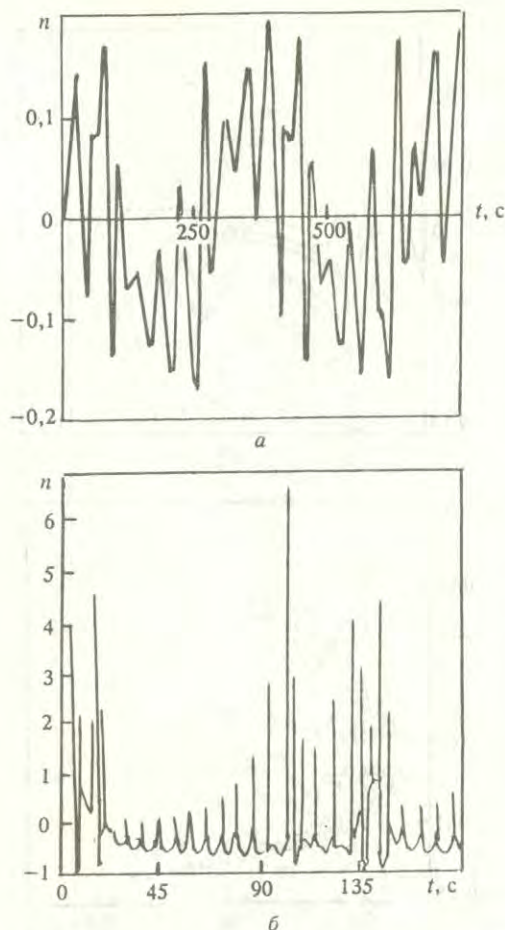


Рис. 2. Колебания плотности нейтронов в системе (1), (2), (8), (9): а — при $h = \beta$, $\gamma = 0,485$, $n^* = 0,1$, $\varepsilon = 0,082$; б — при $h = 4\beta$, $\gamma = 0,485$, $n^* = 0,45$, $\varepsilon = 0,412$

литуда — свое влияние на развитие хаоса начинает оказывать и нелинейность $(1+n)\delta k$. Это иллюстрируют колебания $n(t)$ в системе (1), (2), (8), (9) при $h = 4\beta$; $\gamma = 0,485$; $n^* = 0,45$; $\varepsilon = 0,412$, показанные на рис. 2, б. Соответствующая траектория показана на рис. 3, а.

Отметим, что стохастические колебания в системе (1), (2), (7) возникают и при других зависимостях $\delta k(z_1, z_2)$, например, при $\delta k = b_2 z_2 + b_1 f(z_1)$. Для функции f вида (4) с параметрами $s_0 = 1$, $s_1 = s_2 = -0,25$; $\bar{\psi} = -\psi = 0,01$ и при $b_1 = 2\beta$; $b_2 = -0,4\beta$; $\alpha = -0,0975$; $\omega = 0,0244$ проекция траектории на плоскость z_1, z_2 показана на рис. 3, б. Здесь реализуется механизм хаоса, при котором раскручивающаяся из состояния равновесия спираль с течением времени возвращается к тому же состоянию равновесия. После этого происходит новый цикл нарастания колебаний и очередной их сброс.

Важное значение в динамике реакторов играют модели с запаздывающими обратными связями. Причиной запаздываний в реакторе являются, например, конечное время срабатывания системы регулирования, конечное время прохода теплоносителем по контуру циркуляции. Исследование моделей с запазды-

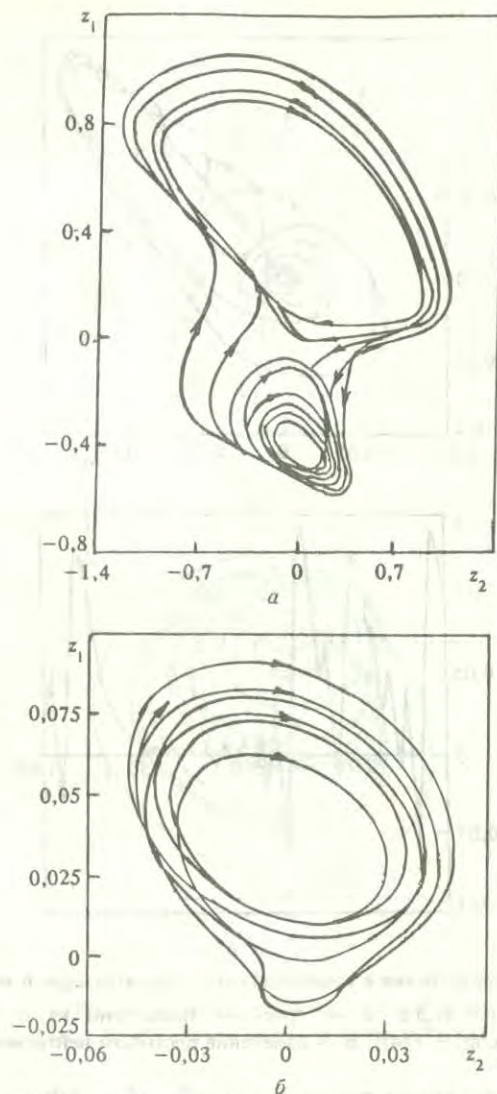


Рис. 3. Проекция фазовой траектории системы (1), (2) на двумерную поверхность: а — для обратной связи (8), (9) при $h = 4\beta$, $\gamma = 0,485$, $n^* = 0,45$, $\varepsilon = 0,412$; б — для обратной связи (4), (7) при $\delta k = b_2 z_2 + b_1 f(z_1)$ и $b_2 = -0,4\beta$, $b_1 = 2\beta$, $s_0 = 1$, $s_1 = s_2 = -0,25$, $\bar{\psi} = -\psi = 0,01$

ванием показало, что хаос в них весьма распространен и встречается уже в простейшей модели (1), (2) при

$$\delta k = f(\psi); \quad \psi = n(t - \tau); \quad \tau = \text{const} > 0 \quad (10)$$

для различных типов нелинейностей $f(\psi)$ — кусочно-линейных и степенных. Рассмотрим случай кубической зависимости (9). Хаос в системе (1), (2), (9), (10) наблюдается при некотором значении τ , если $0,15\beta < h < 1,3\beta$; $0 < n^* < 2$. С ростом h уменьшаются значения τ , при которых существуют стохастические колебания и возрастает их частота. Сценарий возникновения хаоса при возрастании τ тот же, что и в системе (1), (2), (8), (9) при уменьшении ε . Если, например, $h = 0,4\beta$ и $n^* = 0,1$, то стационарные точки $M^\pm: n = \pm n^*$ устойчивы при $\tau < 6$ с, периодические колебания существуют на интервале $\tau \in [6 \text{ с} - 24 \text{ с}]$, а стохастические колебания наблюдаются, начиная с $\tau = 24$ с до 48. При $\tau > 48$ с траектории с течением времени либо уходят в бесконечность, либо стремятся к устойчивому состоянию равновесия G_0 . Проекция фа-

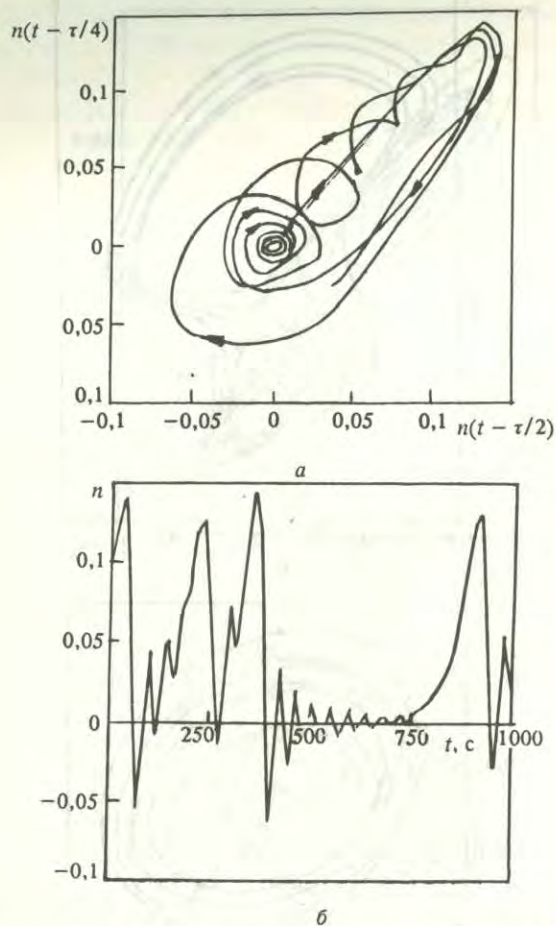


Рис. 4. Автоколебания в системе (1), (2), (9), (10) при $h = 0,4\beta$, $n^* = 0,1$, $\tau = 37,5$ с: а — проекция траектории на плоскость $[n(t - \tau/2), n(t - \tau/4)]$; б — изменение плотности нейтронов

зовой траектории системы (1), (2), (9), (10) на плоскость $[n(t - \tau/2); n(t - \tau/4)]$ и колебания $n(t)$ при $\tau = 37,5$ с — на рис. 4, б. В этом примере хаос связан с наличием петли сепаратрисы седло-фокусного состояния равновесия M_0 . Траектории, начинающиеся в окрестности точки M_0 , двигаются вблизи ее одномерного неустойчивого многообразия и затем приближаются к устойчивому многообразию точки M_0 .

Отметим, что хаос в системе (1), (2), (10) возникает при некотором τ и в случае квадратичной зависимости $f(\psi) = h\psi(1 - \psi/n^*)$, если $0,3\beta < h < 2\beta$ и $0 < n^* < 5$.

Стохастичность колебаний в рассмотренных примерах подтверждают и сечения Пуанкаре поверхности $\dot{n} = 0$. Последовательные точки пересечения траекториями этой поверхности плотно и нерегулярно заполняют некоторые множества. На рис. 5, б в проекциях на двумерную плоскость изображены сечения Пуанкаре поверхности $\dot{n} = 0$ траекторией системы (1), (2), (8), (9) при $h = \beta$; $\gamma = 0,485$; $n^* = 0,1$; $\varepsilon = 0,082$ и траекторией системы (1), (2), (9), (10) при $h = \beta$; $n^* = 0,1$; $\tau = 10$ с.

В рассмотренных примерах учитывались шесть групп запаздывающих нейтронов с параметрами (2). С целью выяснения их роли в возникновении хаоса

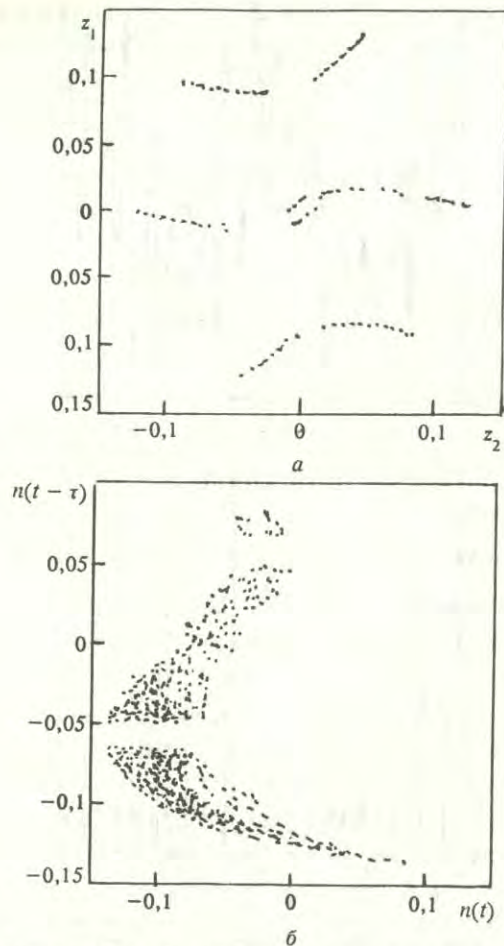


Рис. 5. Сечение Пуанкаре поверхности $\dot{n} = 0$: а — траекторией системы (1), (2), (8), (9) при $h = \beta$, $\gamma = 0,485$, $n^* = 0,1$, $\varepsilon = 0,082$; б — траекторией системы (1), (2), (9), (10) при $h = \beta$, $n^* = 0,1$, $\tau = 10$ с

рассматривались те же примеры при учете двух эквивалентных групп с параметрами $\lambda_1 = 0,024 \text{ с}^{-1}$; $\lambda_2 = 0,42 \text{ с}^{-1}$; $\beta_1 = 0,26\beta$; $\beta_2 = 0,74\beta$; $\beta = 0,0065$ с учетом одной группы при $\lambda_1 = 0,1 \text{ с}^{-1}$; $\beta_1 = \beta = 0,0065$ и без учета запаздывающих нейтронов. Оказывается, что в большинстве случаев хаос, который был обнаружен в моделях с шестью группами запаздывающих нейтронов, имеется и в моделях, учитывающих только одну или две группы, и в моделях без запаздывающих нейтронов. При этом сохраняется и механизм хаоса и сценарий его возникновения. Однако область стохастичности во множестве параметров может меняться. Так, для системы (1), (8), (9) с параметрами $h = \beta$; $\gamma = 0,485$; $n^* = 0,1$ при учете одной, двух и шести групп запаздывающих нейтронов хаос возникает соответственно при $\varepsilon \in [0,06 - 0,08]$; $\varepsilon \in [0,07 - 0,17]$ и $\varepsilon \in [0,05 - 0,11]$. Для системы (1), (2), (9), (10) при $h = 0,4\beta$; $n^* = 0,1$ и учете одной, двух и шести групп хаос существует при $\tau \in [40 - 44 \text{ с}]$; $\tau \in [16 - 36 \text{ с}]$ и $\tau \in [24 - 48 \text{ с}]$. При учете только одной группы запаздывающих нейтронов область стохастичности сужается. Это наиболее ярко проявляется в системе (1), (2), (4), (6), когда при учете двух групп хаос сохра-

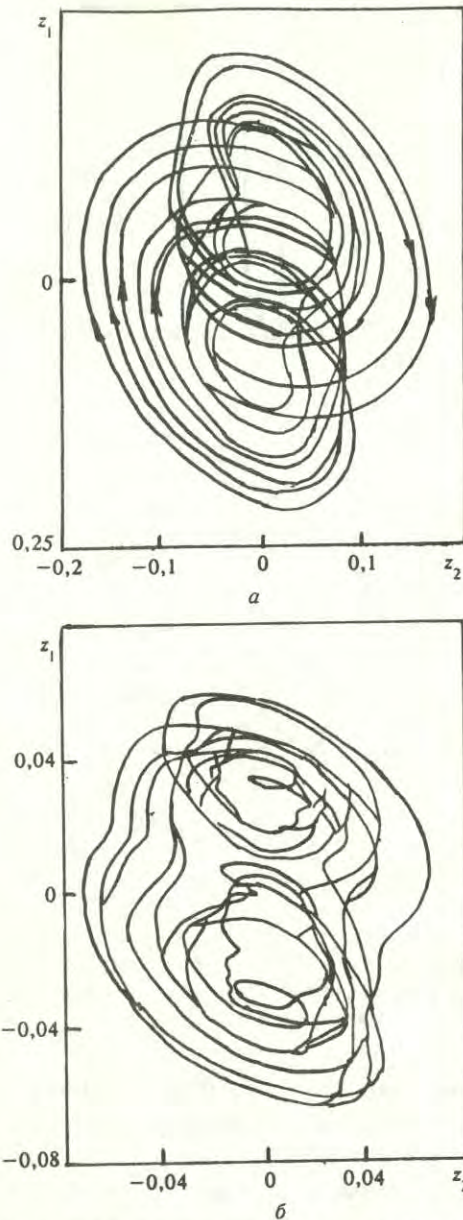


Рис. 6. Автоколебания в системе (1), (2), (4), (6), (7), (11): а — проекция траектории на плоскость z_1, z_2 при $\kappa = 0.2$, $\alpha = 0.04$, $\omega = 0.16$, $r = \beta$, $r_2 = \beta$, $b = b_1 = b_2 = a_0 = r_1 = a_1 = 0$, $s_0 = 1$, $s_1 = s_2 = -1$, $\bar{\psi} = -\psi = 0.05\beta$; б — проекция траектории на плоскость z_1, z_2 при $\tau = 4$ с, $\alpha = -0.1$, $\omega = 0.4$, $r_1 = 2\beta$, $r_2 = 0.5\beta$, $a_1 = \beta$, $b = b_1 = b_2 = a_0 = r = 0$, $s_0 = 1$, $s_1 = s_2 = -1$, $\bar{\psi} = -\psi = 0.05\beta$

няется, а в моделях с одной группой и без запаздывающих нейтронов хаос исчезает.

Проведенные исследования показали, что стохастические колебания возникают и в случае более сложных обратных связей, которые являются различными комбинациями уравнений (6), (7), (10) при

$$\delta k = by + b_1 z_1 + b_2 z_2 + a_0 n(t - \tau) + f[ry + r_1 z_1 + r_2 z_2 + a_1 n(t - \tau)]. \quad (11)$$

Хаос наблюдается в широком диапазоне параметров b_i, r_i, a_i для различных типов нелинейностей f — кусочно-линейных и степенных. Например, для системы (1), (2), (6), (7), (11) с параметрами $\kappa = 0.2$;

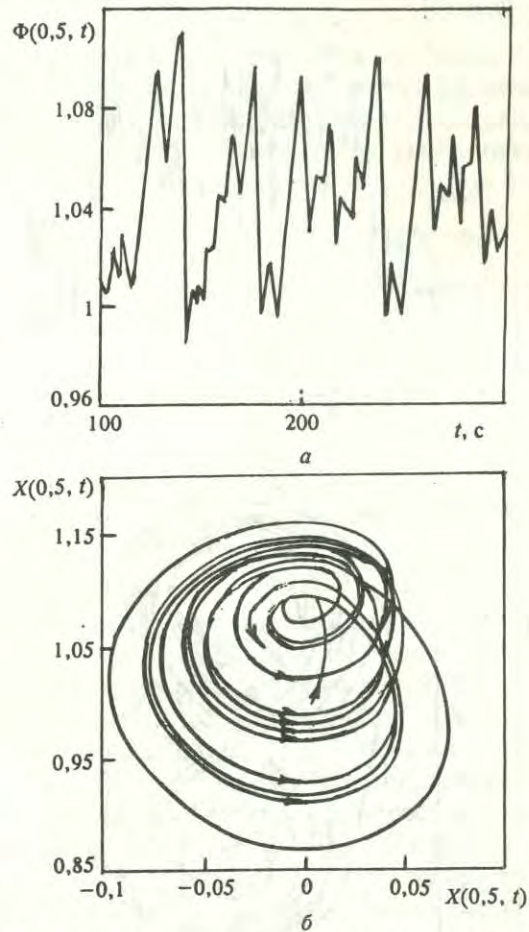


Рис. 7. Автоколебания в распределенной системе (12), (13): а — колебания нейтронного поля Φ в случае обратной связи (13), (14); б — изменение $X, \dot{X}$ в случае обратной связи (13), (15), (16)

$\alpha = -0.04$; $\omega = 0.16$; $r = \beta$; $r_2 = \beta$; $b = b_1 = b_2 = a_0 = r_1 = a_1 = 0$ и функцией f вида (4) при $s_0 = 1$; $s_1 = s_2 = -1$; $\bar{\psi} = -\psi = 0.05\beta$ проекция фазовой траектории на плоскость z_1, z_2 изображена на рис. 6, а. Для системы (1), (2), (7), (11) с параметрами $\tau = 4$ с; $\alpha = 0.1$; $\omega = 0.4$; $r_1 = 2\beta$; $r_2 = 0.5\beta$; $a_1 = \beta$; $b = b_1 = b_2 = a_0 = r = 0$ и функцией f вида (4) при $s_0 = 1$; $s_1 = s_2 = -1$; $\bar{\psi} = -\psi = 0.05\beta$ проекция траектории на плоскость z_1, z_2 показана на рис. 6, б.

Хаос возникает также в случае уравнений (3) при $k > 3$ в многотемпературных моделях и при наличии нескольких запаздываний.

Динамический хаос, обнаруженный в точечных моделях реактора, сохраняется и в распределенных моделях. Это показали расчеты установившихся колебаний нейтронного поля, проведенные в рамках одномерной, одnogрупповой диффузионной модели:

$$l \frac{\partial \Phi}{\partial t} = \frac{M^2}{H^2} \frac{\partial^2 \Phi}{\partial \xi^2} + \Phi(k_\infty - 1) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i - \beta \Phi; \quad (12)$$

$$\frac{\partial C_i}{\partial t} = -\lambda_i C_i + \beta_i \Phi; \quad i = 1, 2, \dots, 6; \quad \Phi(0) = \Phi(1) = 0,$$

где $\Phi(\xi, t)$, $C_i(\xi, t)$ — распределение нейтронного поля и концентрации ядер-излучателей запаздывающих

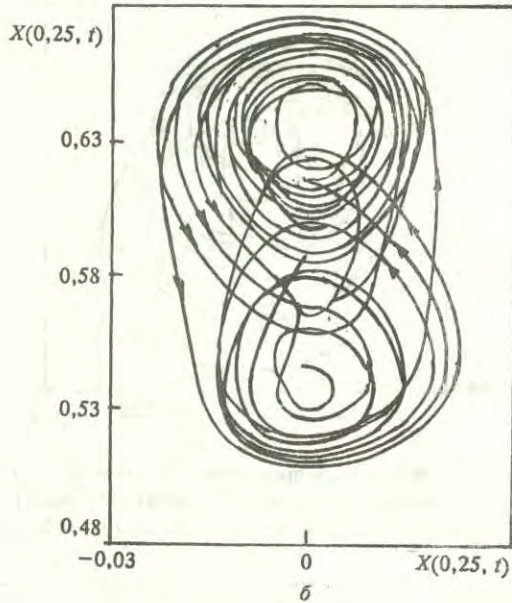
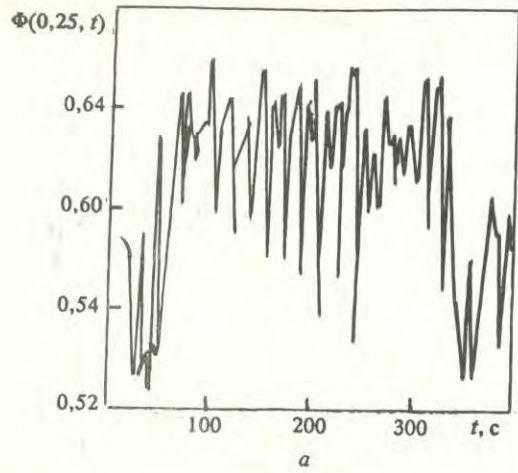


Рис. 8. Аксиальные стохастические колебания в системе (12), (13), (17): а — изменение нейтронного поля Φ в точке $\xi = 0,25$; б — изменение $X, \dot{X}$ в точке $\xi = 0,25$

нейтронов по координате ξ в момент времени t ; $\xi \in [0, 1]$; M^2 — квадрат длины миграции нейтронов; H — линейный размер реактора; k_∞ — коэффициент размножения нейтронов.

В качестве обратных связей рассматривались распределенные аналоги уравнений (7)–(10). Пусть

$$k_\infty - 1 = k_\infty^* - 1 + \Delta k; \quad k_\infty^* - 1 = \frac{\sim M^2 \pi^2}{H^2};$$

$$\frac{\partial^2 X}{\partial t^2} + \varepsilon \gamma \frac{\partial X}{\partial t} + \varepsilon^2 X = \varepsilon^2 \Phi; \quad (13)$$

$$\Delta k = h \psi [1 - (\psi/n^*)^2]; \quad \psi = (X - X^*)/X^*. \quad (14)$$

В системе (12)–(14) имеется три стационарных распределения нейтронного поля M_0 : $\Phi^*(\xi) = X^*(\xi) = \sin \pi \xi$ и $M^\pm$: $\Phi^\pm(\xi) = X^\pm(\xi) = (1 + n^*) \cdot \sin \pi \xi$. Относительно устойчивости $M_0 M^\pm$ при изменении параметров ε, h, n^* проявляются те же качественные закономерности, что и в точечных моделях (1), (2), (8), (9). Сохраняются также механизмы и сценарии воз-

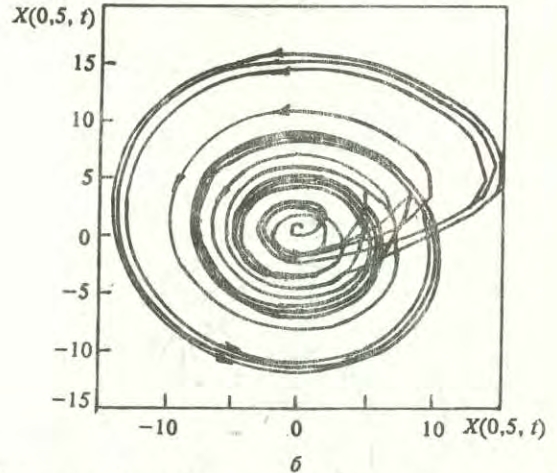
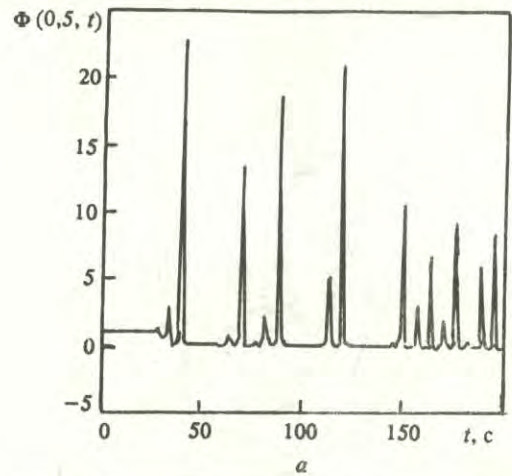


Рис. 9. Автоколебания в распределенной системе с линейной обратной связью (18): а — изменение нейтронного поля Φ в точке $\xi = 0,5$; б — изменение $\dot{X}, X$ в точке $\xi = 0,5$

никновения хаоса. При $M^2/H^2 = 0,0012$; $h = 2\beta$; $\gamma = 0,2$; $\varepsilon = 0,5$; $n^* = 0,1$ колебания нейтронного поля Φ в точке $\xi = 0,5$ показаны на рис. 7, а. Колебания носят нерегулярный характер.

Хаос наблюдается и в случаях, когда изменение коэффициента размножения происходит в локальных зонах реактора, что может осуществляться, например, при внесении реактивности регулируемыми стержнями. Пусть

$$\Delta k = h \psi [1 - (\psi/n^*)^2] \cdot \delta(\xi - \xi_0), \quad (15)$$

где δ — дельта-функция; ξ_0 — точка внесения реактивности; ψ — некоторый функционал от $X(\xi, t)$. Это может быть, например, $\psi = X(\xi_0, t) - X^*(\xi_0)$ либо

$$\psi = \left(\int_0^1 [X(\xi, t) - X^*(\xi)] d\xi \right) / \int_0^1 X^*(\xi) d\xi. \quad (16)$$

Изменение $\dot{X}(\xi, t), X(\xi, t)$ в системе (12), (13), (15), (16) в точке $\xi = 0,5$ при $\xi_0 = 0,5$; $h = 0,66\beta$; $n^* = 0,1$; $\gamma = 0,2$; $\varepsilon = 0,6$; $M^2/H^2 = 0,0012$ изображено на рис. 7, б. Здесь реализуется механизм хаоса, при котором спираль, раскручиваясь из M^+ , возвращается к M^+ .

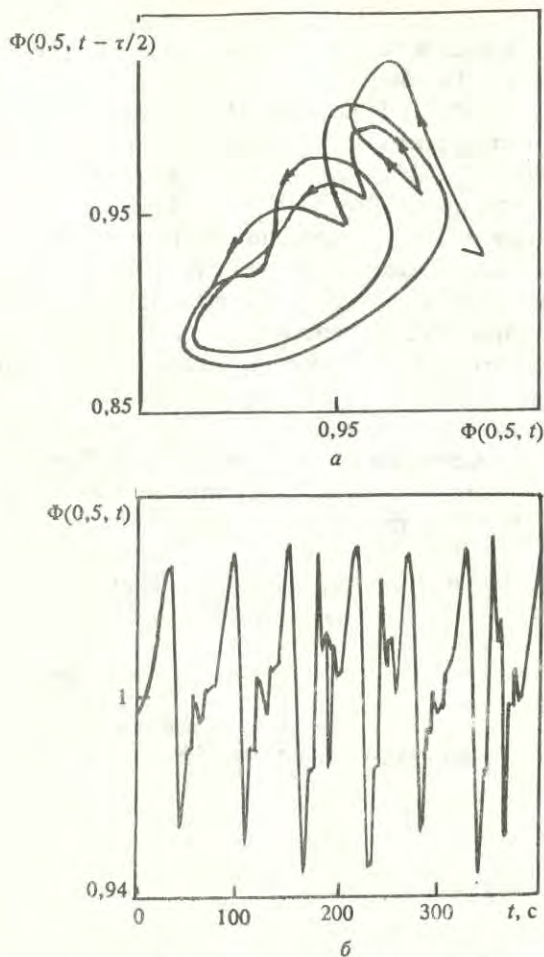


Рис. 10. Автоколебания в распределенной модели (12) с нелинейной запаздывающей обратной связью: а — движения системы (12), (19) в плоскости $\Phi(0,5, t)$; $\Phi(0,5, t - \tau/2)$; б — изменение нейтронного поля в системе (12), (20)

В рассмотренных примерах (12)–(16) хаос наблюдается на основной гармонике, но возможны и пространственные стохастические автоколебания нейтронного поля. Пусть в модели (12), (13) имеется быстродействующий регулятор средней мощности, т.е.

$$\Delta k = h \psi [1 - (\psi/n^*)^2] + \Delta k_p; \quad \psi = (X - X^*)/X^*;$$

$$\Delta k_p = -h_1 \left(\int_0^1 [\Phi(\xi, t) - \Phi^*(\xi)] d\xi \right) \delta(\xi - \xi_0). \quad (17)$$

При достаточно большом значении h_1 основная гармоника оказывается устойчивой, а распределения поля $M_0 M^\pm$ могут при $h > 0$ оказаться неустойчивыми на аксиальных гармониках. При некоторых значениях параметров h, ϵ, γ, n^* в системе (12), (13), (17) возникают аксиальные стохастические колебания, когда при всех $t > 0$ выполняется $\int_0^1 \Phi(\xi, t) d\xi = \int_0^1 \Phi^*(\xi) d\xi$. Изменение нейтронного поля $\Phi(0,25, t)$ и переменных $X(0,25, t)$; $\dot{X}(0,25, t)$ в системе (12), (13), (17) при $M^2/H^2 = 0,0012$; $h = 20\beta$; $h_1 = 15\beta$; $\xi_0 = 0,5$; $\epsilon = 0,3$; $\gamma = 0,2$; $n^* = 0,1$ показано на рис. 8. Здесь реализуется тот же механизм хаоса, что и на рис. 1.

В работах [7, 8] в рамках точечных моделей показано, что динамический хаос в реакторе может возникать и для некоторых типов линейных обратных связей. Отметим, что для тех же типов линейных обратных связей хаос сохраняется и в распределенных моделях. Покажем это на примере уравнений (12) при $\lambda_i = \beta_i = 0$ с обратной связью (13) при $\epsilon = 1$ и

$$\Delta k = -h(X - X^*)/X^*; \quad h > 0. \quad (18)$$

Здесь реализуется тот же сценарий возникновения хаоса, что и в точечных моделях [7, 8]. При фиксированных значениях M^2/H^2 ; ϵ ; γ и уменьшении параметра l/h стационарное распределение нейтронного поля $\Phi^* = \sin \pi \xi$ становится колебательно-неустойчивым, возникают периодические колебания, которые после серии бифуркаций удвоения периода сменяются стохастическими. На рис. 9 показаны изменения нейтронного поля Φ и переменных $\dot{X}, X$ в точке $\xi = 0,5$ при $M^2/H^2 = 0,0012$; $l/h = 0,8$; $\epsilon = 1$; $\gamma = 0,2$. Колебания на рис. 9, а демонстрируют резкие и нерегулярные всплески нейтронного поля с последующим гашением реактора. Траектория на рис. 9, б представляет из себя скручивающуюся к точке $X = \dot{X} = 0$ спираль, которая лежит в плоскости $\Phi \approx 0$ и в дальнейшем уходит в область $\Phi > 0$ по траекториям, лежащим вблизи неустойчивого одномерного многообразия состояния равновесия $\Phi = X = 0$. Затем траектория вновь возвращается на поверхность $\Phi = 0$ и начинается новый цикл колебаний. При малых γ в системе (12), (13), (18) реализуется тот же механизм хаоса, что и на рис. 5, а.

Хаос возникает и в распределенных моделях реактора с нелинейными запаздывающими обратными связями. Пусть

$$k_\infty - 1 = \frac{M^2 \pi^2}{H^2} + h \psi [1 - (\psi/n^*)^2]; \quad (19)$$

$$\psi = [\Phi(\xi, t - \tau) - \Phi^*(\xi)] / \Phi^*(\xi).$$

Сценарий возникновения хаоса в системе (12), (19) при увеличении запаздывания τ тот же, что и в системе (1), (2), (9), (10). Движения в системе (12), (19) в плоскости $\Phi(0,5, t)$; $\Phi(0,5, t - \tau/2)$ при $M^2/H^2 = 0,0012$; $h = 2,5\beta$; $n^* = 0,1$; $\tau = 4$ с показаны на рис. 10, а. Здесь реализуется тот же механизм хаоса, что и на рис. 5, а. Хаос в системах с запаздыванием возникает и в случае, когда реактивность вносится в «точке», например, при

$$k_\infty - 1 = \frac{M^2 \pi^2}{H^2} + h \psi [1 - (\psi/n^*)^2] \cdot \delta(\xi - \xi_0); \quad (20)$$

$$\psi = [\Phi(\xi_0, t - \tau) - \Phi^*(\xi_0)] / \Phi^*(\xi_0).$$

Колебания $\Phi(0,5, t)$ в системе (12), (20) при $M^2/H^2 = 0,0012$; $h = 0,66\beta$; $n^* = 0,03$; $\xi_0 = 0,5$; $\tau = 10,4$ с показаны на рис. 10, б. При наличии регулятора средней мощности вида (17) в системах с запаздыванием возникают и аксиальные стохастические автоколебания.

Таким образом, динамический хаос в нелинейных моделях динамики ядерного реактора весьма распространен. Он может возникать для различных типов обратных связей и нелинейностей — в точечных и распределенных моделях ядерного реактора.

С п и с о к л и т е р а т у р ы

1. Горяченко В.Д. Качественные методы в динамике ядерных реакторов. — М.: Энергоатомиздат, 1983.
2. Горяченко В.Д., Сабаев Е.Ф. О нелинейных колебаниях в динамике ядерных реакторов. — Нелинейные колебания механических систем. — В кн.: Тез. докл. Всесоюз. конф., сентябрь 1987. — Горьковское обл. правл. НТО Машпром, 1987, ч. 1, с. 5—7.
3. Постников Н.С. Стохастические колебания в системе регулирования мощности ядерного реактора. — ВАНТ: Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1986, вып. 1, с. 42—51.
4. Постников Н.С. Динамика реактора с дискретной системой регулирования при ограничении на величину управляющего воздействия. — ВАНТ:

Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1988, вып. 1, с. 42—46.

5. Мигалов И.В., Постников Н.С. Стабилизация мощности реактора дискретной системой регулирования. — ВАНТ: Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1988, вып. 1, с. 46—57.
6. Постников Н.С. Стохастические автоколебания в реакторе с дискретной системой регулирования. — Атомная энергия, 1989, т. 67, вып. 4, с. 251—255.
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. К исследованию динамики реактора с линейными обратными связями. Прикладные проблемы теории колебаний. — В кн.: Межвуз. сб. науч. тр. — Нижегородск. ун-т, 1991, с. 104—117.
9. Хетрик Д.Л. Динамика ядерных реакторов/Пер. с англ. — М.: Атомиздат, 1975.

Статья поступила в редакцию
22 июня 1992 г.

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 32—40.

ЭНТРОПИЙНЫЙ АНАЛИЗ ИНФОРМАТИВНОСТИ ШТАТНОЙ СИСТЕМЫ
КОНТРОЛЯ ЭНЕРГБЛОКА АЭС

Н.А. Бабкин, А.Н. Кадашов, В.А. Колчин, В.И. Меркулов

Разработаны алгоритмы расчета информативности и диагностической значимости измеряемых параметров на основе оценки энтропии динамической системы на множестве ее возможных состояний.

ENTROPY ANALYSIS OF THE INFORMATIVE VALUE OF A STANDARD CONTROL SYSTEM OF AN APS POWER UNIT. N.A. Babkin, A.N. Kadashov, V.A. Kolchin, V.I. Merkulov. Algorithms for computing the informative and diagnostic value of the measured parameters are developed based on the evaluation of the dynamic system entropy for a set of possible states.

При создании автоматизированной системы оперативной диагностики (АСОД) возможных состояний энергоблока АЭС наряду с задачей количественной оценки информативности измеряемых параметров возникает проблема анализа эффективности датчиков штатной системы контроля, используемых в описании АСОД.

Успех оперативного распознавания возникшей ситуации предполагает быстрое сужение неопределенности текущего состояния энергоблока, что во многом зависит от того, насколько диагностически ценная информация фиксируется на начальной стадии переходного процесса.

Для оценки эффективности используемых датчиков воспользуемся энтропийным подходом [1], когда информативность сигнала численно приравнивается к существовавшей до его поступления неопределенности состояния [2], т.е.

$$I_i = H - H_i, \quad (1)$$

где I_i — информативность i -го сигнала; H — полная (исходная) энтропия системы; H_i — средняя условная энтропия системы после контроля i -го сигнала.

Количество информации, вычисленное по формуле (1), является по существу мерой частоты реализации i -го сигнала на множестве возможных состояний системы и никак не отражает ни способа моделирования сигнала, ни его смыслового содержания, ни важности передаваемых сообщений для оперативной идентификации ситуации.

Решение задачи оптимизации описания системы параметрической диагностики (СПД) — выбора диагностически наиболее значимых датчиков штатной системы контроля — предполагает учет всех перечисленных выше аспектов информационного анализа данных [2].

В работе предложен способ расчета информативности и диагностической значимости параметров на основе оценки энтропии динамической системы на множестве ее возможных состояний, переход к которым представляется в виде компактного структурного описания («свертки»).

Информационная «свертка» переходного процесса системы, сохраняющая содержательную ясность информации, представляет собой ранжированную це-

почку параметров с соответствующими лингвистическими характеристиками, взаимное расположение которых в структуре отражает корреляционные связи параметров и физико-технологические закономерности развития конкретной ситуации.

Структурирование информации отражает специфику функционального диагностирования динамических систем [3] и осуществляется с помощью заранее выбранных в пространстве параметров мер «расстояния» и «сходства» [4, 5], характеризующих степень близости значений параметров к исходному состоянию (стационарному уровню) и по отношению друг к другу.

Для лингвистического описания параметра в отличие от способа, предложенного в работе [6], соответствующая кривая разбивается на участки однонаправленного изменения, которые разделяются либо переходом параметра через доверительные границы стационарного состояния системы, либо сменой направления его изменения. Однонаправленный переход параметра к новому состоянию может осуществляться либо скачком (различного рода переключатели, датчики положения и т.п.), либо монотонно. Класс монотонного перехода параметра может быть разделен по интенсивности изменения на несколько групп (например, медленно, быстро, резко и т.п.).

В этих предположениях описание переходного процесса отклонений X_i $\{i = 1, \dots, n\}$ параметров штатной системы контроля при реализации состояния S_j $\{j = 1, \dots, m\}$ можно представить в виде следующей «свертки»:

$$XS_j = \{j: \{Y; L\}k\}, k = 1, \dots \leq K, \quad (2)$$

в которой Y — номера k -й группы (кластера) параметров, «похожих» по поведению и имеющих лингвистическое описание вида

$$L = \{j, k: \{(W, U)q\}, q = 1, 2, \dots\}, \quad (3)$$

где q — число структурных элементов в лингвистическом описании параметра; W, U — коды лингвистических характеристик параметра ($W = 1, 2$ означает переход параметра через нижнюю или верхнюю доверительные границы; $W = 3, 4$ означает смену направления изменения с уменьшением или ростом значений параметра соответственно; $U = 1, 2, 3, \dots$ отражают различную интенсивность изменения параметра).

Пусть система с вероятностью $P(S_j)$ может находиться в одном из состояний S_j , которые характеризуются матрицей состояний $V = \{V_{ij}\}$ размерности $\{n \cdot m\}$. При этом либо $V_{ij} \equiv 0$, если при переходе к состоянию S_j отклонение параметра X_i не выходит за пределы своего доверительного интервала, либо $V_{ij} \equiv X_{ir} = [k; \{L\}i]r$ — реализация с номером r параметра X_i , $r \in R_i$ — общее число различных реализаций i -го параметра на множестве m состояний.

Информацию от i -го датчика, которую можно извлечь из переходных процессов m состояний, представленных в виде информационных «сверток» (2, 3), определим в соответствии с (1) и по аналогии с [7] из соотношения

$$I(X_i) = H - H_i(X_i), \quad (4)$$

в котором энтропия системы

$$H = - \sum_{j=1}^m P(S_j) \ln P(S_j), \quad (5)$$

характеризующая неопределенность ее состояния, уменьшится на величину информации, которую вносит i -й параметр (средняя условная энтропия системы):

$$H_i(X_i) = \sum_{r \in R_i} P(X_{ir}) H(X_{ir}). \quad (6)$$

Здесь $P(X_{ir})$ — вероятность для i -го параметра реализовать описание X_{ir} , которая на основе матрицы состояния системы рассчитывается по формуле

$$P(X_{ir}) = \sum_{j \in R_{ir}} P(S_j), \quad (7)$$

где $R_{ir} = \{j: V_{ij} = 0 \text{ либо } V_{ij} = X_{ir}\}$ — число реализаций X_{ir} параметра X_i на множестве m состояний; $H(X_{ir})$ — энтропия состояния системы после выполнения контроля параметра X_i рассчитывается по формуле

$$H(X_{ir}) = - \sum_{j \in R_{ir}} P(S_j/X_{ir}) \ln P(S_j/X_{ir}), \quad (8)$$

а условные вероятности $P(S_j/X_{ir})$ -состояний, соответствующие различным результатам контроля параметра X_i , определяются по формулам Байеса:

$$P(S_j/X_{ir}) = \frac{P(S_j)}{\sum_{j \in R_{ir}} P(S_j)}. \quad (9)$$

Предложенный способ расчета информативности включает все многообразие возможных проявлений

параметра (особенностей поведения, корреляционных и физико-технологических связей) на заданном множестве состояний.

Рассмотрим пример, в котором в качестве исходной информации используются [5] данные контроля 15 параметров в 25 различных аварийных ситуациях атомной станции с реакторной установкой ВВЭР-1000.

Полная энтропия системы при равновероятной возможности появления любого события определяется из соотношения (5) и равна 3,912.

Ограничимся фиксацией следующих характеристик параметра:

- 1) превышение значений доверительного интервала с указанием направления изменения;
- 2) принадлежность к какому-либо кластеру в параметрической структуре переходного процесса.

По совокупности кодировка «свертки» перехода системы к состоянию S_j в соответствии с (1—2) запишется в виде

$$\{[Y; W]k\}, k = 1, 2, \dots$$

Если фиксировать только первую характеристику параметра, то элементы V_{ij} матрицы состояния будут иметь вид: «0», «1», «2», т.е. либо i -й параметр меняется в пределах своих доверительных границ, либо его значение уменьшается, либо растет.

Приводим в табл. 1 информативность каждого контролируемого параметра в порядке убывания.

Здесь i — номер, а I — информативность параметра. Отметим, что большую изменчивость проявляют параметры с номерами 7 и 4, т.е. они присутствуют в описании почти всех ситуаций с разными знаками.

Учтем структурные особенности переходного процесса. В качестве «меры» расстояния выберем модуль отклонения параметра от исходного стационарного уровня, а «меры» сходства — полусумму утроенных значений стандартных отклонений соответствующих параметров [4]. Ненулевые элементы матрицы состояния будут, например, иметь вид $V_{ij} \equiv 1; 2$, что означает: i -й параметр при реализации состояния S_j превысил значение верхней доверительной границы и принадлежит первому кластеру.

Расчет значений информативности параметров на том же множестве аномальных режимов даст в этом случае следующий результат (табл. 2).

Группа наиболее информативных параметров изменилась: 7, 4, 11, 15, 2, причем количество информации, которую вносят датчики с номерами 11, 15, и 2, увеличилось в 3 раза. Отметим, что суммарная информативность уже первых трех параметров превышает полную энтропию системы и, казалось бы, этих параметров должно хватить для снятия неопределенности всех состояний.

Таблица 1

i	7	4	2	3	15	19	10	11	16	1	8	17	18	13	9
I	1	1	0,64	0,59	0,57	0,53	0,53	0,5	0,44	0,37	0,32	0,23	0,17	0,1	0,1

Таблица 2

<i>i</i>	7	4	11	15	2	1	3	10	19	16	8	17	18	13	9
<i>I</i>	1,6	1,6	1,5	1,5	1,4	1,0	0,81	0,80	0,73	0,61	0,39	0,27	0,17	0,10	0,10

Однако для однозначной идентификации возможных состояний необходимо контролировать, как минимум, группу датчиков с номерами 7, 4, 11, 15, 2, 3, 19, 8, среди которых есть менее информативные датчики по сравнению с оставшейся группой. Это связано с тем, что в предложенных формулах информативность рассчитывается при условии независимости параметров, которые могут быть сильно коррелированы и нести повторяющуюся информацию, сохраняющую неопределенность состояния системы. Поэтому для оценки информационной значимости штатной системы контроля (в частности, при решении задач диагностики) недостаточно использовать данные об информативности параметров. К диагностически значимой информации в динамической системе будем относить только те характеристики переходного процесса, фиксация которых действительно приводит к уменьшению неопределенности состояния, т.е. к уменьшению числа наиболее вероятных претендентов.

Кроме того, те характеристики, которые фиксируются после выявления первопричины (момента времени T_j) идентифицируемой аномалии и входят в состав исходной (полной) «свертки» переходного процесса, также не являются диагностически ценными и не должны учитываться при расчете информационной значимости датчиков штатной системы контроля.

С учетом вышесказанного расчетные формулы (6—9) переписутся в виде

$$H_i(X_i) = \sum_{z \in Z_i} P(X_{iz}) H(X_{iz}), \quad (10)$$

где Z_i — общее число отличающихся друг от друга диагностически значимых реализаций X_{iz} (промежуточных структурных описаний) параметра X_i ; $P(X_{iz})$ — вероятность реализации описания X_{iz} , которая рассчитывается по формуле

$$P(X_{iz}) = \sum_{j \in Z_{iz}} P[S_j]. \quad (11)$$

Здесь: $Z_{iz} = \{j: V_{ij} \equiv 0 \text{ либо } V_{ij} \equiv X_{iz}\}$ — число реализаций X_{iz} i -го параметра к моменту времени T_j на множестве m состояний; $H(X_{iz})$ — энтропия состояния системы после выполнения контроля параметра X_i к моменту T_j , которая рассчитывается по формуле

$$H(X_{iz}) = - \sum_{j \in Z_{iz}} P(S_j/X_{iz}) \ln P(S_j/X_{iz}), \quad (12)$$

где условные вероятности $P(S_j/X_{iz})$ состояний, соответствующие диагностически значимым результатам контроля параметра X_i , определяются по формулам Байеса:

$$P(S_j/X_{iz}) = \frac{P(S_j)}{\sum_{j \in Z_{iz}} P(S_j)}. \quad (13)$$

Использование расчетных формул (10—13) предполагает наличие структурных описаний (образов) всего множества ожидаемых состояний энергоблока АЭС и результатов их сопоставительного анализа, на основе которого выявляются диагностически значимые реализации X_{iz} и тем самым формируются элементы матрицы состояния системы.

Заполнение матрицы V включает несколько этапов. Сначала с помощью моделирования процедуры распознавания состояния S_j осуществляется фиксация во времени особенностей соответствующего переходного процесса и одновременный поиск среди всего множества m ожидаемых состояний тех образов, которые содержат данную особенность. В результате, по мере развития ситуации, исходное множество m состояний разбивается на подмножества претендентов, ранжированных по степени близости к формируемым промежуточным описаниям состояния S_j .

Если в момент фиксации какой-либо особенности в поведении i -го параметра множество наиболее вероятных («похожих») претендентов сокращается, то данная характеристика является диагностически значимой и входит в описание X_{iz} параметра X_i , а значит и в соответствующий элемент V_{ij} матрицы V .

Если же ни одна из фиксируемых характеристик i -го параметра не приводит к уменьшению лидирующей группы претендентов (в том числе с момента однозначной идентификации состояния S_j), то соответствующий элемент матрицы состояния будет равен нулю.

Распределение параметров по информативности с учетом только диагностически значимой информации приводится в табл. 3.

Таблица 3

<i>i</i>	7	15	2	19	8	3	4	11	1	10
<i>D</i>	0,9	0,8	0,7	0,4	0,3	0,3	0,2	0,2	0,1	0,1

Легко заметить не только количественное отличие по сравнению с оценками информативности параметров по формулам (4—9), но и другой порядок их следования, что свидетельствует о неодинаковой потребительской ценности информации.

Таким образом, предлагаемый подход энтропийного анализа данных по переходным процессам возможных состояний динамического объекта позволяет провести не только оценку информативности всего множества контролируемых параметров, но и выделить информационно наиболее значимые датчики, ко-

которые целесообразно использовать в качестве параметрического описания СПД.

Кроме того, расчетные формулы (2—13) дают возможность как на стадии разработки, так и эксплуатации АСОД провести оценку диагностических возможностей (эффективности) штатной системы контроля с учетом отказа части датчиков и наличия неточностей в эталонной информации, результаты которой позволяют увеличить надежность и достоверность идентификации ожидаемых состояний энергоблока АЭС.

Список литературы

1. Хартли Р. Передача информации. Теория информации и ее приложения./Под ред. А.А. Харкевича. — М.: Физматгиз, 1959.
2. Дмитриев В.И. Прикладная теория информации. — М.: Высш. шк., 1989.
3. Мироновский Л.А. Функциональное диагностирование динамических систем: Обзор. — АиТ, 1980, № 8, с. 96—121.

4. Бабкин Н.А. О некоторых способах функционального диагностирования ЯЭУ. — ВАНТ: Сер. Физика ядерных реакторов, 1988, вып. 1, с. 71—76.
5. Бабкин Н.А., Горлин А.И., Колган С.В., Крошин А.Е. Возможности использования динамических характеристик аномального процесса для идентификации аварийных режимов энергоблока АЭС. — ВАНТ: Сер. Физика ядерных реакторов, 1989, вып. 3, с. 47—52.
6. Браверман Э.М., Мучник И.Б. Структурные методы обработки эмпирических данных. — М.: Наука, 1983.
7. Васильев В.И., Гусев Ю.М., Иванов А.И. и др. Автоматический контроль и диагностика систем управления силовыми установками летательных аппаратов. — М.: Машиностроение, 1989.

Статья поступила в редакцию
4 апреля 1993 г.

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 41—44.

УДК 621.039.5

РЕШЕНИЕ ЗАДАЧИ НЕЙТРОННОЙ КИНЕТИКИ В ТРЕНАЖЕРЕ ВВЭР-1000

Е.Ф. Селезнев, Е.К. Волкова

Рассматривается решение нестационарной задачи переноса нейтронов в квазистатическом приближении. Особенность подхода — применение неявного метода при решении системы уравнений точечной кинетики.

A NEUTRON KINETICS PROBLEM SOLUTION FOR TRAINING SIMULATOR OF VVER-1000. E.F. Seleznev, E.C. Volcova. A solution of non-stationary equation of neutron balance with quasistatic approximation is considered. An implicit method for solution of point kinetics equation is the main feature of this scheme.

Для программного обеспечения тренажера реактора ВВЭР-1000 при получении решения нестационарной задачи переноса нейтронов в реакторе ВВЭР-1000 используется квазистатическое приближение, сочетающее быстроту решения и учет пространственных неоднородностей. Т.е. плотность потока нейтронов в реакторе представляется произведением амплитудной и форм-функций $\Phi(\vec{r}, t) = T(t) \varphi(\vec{r}, t)$. При этом форм-функция изменяется во времени, а в период $t \in \Delta t$, где Δt — шаг на временной сетке, от времени не зависит; $T(t)$ — амплитудная функция.

На рисунке представлено сечение в плане реактора ВВЭР. Модель же тренажера ВВЭР-1000 представляет из себя конечный цилиндр объема, равного объему реактора. Данная модель разработана для решения уравнения переноса нейтронов в (r, φ, z) -геометрии. По r направлению выделяется три зоны, по φ — шесть зон (см. рисунок), по z направлению — пять зон. Всего в модели реактора $3 \times 6 \times 5 = 90$ зон. Численная сетка состоит из трех точек на зону по направлениям r и φ и двух точек на зону по направлению z , т.е. всего 162 точки в плоскости r — φ и 10 точек по высоте. Синтезированное в этих точках поле нейтронов аппроксимируется на каждую ТВС в плане. Таким образом, поле нейтронов определяется по одной точке на ТВС в плане и в 10 точках по высоте, всего в 1630 точках.

Форм-функция определяется из решения стационарного уравнения переноса нейтронов в трехмерной (r, φ, z) -геометрии в одноклассовом диффузионном приближении с использованием констант программы БИПР-5, где распределение нейтронов описывается одноклассовым диффузионным уравнением в трехмерной геометрии:

$$\Delta \varphi(r, \varphi, z) + \frac{K_{\Phi}/K_{lf} - 1}{M_{cp}^2} \varphi(r, \varphi, z) = 0 \quad (1)$$

с граничным условием вида

$$\frac{1}{\varphi} \frac{d\varphi}{dx} = - \frac{1}{dx} \quad (2)$$

по r и z направлениям, по угловой переменной используются условия сдвига.

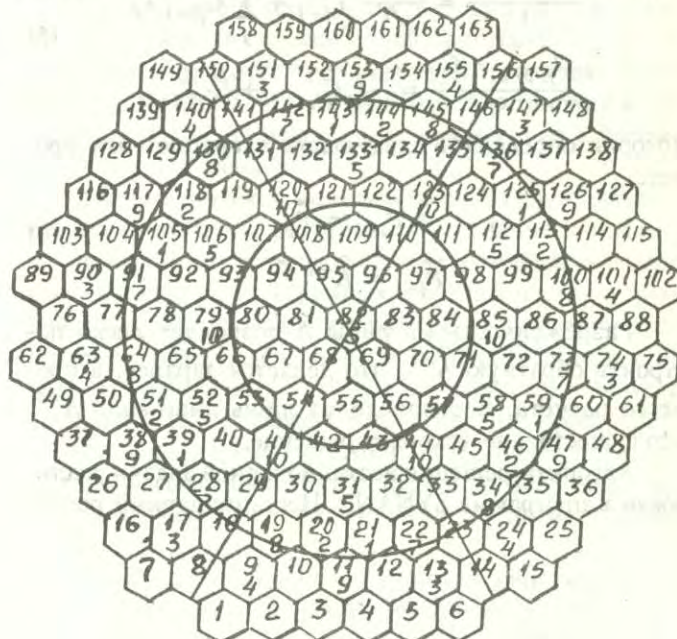
Для определения форм-функции используется один из вариантов метода итерационного синтеза, основное допущение которого — представление решения в трехмерном пространстве произведением одномерных функций в каждой зоне реактора ijl :

$$\varphi_{ijl}(r, \varphi, z) = R_{ijl}(r) F_{ijl}(\varphi) Z_{ijl}(z). \quad (3)$$

Уравнения для одномерных функций получаются из (1) с подстановкой (3) и интегрированием по пространству (φ, z) , (r, z) и (r, φ) соответственно. Поверхностные интегралы типа $\nabla_x \int \varphi dx$, которые представ-

ляют собой ток нейтронов через поверхность, представляются через односторонние токи.

При решении одномерных уравнений для функций R , F , Z методом конечных разностей получаем члены с неопределенностью при $r = 0$, связанной с



Сечение ВВЭР-1000 в плоскости X—Y: $\boxed{N}$ — ТВС с номером N ; $\boxed{NK}$ — ТВС номера N с кластером группы K

представлением оператора Лапласа в цилиндрической геометрии в конечных разностях. Соответствующим определением коэффициентов перетечек нейтронов неопределенность переводится в коэффициенты, ответственные за перетечки нейтронов из зоны в зону по углу.

Для преодоления неопределенности центральной точки выберем расчетную сетку с точками в центре интервалов и выделим у оси реактора цилиндрическую область диаметром, равным шагу сетки по r , в которой предположим отсутствие токов нейтронов по направлениям r и φ . Это предположение основано на том, что при решении радиальной задачи в каждом угловом секторе граничное условие слева представляется в виде (2).

В научной литературе известно, что данное предположение не вносит каких-либо ограничений на шаг сетки по r . Использование данного метода позволяет синтезировать трехмерную форм-функцию в 1630 точках реактора, хотя одномерные функции определяются в 270, 270 и 180 точках для r , φ и z направлений соответственно.

Макросечения в зонах получаются усреднением макросечений расчетных точек каждой ТВС по объему зоны с весом функции плотности потока нейтронов

$$K_{\Phi, ijl} = \frac{\sum_n \sum_m K_{\Phi, n, m} \varphi_{n, m}}{\sum_n \sum_m \varphi_{n, m}}, \quad (4)$$

где суммирование проводится по точкам m сборки n , принадлежащим данной зоне ijl .

Решение системы уравнений точечной кинетики для амплитудной функции определяется на численной временной сетке неявным методом с шагом интегрирования τ :

$$\begin{aligned} \frac{T_{i+1} - T_i}{\tau} &= \frac{\rho - \beta}{\Lambda} T_{i+1} + \sum_j C_{ji+1} \lambda_j; \\ \frac{C_{j, i+1} - C_{ji}}{\tau} &= -\lambda_j C_{j, i+1} + \frac{\beta}{\Lambda} T_{i+1}, \end{aligned} \quad (5)$$

которая определяет следующий итерационный процесс:

$$\begin{aligned} \hat{A} \vec{P}_{i+1} &= \vec{P}_i; \\ \vec{P}_{i+1} &= \hat{A}^{-1} \vec{P}_i. \end{aligned} \quad (6)$$

Разреженность матрицы $\hat{A}$ позволяет легко построить обратную $\hat{A}^{-1}$, что делается заранее, в процессе расчета, переопределяя лишь диагональ $\hat{A}^{-1}$, что существенно ускоряет решение.

Алгоритм решения нестационарной задачи реализован в программе SYNANS. Нестационарный расчет

может проводиться после определения решения в стационарном состоянии на основе заданной картограммы типов сборок, картограммы выгораний и положения органов СУЗ. Расчет каждого шага по времени заключается в проведении последовательности шагов:

- 1 — определение возмущенных сечений в точках сборки модели реактора;
- 2 — определение сечений в зонах реактора;
- 3 — получение одномерных функций;
- 4 — синтезирование форм-функций;
- 5 — определение амплитудной функции;
- 6 — получение поля энерговыделений.

Если принять время, требуемое для выполнения одной итерации шагов с номерами 2, 3 и 4 за 1, тогда на шаг 1 требуется 0,47, на шаг 5 требуется 0,003 и на шаг 6 — 0,25 единиц времени.

Так как для снижения погрешностей необходимо увеличение числа итераций по сечениям (блок-шагов с номерами 2—4), то только возможности используемой ЭВМ определяют окончательный алгоритм решения: проводить большее число итераций по сечениям, и тогда на промежутке $\Delta t > \tau$ сохранять форм-функцию предыдущего состояния или одновременно пересчитать амплитудную функцию и форм-функцию, т.е. иметь $\Delta t = \tau$.

Решение задачи точечной кинетики проводится на достаточно мелкой временной сетке стандартным методом, что позволяет не останавливаться на оценке точности результатов данной задачи.

Задачи пространственного расчета — это оценка собственного числа и распределения энерговыделения по сборкам. Что касается оценки собственного числа, то при вводе малой реактивности, например, при погружении группы стержней СУЗ на краях активной зоны, наблюдается максимальная погрешность определения ρ до 30% при $\rho \approx 0,02\beta$. При вводе больших реактивностей, например, при применении стержней СУЗ в центре активной зоны, погрешность алгоритма составляет 1% при $\rho \approx 0,3\beta$. Оценка эффектов реактивности показала хорошее согласие с коэффициентами реактивности, полученными по реперным программам, использующим константы БИПР-5. Отклонения в данном случае, связанные лишь с используемым алгоритмом, достигают 5%.

Погрешности в оценке поля энерговыделения в реакторе связаны с предложенной моделью.

Статья поступила в редакцию
21 сентября 1992 г.

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 45—46.

МОДЕЛЬ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА МИР.М1 ДЛЯ ТРЕНАЖЕРА

В.Г. Зимин, В.Ю. Зайцев, Н.В. Щукин

Представлена модель активной зоны исследовательского реактора МИР.М1 для функционально-аналитического тренажера. Модель включает в себя: одногрупповую двумерную модель нейтронной кинетики в адиабатическом приближении, модели ксеноновых переходных процессов, динамики остаточного энерговыделения и теплогидравлических процессов в активной зоне реактора. Приведены результаты исследований точности модели на тестовых расчетах.

THE MIR.M1 REACTOR CORE MODEL FOR THE TRAINING SIMULATORS. V.G. Zimin, V.Yu. Zaitsev, N.V. Shchukin. The mathematical real-time core model of research reactor MIR.M1 for functional-analytical simulator is presented. The model includes 2-D one energy group neutron kinetics, based on adiabatic method, equations for time behavior of xenon and iodine concentrations, decay heat, thermal hydraulic process with single-phase coolant. Model was verified in number of test calculations. The results obtained show a reasonable accuracy of algorithm and computer code.

Один из путей совершенствования систем подготовки, переподготовки и повышения квалификации персонала ядерных установок — использование функционально-аналитических тренажеров (ФАТ), реализованных на базе персональных компьютеров. Функционально-аналитический тренажер материаловедческого реактора МИР.М1 [1] предназначен для подготовки и поддержания квалификации оперативного персонала реактора.

Реактор МИР.М1 — каналный материаловедческий реактор на тепловых нейтронах, предназначенный для комплексных инженерных испытаний полномасштабных твэлов, ТВС и конструкционных материалов проектируемых энергетических и исследовательских реакторов [2]. Активная зона реактора МИР.М1 представляет собой сборку из 61 шестигранного бериллиевого блока, установленную в бассейне с водой. В активной зоне размещены каналы с рабочими ТВС, петлевые каналы для установки исследуемых ТВС и каналы с догрузкой (КД), представляющие собой комбинацию рабочих ТВС с кадмиевым поглотителем. Система управления и защиты состоит из 30 унифицированных стержней АЗ-КС и двух автоматических регуляторов, направляющие трубы для которых уста-

новлены между бериллиевыми блоками. Картограмма активной зоны представлена на рис. 1. Комплекс технических средств ФАТ МИР.М1 включает IBM PC/AT с процессором 386/387, с двумя графическими мониторами EGA, манипулятором «мышь», клавиатурой и принтером. На одном терминале тренажера воспроизводится пульт оператора ЯУ, на другом — один из шести графических форматов, имитирующий панели блочного щита управления и экран сигнализации. Управление технологическим процессом в тренажере в основном осуществляется с помощью «мыши», а клавиатура используется как вспомогательное средство (просмотр и изменение значения переменных, сохранение состояний, загрузка новых состояний и т.д.).

В состав моделирующего программного обеспечения функционально-аналитического тренажера реакторной установки МИР.М1 включены модели всех основных технологических систем: активная зона с регулирующими стержнями и петлевыми каналами; основной контур реактора; бассейн реактора и контур охлаждения бассейна реактора; системы сжигания гремучей смеси основного контура и контура охлаждения бассейна; системы подпитки дистиллятом основного контура и контура охлаждения бассейна; система управления и аварийной защиты реактора. В пусковом комплексе тренажера воспроизводятся все штатные режимы работы реакторной установки и неисправности оборудования, не приводящие к развитию тяжелых аварий.

Математические модели. Основная функция оператора управления реактором — создание и поддержание заданных технологических режимов в петлевых каналах, расположенных в разных частях активной зоны. Поэтому для тренажера разработаны пространственные модели нейтронно-физических и теплогидравлических процессов в активной зоне. Модель активной зоны включает в себя модели: пространственной нейтронной кинетики, ксеноновых переходных процессов, динамики остаточного энерговыделения, теплогидравлических процессов в активной зоне реактора.

Двумерная модель нейтронной кинетики. Для штатной системы контроля поля энерговыделения достаточной является двумерная модель нейтронной кинетики, так как контроль нейтронного поля по высоте реактора отсутствует.

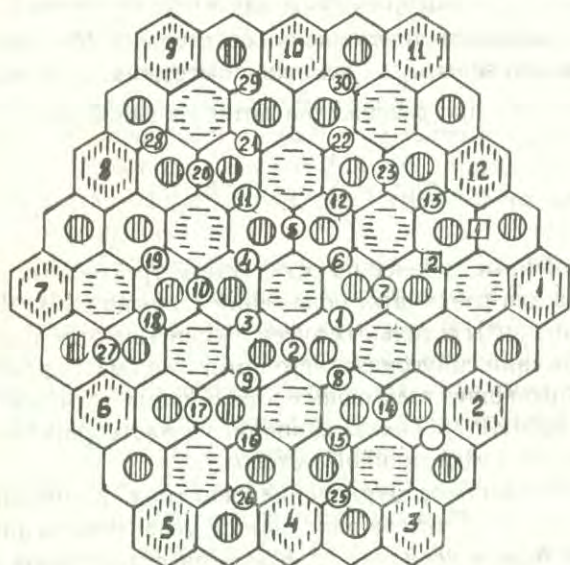


Рис. 1. Картограмма активной зоны реактора МИР.М1: □ — стержни ЛР; ○ — ЛЗ-КС; ⬡ — КД; ● — рабочий канал; ⬢ — петлевой канал

Нейтронное поле в активной зоне реактора описывается в одноклассовом диффузионном приближении. Так как в рабочих ТВС реактора МИР.М1 используется высокообогащенное по ^{235}U топливо, в качестве характеристик запаздывающих нейтронов деления в модели используются данные по ^{235}U в шестиклассовом представлении [3]. Реактор МИР.М1 — реактор с бериллиевым замедлителем и отражателем, поэтому в реакторе возникает дополнительный источник запаздывающих нейтронов в результате реакции $\text{Be}^9(\gamma, n)$ [4]. Несмотря на то что относительная доля фотонейтронов невелика, они оказывают существенное влияние на поведение реактора. Так среднее время жизни нейтронов в реакторе увеличивается за счет запаздывающих фотонейтронов в 44 раза. Для уменьшения вычислительных затрат все фотонейтроны бериллия объединены в одну эффективную группу.

Требование работы моделирующей программы в реальном масштабе времени накладывает жесткие ограничения на время расчета временного шага модели. Для сокращения вычислительных затрат на пересчет формы нейтронного поля используется адиабатическое приближение [5]. Условие применимости адиабатического приближения можно сформулировать следующим образом [5]: изменение реактивности в течение времени $1/\lambda$ должно быть мало по сравнению с β , здесь λ — средняя постоянная распада предшественников запаздывающих нейтронов, β — доля запаздывающих нейтронов. Большинство штатных и аварийных режимов работы реактора, моделируемое в тренажере, удовлетворяют этому условию. Нейтронный поток в адиабатическом приближении представляется в виде

$$\Phi(r, t) = N(t) \Psi(r, t),$$

где $N(t)$ — амплитудная функция; $\Psi(r, t)$ — форм-функция нейтронного поля. Кроме того, в адиабатическом приближении предполагается, что распределение источников запаздывающих нейтронов всегда совпадает с распределением источников мгновенных нейтронов. При данных предположениях форма нейтронного поля определяется из решения условно-критической задачи, а амплитудная функция рассчитывается по уравнениям точечной кинетики.

Для интегрирования по времени уравнений точечной кинетики используется неявная одношаговая схема, устойчивая к величине временного шага расчета. Для пространственной дискретизации уравнений форм-функции применяется конечно-разностная схема с одной точкой в центре ячейки. Решение условно-критической задачи производится методом итерации источника. Система линейных уравнений на каждой внешней итерации решается методом симметричной верхней релаксации (SSOR) [6].

Подготовка нейтронно-физических констант для модели. Подготовка одноклассовых констант для модели проводилась на основе расчета пространственно-энергетического распределения нейтронов в поли-ячейке и ячейке по программе GETERA [7]. Для учета изменения макросечений рабочих ячеек в зависи-

мости от выгорания топлива была проведена серия расчетов по выгоранию. По результатам расчетов зависимость макросечений размножения и поглощения ячеек от выгорания аппроксимировалась квадратичной зависимостью.

Использование высокообогащенного по ^{235}U топлива в рабочих ТВС приводит к практически нулевому доплер-эффекту в реакторе. Основной отрицательный эффект обратных связей определяется уменьшением плотности водяного теплоносителя и увеличением за счет этого утечки. Как показали расчеты, данный эффект невозможно корректно учесть в рамках системы подготовки макроконстант по программе GETERA. Поэтому эффекты обратных связей, обусловленные изменением плотности теплоносителя в рабочих каналах и плотности теплоносителя, охлаждающего кладку активной зоны, учитываются в модели через коэффициенты реактивности, полученные по экспериментальным данным. Изменением формы поля энерговыделения, связанным с разными температурными режимами в разных частях активной зоны, в тренажерной модели пренебрегают.

При разработке двумерных программ расчета поля энерговыделения возникает задача свертки нейтронно-физических констант для неоднородных по высоте реактора ячеек. Разработанная методика подготовки макроконстант для двумерных расчетов подробно описана в работе [8]. Макроконстанты сечения размножения и поглощения для каналов с догрузкой с частично погруженным стержнем СУЗ усредняются по следующей формуле:

$$\Sigma(z_0) = \sum_{k=1}^3 \frac{b_k}{k} \left[\Sigma^1 [1 - \cos(z_0/H)] + \Sigma^0 [(-1)^{k+1} + \cos(\pi z_0/H)] \right] / \sum_{k=1}^3 \frac{b_k}{k} [(-1)^{k+1} + 1],$$

где Σ^1 — макроконстанты ячейки со стержнем СУЗ; Σ^0 — макроконстанты ячейки без стержня; H — высота активной зоны; z_0 — положение стержня; b_k — коэффициенты при разложении потока в ряд Фурье:

$$\Phi(z) = \sum_{k=1}^3 b_k \sin(\pi kz/H),$$

полученные заранее по результатам трехмерных расчетов для различных положений стержня СУЗ. Макроконстанты остальных ячеек рассчитываются в предположении синусоидального потока по высоте реактора. Сравнение трехмерных и двумерных расчетов реактора МИР.М1 показало вполне удовлетворительную точность предложенной методики.

Ксеноновое отравление реактора. Ксеноновое отравление реактора описывается уравнениями динамики йода и ксенона [3]. В модели реализованы два начальных состояния по ксенону: а) с неотравленной активной зоной; б) с равновесной концентрацией ксенона.

Интегрирование уравнений по времени производится аналитически в предположении постоянства нейтронного потока на временном интервале.

Остаточное энерговыделение. После остановки реактора в топливе продолжается выделение энергии, в частности вследствие остаточного энерговыделения при распаде продуктов деления. Для описания остаточного энерговыделения используется семигрупповая схема распадов продуктов деления ^{235}U тепловыми нейтронами [9]. В модели реализованы два начальные состояния по остаточному энерговыделению: а) мощность остаточного энерговыделения равна нулю; б) мощность остаточного энерговыделения соответствует бесконечной работе реактора на заданном уровне мощности.

Теплогидравлические процессы в активной зоне. Так как оператор реактора имеет возможность контролировать и регулировать расход и энерговыделение в каждом канале, необходимо поканальное моделирование температурных полей в активной зоне.

Дифференциальные уравнения теплопереноса [10] записаны для температур топлива, теплоносителя в каждом канале и средних по зоне температур бериллия, теплоносителя КОБа на основе закона сохранения энергии. Для интегрирования по времени системы дифференциальных уравнений используется неявная разностная схема. При решении системы алгебраических уравнений вначале считается, что температуры бериллия и теплоносителя охлаждения бериллия известны (на первой итерации берутся значения с прошлого временного шага). Система распадается на 61 независимую систему по два уравнения, решаемых относительно температур в каналах. Затем пересчитываются температуры бериллия и теплоносителя контура охлаждения бассейна. При требуемой точности решения (10%) достаточно первой итерации.

Организация программы и результаты тестовых расчетов. Алгоритм расчетной программы построен на блочном методе интегрирования динамической модели объекта. В отдельные динамические подсистемы выделены блоки уравнений, описывающие следующие процессы и системы: пространственная нейтронная кинетика, остаточное энерговыделение, ксеноновые переходные процессы, теплообмен в активной зоне реактора. Такой подход позволяет гибко управлять расчетом нестационарного процесса путем выбора физически оправданных временных шагов для различных подсистем. Тестовые расчеты показали, что это позволяет повысить быстродействие программы в 2—3 раза. Программа реализована на языке *ФОРТРАН* на *IBM PC-AT 386/387 SX* с тактовой частотой 25 МГц. Время расчета одного временного шага для амплитудной функции и форм-функции модели нейтронной кинетики 0,05 и 0,11 с соответственно, теплообмена в активной зоне 0,06 с, концентрации йода и ксенона 0,03 с, остаточного энерговыделения 0,04 с.

Тестовый расчет 1. Для оценки погрешности неявной схемы временной дискретизации уравнений нейтронной кинетики была выполнена серия расчетов реактора без обратных связей с одной груп-

пой запаздывающих нейтронов. В реактор вносилось ступенчатое возмущение по всему объему активной зоны, путем изменения сечения размножения $\nu\Sigma_f = \nu\Sigma_f \cdot k_{эф}$. В данном переходном процессе форма нейтронного поля не изменяется и результаты расчетов можно сравнить с аналитическим решением уравнений точечной кинетики. Были проведены расчеты для различных значений вносимой реактивности и временного шага интегрирования уравнений нейтронной кинетики, по результатам которых можно судить о приемлемой точности счета моделирующей программы для всех штатных режимов при шаге интегрирования уравнений амплитудной функции до 0,3 с. Погрешность расчета мощности реактора в переходных процессах с реактивностью $\rho = 0,3\beta$ и временным шагом расчета 0,25 с представлена на рис. 2.

Тестовый расчет 2. Для оценки точности расчета поля энерговыделения в рамках адиабатического приближения в зависимости от интервала пересчета форм-функции был рассчитан переходный процесс со значительным изменением формы нейтронного поля. С момента времени $t = 1$ с компенсирующие стержни 11, 20, 21, окружающие канал 2—9, опускаются с верхнего положения до нижнего, а компенсирующие стержни 8, 14, окружающие канал 2—3, поднимаются до положения 0 и 48,4 см соответственно. Временной шаг расчета амплитудной функции составляет 0,25 с. Для оценки погрешности использования адиабатического приближения данный переходный процесс был рассчитан по программе с интегрированием уравнений нейтронной кинетики по неявной

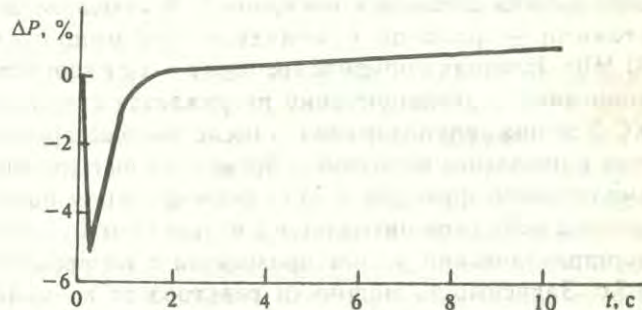


Рис. 2. Погрешность расчета мощности реактора с временным шагом интегрирования 0,25 с при ступенчатом возмущении макросечения размножения ($\Delta\rho = 0,3\beta$)

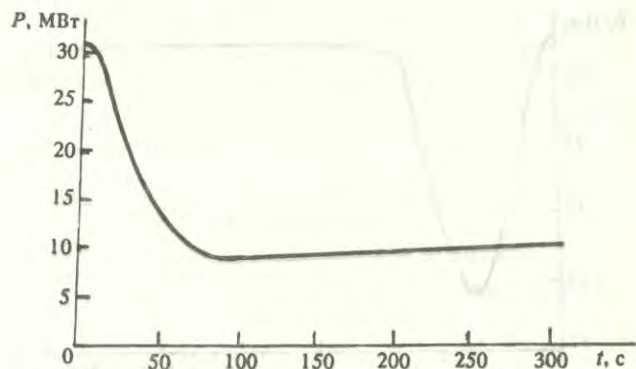


Рис. 3. Зависимость мощности реактора в тестовом расчете 2 от времени

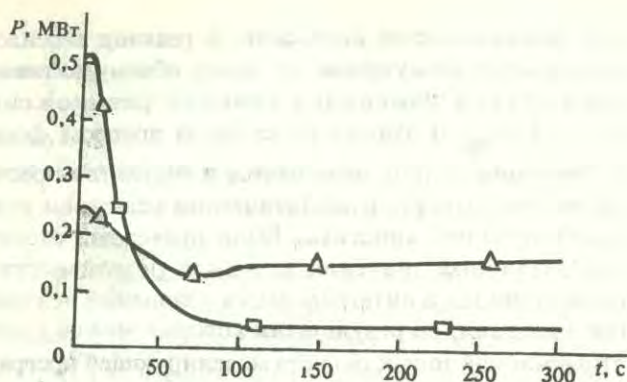


Рис. 4. Зависимость мощности каналов 2—3 (Δ) и 2—9 ($\square$) в тестовом расчете 2 от времени

схеме. На рис. 3 приведена зависимость мощности реактора от времени. Зависимость мощности каналов 2—3 и 2—9 от времени представлена на рис. 4. Для максимально используемого в тренажере интервала пересчета форм-функции 2 с погрешность расчета мощности реактора в переходном процессе не превышает 6%, а локальная погрешность расчета поканального поля энерговыделения 10%. Эти результаты показывают, что даже в случае переходных процессов с таким существенным изменением формы нейтронного поля поле энерговыделения рассчитывается с приемлемой для тренажера точностью.

Тестовый расчет 3. Тестирование согласованности нейтронно-физического и теплогидравлического расчета основано на том, что в реакторах с отрицательными обратными связями при неизменном положении регулирующих стержней мощность реактора должна оставаться постоянной. В исходном состоянии — реактор критический на мощности 31 МВт. Начиная с момента времени $t = 1$ с с верхнего концевика в активную зону погружается стержень КС-2 до нижнего положения, а после этого возвращается в начальное положение. Временной шаг расчета амплитудной функции 0,25 с, форм-функция нейтронного поля пересчитывается с интервалом 1 с, теплогидравлический расчет проводится с интервалом 0,5 с. Зависимость мощности реактора от времени приведена на рис. 5. Установившееся после переходного процесса значение мощности реактора равно 31,037 МВт. Полученный результат показывает, что совместные нейтронно-физический и теплогидравли-

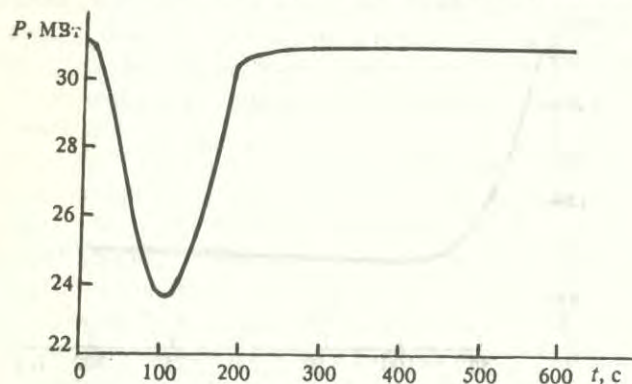


Рис. 5. Зависимость мощности реактора в тестовом расчете 3 от времени

ческий расчеты активной зоны реактора выполнены с удовлетворительной точностью.

В работе описана модель активной зоны реактора МИР.М1, разработанная для функционально-аналитического тренажера. Модель включает в себя следующие динамические блоки уравнений: двумерную одnogрупповую нейтронную кинетику в адиабатическом приближении, модели остаточного энерговыделения, динамики йода и ксенона и теплогидравлических процессов в активной зоне. Представленная модель показала вполне удовлетворительные характеристики как по времени расчета одного временного шага, так и по точности расчетов на тестовых задачах. В настоящее время проводятся работы по сбору экспериментальных данных для тестирования модели путем сравнения с реальными переходными процессами в реакторной установке МИР.М1.

Список литературы

1. Зимин В.Г., Мамулат С.Л., Михайлов В.Н. Функционально-аналитический тренажер для подготовки персонала исследовательского реактора МИР.М1. Научно-технические проблемы безопасности АЭС и подготовка кадров. — В кн.: Тез. докл. II международной конференции. — Обнинск, 1991, с. 58—59.
2. Бать Г.А., Коненов А.С., Кабанов Л.П. Исследовательские ядерные реакторы. — М.: Энергоатомиздат, 1985.
3. Галанин А.Д. Введение в теорию ядерных реакторов на тепловых нейтронах. — М.: Энергоатомиздат, 1990.
4. Кипин Дж.Р. Физические основы кинетики ядерных реакторов/Пер. с англ. — М.: Атомиздат, 1967.
5. Белл Д., Глестон С. Теория ядерных реакторов/Пер. с англ. — М.: Атомиздат, 1974.
6. Хейгман Л., Янг Д. Прикладные итерационные методы/Пер. с англ. — М.: Мир, 1986.
7. Белоусов Н.И., Бычков С.А., Марчук Ю.В. и др. Использование программы GETERA в задачах оценки эффектов реактивности. Внутренняя безопасность ядерно-энергетических установок. — В кн.: Тез. докл. VII Всесоюзного семинара по проблемам физики реакторов. — М.: ЦНИИАтоминформ, 1991, с. 145—147.
8. Зимин В.Г., Щукин Н.В. Алгоритм корректной подготовки констант для двумерных расчетов неоднородных по высоте ядерных реакторов. Внутренняя безопасность ядерно-энергетических установок. — В кн.: Тез. докл. VII Всесоюзного семинара по проблемам физики реакторов. — М.: ЦНИИАтоминформ, 1991, с. 114—116.
9. Грибин А.А., Пологих Б.Г. Остаточное энерговыделение продуктов деления ^{235}U тепловыми нейтронами. — Атомная энергия, 1981, т. 51, вып. 51, с. 16—19.

УДК 621.039.56+681.3.04/05

СПЕЦИАЛЬНОЕ МАТЕМАТИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ В ТРЕНАЖЕРНЫХ СИСТЕМАХ

В.И. Некрасов, Г.Е. Лущик, А.Х. Хайрутдинов, В.П. Талалаев

Рассматривается опыт создания и особенности математических моделей для тренажерных комплексов ЯЭУ. Дан пример реализации тренажера с опытом использования многопроцессорной ЭВМ. Показана возможность использования тренажерного комплекса для отладки штатных алгоритмов управления.

SPECIAL MATHEMATICAL SOFTWARE FOR TRAINING SIMULATORS. V.I. Nekrasov, G.E. Lushchik, A.H. Hayrutdinov, V.P. Talalaev. Construction experience and some peculiarities of mathematical models for NPP training simulators are described. An example of implementing such a simulator together with a multiprocessor computer is given. It is shown that the simulator can be used for debugging the standard control algorithms.

Объектами моделирования в исследовательских тренажерных системах являлись ядерные энергетические установки (ЯЭУ) с комплексом оборудования, обеспечивающим их работоспособность и применение. Из систем, являющихся объектами моделирования, следует выделить прежде всего паропроизводящую установку (ППУ), паротурбинную установку (ПТУ) и электроэнергетическую систему (ЭЭС).

Требования к создаваемым тренажерным комплексам по обеспечению не только обучения оперативного персонала, но и проведения исследований переходных и потенциально опасных режимов обусловили ориентацию на высокопроизводительные ЭВМ и соответствующий уровень математических моделей. При разработке математического описания для тренажеров основное внимание уделялось следующим вопросам:

- построению математического описания, настроенного на максимальное отражение физики протекающих процессов;
- использованию в тренажерном описании отработанных в исследовательских моделях структурных описаний;
- преемственности новых тренажерных моделей к прежним, проверенным по экспериментальным данным.

Безусловное требование к математическому описанию — обеспечение реального масштаба времени. На этом также базируется выбор высокопроизводительных ЭВМ, а после их выбора на основе имеющихся ресурсов формируется система уравнений и система допущений, в рамках которых будет функционировать задача.

Математические модели для тренажеров, созданных в разное время, включают в себя условия комплексности и всережимности. Первое условие означает глубокий уровень проработки и описания не только основных систем и элементов (активная зона, I контур и т.д.), но и развитое описание всех вспомогательных систем. Комплексный подход позволяет не только отследить все взаимосвязи в штатных режимах работы,

но и, что более важно, проследить за развитием и наложением процессов в аварийных режимах.

Второе условие — условие всережимности означает реализацию на базе тренажерной модели всего комплекса возможных режимов и состояний установки без остановок процесса моделирования (обучения) и без разрывов в протекании режимов. Исключением может являться режим функционального контроля, который своей длительностью и спецификой работы без развития процессов в установке может быть выделен из общего ряда. Развитие реальных процессов и переходы с одного режима работы на другой, включая и аварийные, должна описывать единая математическая модель.

В качестве примера рассмотрим один из созданных исследовательских тренажеров. В модели ППУ и ПТУ задействовано порядка 1500 аналоговых переменных (из них примерно 800 вычисляется по дифференциальным уравнениям) и около 10 000 дискретных переменных. Вычисления идут в реальном масштабе времени с одновременным прямым доступом к 400 параметрам. Об объемах моделирования можно судить по перечню систем и оборудования ППУ, описанных в математической модели:

- реактор, система парогенераторов;
- органы СУЗ и система управления ими;
- контур первичного теплоносителя, состоящий из основного контура, системы очистки и расхолаживания, системы компенсации давления;
- системы заполнения и подпитки, аварийной проливки реактора;
- система отбора проб теплоносителя;
- система заполнения газом;
- система воздухоудаления и дренажа;
- контур перегретого пара и система парораспределения;
- конденсатно-питательная система;
- система водной защиты и баллонов с газом для поддержания давления в системе;
- система охлаждения оборудования ППУ;

— система водяного охлаждения прочего оборудования и т.д.

Каждая система, как правило, включает в себя набор магистралей, теплообменников, насосов, арматуры. Требования к точности описания процессов определяют отклонения параметров, не выходящие за рамки технологического разброса в статических режимах, и отклонения не более 15% в переходных режимах при сохранении качественного характера протекания процессов. Уровень моделирования физических процессов можно охарактеризовать следующими примерами:

- описание неравновесного кипения в активной зоне с расчетом объемного паросодержания;
- движение двухфазного теплоносителя с разделными скоростями фаз;
- параллельно-последовательная работа насосов с учетом их заклинивания и передавливания;
- описание кавитационного срыва насосов;
- теплообмен в конденсаторе в условиях парогазовой смеси и влияния воздуха на процесс теплообмена и т.д.

Математическая модель позволяет реализовать работу установки в следующих режимах:

- пуск установки;
- разогрев установки;
- работа на энергетических уровнях мощности;
- расхолаживание;
- режимы горячего резерва;
- аварийные режимы;
- проверка систем управления;
- контроль состояния механизмов, устройств и параметров.

В математическом описании предусмотрено введение более 200 аварийных ситуаций от самых простых (неверная засветка мнемознаков) до самых сложных с наложениями неисправностей и отказами оборудования. При проработке перечня аварийных вводных ставилась задача научить персонал правильно идентифицировать аварийные ситуации и отработать навыки действий в экстремальных ситуациях по предотвращению развития аварий.

Самостоятельной частью в описании выступает модель алгоритмов автоматического и аварийного управления. Специфика работы этой части заключается в работе с дискретными (целыми) переменными и большими объемами вычислений, идущими по единым алгоритмам, например:

- вычисление уставок;
- проверка состояний переключателей, тумблеров, сигнализаторов;
- прохождение сигналов на изменение состояния;
- вычисление временных задержек по контролю за перемещением арматуры;
- организация засветки пультов и т.д.

Все эти вычисления (включая подготовку данных для обмена между вычислительными машинами, пультами управления) хорошо укладываются на многопроцессорные ЭВМ. В данном варианте тренажерной системы на ЭВМ ПС-2000 с 32 процессорами была реализована штатная система управления и сигнализации. Дело в том, что в настоящее время стали создаваться системы управления на базе вычислительной техники и появилась возможность получить алгоритмы штатной системы управления в программном виде. Создание на ПС-2000 интерпретатора команд программно-логического устройства системы управления позволило получить модель штатной системы управления без ее программирования. Поскольку создание тренажера и интерпретатора было сделано до окончательной проработки алгоритмов управления, появилась возможность реализации еще одного направления в использовании тренажеров — отработки штатной системы управления. В течение последующего времени на этом комплексе было отработано несколько версий алгоритмов управления с выявлением ошибок и замечаний, оперативным их исправлением.

Возвращаясь к общей проблеме создания математических моделей, следует отметить, что описание динамики переходных режимов, и тем более аварийных, невозможно без опоры на развернутую базу экспериментальных данных. Верификация исследовательских моделей, а затем и тренажерно-исследовательских, является основным и наиболее трудоемким процессом в создании математического описания для тренажеров. Для обкатки подобных моделей нужны данные о сотнях экспериментальных переходных и аварийных режимов, но так как за время создания одного тренажера такую массу режимов не обработать, такой опыт можно накопить с учетом преемственности математического описания.

Статья поступила в редакцию

21 сентября 1992 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 51—52.

МОДЕЛЬ ДЕАЭРАЦИОННО-ПИТАТЕЛЬНОЙ УСТАНОВКИ ДЛЯ ТРЕНАЖЕРА

Н.В. Тихонов, А.А. Андриющенко

В работе представлена модель деаэрационно-питательной установки для функционально-аналитического тренажера. Подробно рассмотрены математическая формулировка задачи, методы решения, приведен ряд экспериментальных результатов.

A DEAERATION-FEEDING SYSTEM MODEL FOR THE TRAINING SIMULATORS. N.V. TIKHONOV, A.A. ANDRYUSHENKO. The paper presents mathematical model of deaerators and feed water pumps unit for limited scope simulator. Basic equations, numerical solution methods and several experimental results are presented.

Важную роль в подготовке и поддержании необходимого уровня квалификации оперативного персонала АЭС играют полномасштабные тренажеры энергоблоков и функционально-аналитические тренажеры (ФАТ) отдельных систем. В рамках создания комплекса функционально-аналитических тренажеров реактора РБМК-1000 в лаборатории «Тренажер» (МИФИ) создан ФАТ деаэрационно-питательной установки (ДПУ). В статье представлена математическая модель систем деаэрационно-питательного тракта реактора РБМК-1000, используемая в функционально-аналитическом тренажере деаэрационно-питательной установки.

Точное и адекватное моделирование динамических процессов в деаэрационно-питательном тракте обусловлено важной ролью деаэрационно-питательного тракта как составной части оборудования энергоблока с реактором РБМК-1000, большим количеством сигналов, выводимых на пульт оператора. Предложенная тренажерная модель воспроизводит теплофизические процессы в деаэраторах, гидродинамику узла питательных насосов и узла подачи питательной воды. Структурно модель состоит из двух подмоделей: питательного тракта и деаэрационной установки.

При моделировании питательного тракта использован метод расчета гидравлических сетей [1], основанный на совместном решении уравнений сохранения массы и импульса для питательной воды. Весь питательный тракт, включающий в себя узел питательных насосов (УПН) и узел подачи питательной воды (УППВ), представлен гидравлической сетью из 47 узлов и 68 ветвей (рис. 1). Исходными уравнениями для расчета давлений P в узлах и расходов G в ветвях являются уравнение неразрывности для узла i и уравнение количества движения для ветви ij :

$$dM_i/dt + \sum_j G_{ij} = 0; \quad (1)$$

$$\frac{L_{ij}}{S_{ij}} \frac{G_{ij}}{dt} = P_i - P_j - 0,5 \xi_{ij} G_{ij} |G_{ij}| + \rho_{ij} g \Delta H, \quad (2)$$

где M_i — масса питательной воды в i -м узле; ρ_{ij} — средняя плотность в ветви ij ; V_i — объем узла; L_{ij} — длина ветви; S_{ij} — площадь поперечного сечения ветви; ΔH — напор в ветви ij , создаваемый насосом или перепадом высот; ξ_{ij} — коэффициент гидросопротивления ветви ij .

Динамически моделируется работа пяти питательных насосов, трех аварийных питательных насосов по известным расходно-напорным характеристикам, обратных клапанов, основных и пусковых регуляторов подачи питательной воды, фильтров, технологической арматуры.

Для дискретизации системы (1) и (2) используется полунявная численная схема из [2], в соответствии с которой уравнения (1), (2) принимают вид:

$$V_i \frac{\rho_i^{k-1} - \rho_i^{t-dt}}{dt} - V_i \left(\frac{\partial \rho_{ij}}{\partial P_{ij}} \right)^{k-1} \frac{P_i^k - P_i^{k-1}}{dt} + \sum_j^n G_{ij}^k = 0; \quad (3)$$

$$\begin{aligned} \frac{L_{ij}}{S_{ij}} \frac{G_{ij}^k - G_{ij}^{t-dt}}{dt} = P_i^k - P_j^k - 0,5 \xi_{ij} |G_{ij}^{k-1}| G_{ij}^{k-1} - \\ - \xi_{ij} |G_{ij}^{k-1}| (G_{ij}^k - G_{ij}^{k-1}) + \rho_{ij}^{k-1} g \Delta H_{ij}, \end{aligned} \quad (4)$$

в которых индекс $t - dt$ соответствует значению переменной в предыдущий момент времени, а индекс k — значению на k -м шаге итераций текущего момента времени t . Для численного решения системы (3) (4) использовался метод Гаусса.

В модели деаэрационной установки расчет термодинамических параметров — давления, энтальпии, а также уровня воды в каждом из четырех деаэраторов основан на уравнениях сохранения массы и энергии паровой и жидкой фаз:

$$\frac{dM_B}{dt} = \sum_i G_i + G_K + G_{PC} + G_Y' - G_{PH} - G_H; \quad (5)$$

$$\begin{aligned} \frac{dQ_B}{dt} = \sum_i G_i I_i + G_K I' + G_{PC} I + G_Y' I_Y' - G_{PH} I_B - \\ - G_H I'' - Q_1 - V_B \frac{dP}{dt}; \end{aligned} \quad (6)$$

$$\frac{dM_n}{dt} = G_{BX} + G_H + G_Y'' - G_K - G_B; \quad (7)$$

$$\begin{aligned} \frac{dQ_n}{dt} = G_{BX} I_{BX} + G_H I'' + G_Y'' I_Y'' - G_K I' - \\ - G_B I_n - Q_2 - V_n \frac{dP}{dt}. \end{aligned} \quad (8)$$

Здесь $\sum G_i$ — сумма потоков конденсата, поступающих в деаэратор из связанных с ним систем; G_K — поток конденсирующегося пара; G_{PC} — поток рециркуляции; G_{PH} — поток конденсата на питательные на-

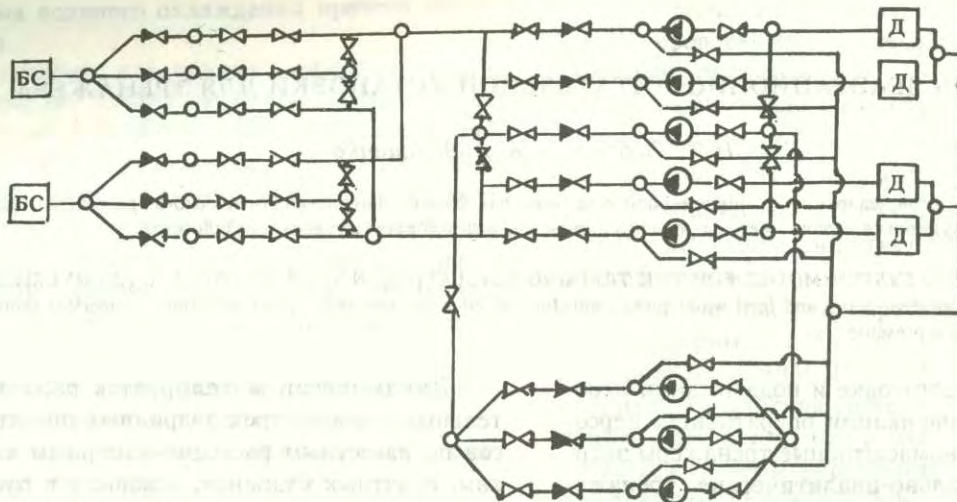


Рис. 1. Схема моделируемой гидравлической сети деаэрационно-питательного тракта: Д — деаэратор; БС — барабан-сепаратор

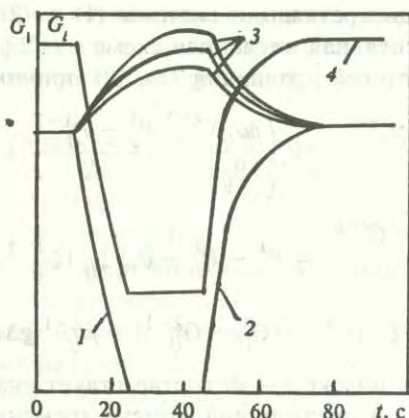


Рис. 2. Моделирование переходов по питательным насосам (ПН): 1 — расход через ПН1; 2 — расход через ПН3; 3 — расходы через ПН2, ПН4, ПН5; 4 — суммарный расход через УПН. Момент отключения ПН1 — 10 с, момент включения ПН3 — 45 с

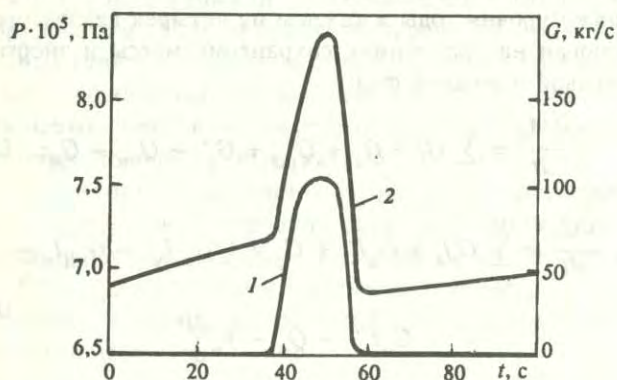


Рис. 3. Моделирование срабатывания предохранительного клапана деаэратора: 1 — расход через клапан; 2 — давление в деаэраторе

единяющим все четыре деаэратора, описываются уравнениями:

$$\frac{L_1}{S_1} \frac{dG_y'}{dt} = P_1 - P_2 - \xi_1 G_y' |G_y'|; \quad (9)$$

$$\frac{L_2}{S_2} \frac{dG_y''}{dt} = P_1 - P_2 - \xi_1 G_y'' |G_y''|. \quad (10)$$

Направление процессов испарения и конденсации определяется с помощью модели смешения, детально изложенной в [3]. Свойства воды и пара вычисляются по специальным интерполяционным таблицам. Моделируется работа предохранительных клапанов деаэраторов в соответствии с их логикой срабатывания и временными задержками.

Для решения уравнений (5)–(8) используется явная численная схема с временным шагом 0,2–2,0 с.

Модель реализована на IBM PC. В ходе комплексных испытаний модели деаэрационно-питательного тракта воспроизводились следующие режимы: разогрев деаэраторов из холодного состояния, пуск питательных насосов, работа деаэрационно-питательной установки на разных уровнях мощности энергоблока, останов насосов, переходы по насосам, пуск и останов аварийных питательных насосов, забивание фильтров питательного узла, течи в трубопроводах питательного тракта, работа основных и пусковых регуляторов подачи питательной воды, срабатывание предохранительных клапанов деаэраторов.

На рис. 2 и 3 приведены результаты наиболее сильных возмущений модели из воспроизводимых ею режимов.

Полнота моделирования, требуемые затраты машинного времени и оперативной памяти позволяют использовать приводимую в статье модель как в функционально-аналитическом тренажере деаэрационно-питательной установки, так и в полномасштабном тренажере энергоблока.

сосы; $G_{\text{и}}$ — поток испаряющейся воды; G_y' , G_y'' — потоки пара и воды по уравнительным линиям; $G_{\text{вх}}$ — поток пара в деаэратор; $G_{\text{в}}$ — поток выпара из деаэратора; $Q_{1,2}$ — потери тепла в окружающую среду; I' , I'' — энтальпии насыщенной воды и пара, $I_{\text{в}}$, $I_{\text{п}}$ — энтальпии воды и пара в деаэраторе; P — давление. Расходы воды и пара по уравнительным линиям, объ-

Список литературы

1. Хасилев В.Л. Теория гидравлических цепей. — М.: Энергоатомиздат, 1987.
2. Juslin K., Siikonen T. Solution methods for pipe network analysis. IAEA/NPPC 1 Specialists meeting on nuclear power plant training simulators. — ESPOO, Finland, 1983.
3. Андриюшенко А.А., Тихонов Н.В. Разработка модели деаэрационной установки для тренажера реактора РБМК-1000. Тренажеры операторов АЭС. — М.: Энергоатомиздат, 1990.

Статья поступила в редакцию
21 сентября 1992 г.

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 53—55.

ПАМЯТИ ШЕВЕЛЕВА Я.В.

ОБ УШЕДШЕМ ДРУГЕ

А. Крамеров

Вот уже год, как ушел от нас Ясен Владимирович Шевелев.

Мне повезло встретить его еще в студенческие годы, 50 лет назад, на первом курсе МЭИ. Мы (Я.В. Шевелев, В.Н. Кузнецов, Е.М. Хабахбашева и автор) были дружны все годы учебы, виделись и семьями.

После института встречался с Ясеном Владимировичем реже, главным образом по поводу работы над курсом лекций в МИФИ и над книгой, а с 1962 года еще и в ИАЭ, куда я перешел работать.

Произносить громкие слова бывает трудно, но о Ясене Владимировиче они более чем уместны. Ясен Владимирович был не просто разносторонне талантлив, по-моему, он был во многом гениален, по крайней мере — в силе логики и ясности мысли. Он оставил глубокий след в теории реакторов, динамике и экономике. Думаю, это проявится еще сильнее в будущем; ведь если бы индивидуальные качества ценились у нас, как на Западе, Ясен Владимирович и его идеи нашли бы много более широкое признание и применение. Не буду, однако, говорить о нем как об ученом, но обойдусь и без воспоминаний о забавных случаях, которых было немало. Таких, например, как его корректные яркие дискуссии с профессорами МЭИ, которые слегка побаивались Ясена Владимировича. Или его дерзкая самостоятельность в туризме, когда всем лагерем ночью искали и снимали его под утро с уступа Ай-Петри.

Ясен Владимирович во всем был совершенно естественен и в то же время нетривиален. Имея абсолютный — не только музыкальный — слух, он остро чувствовал любую фальшь и не терпел ее ни в науке, ни в человеческих отношениях.

Общение с Ясеном Владимировичем всегда обогащало и нередко побуждало коллег к новым идеям и действиям. В то же время это общение почти всегда требовало мобилизации душевных сил и раздумий, так что иногда, если можно так выразиться, даже «огорчало» ощущением превосходства его интеллекта, хотя Ясен Владимирович всегда искал, находил и с радостью отмечал все интересные мысли собеседников.

Ясен Владимирович был удивительно гармоничным человеком. Это — гармония аналитических и численных методов, теории и практики в науке; гармония взвешенности, здравого смысла и риска; гармония логики естествознания и гуманитария (физика и лирика); гармония интересов работы и семьи. Он умел целеустремленно и эффективно работать, но умел и интересно отдыхать (музыка, туризм, беседы).

Все к нему шли, особенно молодежь, чувствуя притягательную силу редкого ума и цельной натуры.

Он обладал редким даром понятно излагать и объяснять свои мысли и устно и письменно. Я это не раз чувствовал во время работы над нашей общей книгой. Он был немногословен, но охотно обсуждал любые проблемы, ни в коей мере не стеснялся сказать, что чего-то не знает, был открыт и искренен, рассыпал идеи и мысли, открывая коллегам новые пути для исследований, сам того не замечая или, по крайней мере, не отмечая этого. Он охотно признавал правоту собеседника, пытался разделить его точку зрения, но был принципиален в главном, не уступая никакому давлению и никаким так называемым тактическим соображениям.

Будучи апологетом правды, логики и справедливости, Ясен Владимирович был не диссидентом, а скорее конструктивным оппозиционером, но без компромиссов в выборе средств, в принципах и приоритетах порядочности и человеческих ценностей.

Защита правды и справедливости доставила ему немало серьезных неприятностей и делала его иногда «трудным» сотрудником для так называемой общестественности и администрации, а его вклад в «совокупную совесть и нравственность Института» был очень высок.

Несмотря на жесткую требовательность прежде всего к себе, но и к коллегам тоже, нетерпимость к бездельникам, авантюристам и дилетантам, Ясен Владимирович был, по сути, очень добрым человеком, страдал, чувствовал и переживал чужую боль, как свою, стремился всячески ее облегчить. Думаю, многие по себе знают это. Все существенное, важное для дела и людей задевало его; он никогда не оставался в стороне и, если мог помочь, эффективно действовал, касалось ли дело науки, искусства, социальной справедливости, человеческих отношений, нередко — в сферах, казалось бы, далеких (например, участие в становлении и работе нового журнала «За Армению» и в связи с трагедией Сумгаита, землетрясения в Спитаке, Карабаха).

Феномен Я.В. Шевелева трудно исчерпать. Близкие, коллеги и ученики, уверен, позаботятся об издании его трудов, организации научных семинаров, чтений, например, в рамках Комиссии по динамике реакторов, которую он с самого начала бессменно 30 лет возглавлял.

«Наш Ясик», Ясен — светлое имя, светлый образ. Он был и будет служить одним из высоких нравственных идеалов, без которых не избежать деградации науки и общества, особенно в наше трудное время, когда открытость, принципиальность, некоммерческий подход, увы, не в чести.

ЧТО ТАКОЕ БЫТЬ БЕСКОРЫСТНЫМ В НАУКЕ

В. Спассков

Талантливый, трудолюбивый, добросовестный, принципиальный...

За этими словами сразу возникает светлый образ Ясена Владимировича Шевелева, всю свою жизнь отдавшего расчетно-теоретическим работам в области ядерной энергетики.

Этот ряд эпитетов может быть заслуженно дополнен: выдающийся ученый, воспитатель научной молодежи, создатель школы динамики ядерных энергетических установок.

Более 30 лет руководил Ясен Владимирович семинаром по динамике. Семинар стал любимым местом встреч научной общественности. Здесь обменивались идеями, соразмеряли свои теоретические разработки с работами товарищей, сравнивали с мировым уровнем, получали критику, советы, ставили задачи для повышения и развития теоретического уровня проектов ЯЭУ. Успешной работе способствовала непринужденная обстановка, искренняя заинтересованность участников в разрешении научных проблем.

Такая обстановка стала возможной благодаря личным качествам Ясена Владимировича - его высокой квалификации и любознательности, равнодушию и необыкновенно доброжелательному и заинтересованному отношению ко всем работам и участникам семинаров.

Я.В. Шевелев создал научный коллектив динамиков в нашей области науки и техники, без чего было бы невозможно движение вперед, к развитию научного уровня наших установок, АЭС и объектов атомной техники. Никакие административные, командные методы, даже позитивного плана, не могут выполнить эту задачу.

Оглядываясь на 30 лет работы семинара по динамике, обозревая историю развития атомной науки и техники за этот период, становится понятным громадное значение бескорыстной научно-общественной деятельности Ясена Владимировича Шевелева в области ядерной энергетики.

ОБАЯНИЕ ЛИЧНОСТИ ПРЕДСЕДАТЕЛЯ

С. Малкин

Прошел уже год с тех пор, как от нас ушел Ясен Владимирович Шевелев. Этот прекрасный Человек и Ученый был не только одним из корифеев Курчатовского института, но и организатором, бессменным по-настоящему научным руководителем работ в бывшем СССР в области динамики установок с ядерными реакторами.

Динамика установок с ядерными реакторами — одна из наиболее важных и сложных проблем реакторной техники и технологии. Достаточно сказать, что она включает в себя исследования аварийных режимов и устойчивости работы ядерных энергоблоков, что является научной базой для обоснования их безопасности.

Исследования в этой области носят комплексный характер и требуют знаний реакторной физики, процессов теплообмена и гидродинамики, систем контроля, автоматического управления и защиты, вычислительной математики и программирования и других смежных наук. Их перечень достаточно велик, особенно если учесть разнообразие типов ядерных реакторов и установок, обусловленное целями их применения.

Разнообразие, сложность и новизна проблем требовали координации усилий специалистов различных институтов, конструкторских и проектных организаций, экспериментаторов и теоретиков, расчетчиков и эксплуатационников. Для обеспечения такой координации в Минсредмаше была создана Комиссия по динамике установок с ядерными реакторами (позднее

она была преобразована в секцию НТС Министерства). Возглавить работу этой Комиссии мог только человек с энциклопедическими знаниями, опытом и огромной эрудицией. Именно таким человеком и был Ясен Владимирович, который оставался председателем этой Комиссии (а затем и секции) до конца своих дней, даже после того, как Курчатовский институт вышел из состава Министерства.

Комиссия по динамике установок с ядерными реакторами формально была ведомственной, но на самом деле она была межотраслевой. В ее работе участвовали специалисты всех организаций, в которых исследовались, разрабатывались или использовались установки с ядерными реакторами.

Среди многочисленных советов и комиссий Минсредмаша Комиссия по динамике отличалась удивительной стабильностью работы. Самой замечательной формой ее работы были знаменитые семинары по динамике установок с ядерными реакторами. Они проводились регулярно от двух до четырех раз в год и всегда собирали множество специалистов. Это было довольно странно. Выступить на семинаре хотели почти все, хотя никакой формальной пользы от этих выступлений авторы извлечь для себя не могли. Их доклады или даже аннотации докладов не издавались, а рекомендации Комиссии по опубликованию каких-либо работ не влекли за собой никаких послаблений при направлении соответствующих статей в научные журналы. Причин такой популярности семинаров по динамике, по-моему, две: форма их проведения и обаяние личности председателя.

Семинары по динамике проводились обычно в разных городах и организациях с тем, чтобы участники семинаров могли ознакомиться на месте с новейшими достижениями тех или иных организаций в области динамики.

В поле зрения Комиссии и соответственно семинаров по динамике было около полутора десятков различных направлений работы:

- нейтронная кинетика;
- нестационарный теплообмен и гидродинамика;
- автоматизация экспериментальных исследований;

...И НАС ПРИЗЫВАЛ «ДЕРЖАТЬ ПЛАНКУ» ЧЕЛОВЕКА И УЧЕНОГО

В. Плютинский

Далекой весной 1960 года в клубе ИАЭ, затерявшемся на задворках кинотеатра «Восток» (организовать проход на территорию ИАЭ было в то время слишком сложно), состоялось, казалось бы, малозначительное событие, которому суждено было оставить значительный след в истории развития отечественной атомной науки и техники. В этом небольшом зале под председательством недавно назначенного нового директора ИАЭ академика А.П. Александрова состоялся первый в нашей стране семинар по динамике ЯЭУ. Сюда собрались представители практически всех немногочисленных тогда организаций, занимавшихся динамикой ЯЭУ: ИАЭ, ФЭИ, НИКИЭТ, ИТЭФ, ОКБ Гидропресс, ОКБМ, ЦНИИ им. А.Н. Крылова, ИПУ, ВТИ, ЦНИИКА, Горьковского университета и др. (многие из этих организаций приобрели современные названия много позже).

Собравшиеся были молоды — как и представляемые ими организации, как и их наука. Средний возраст участников вряд ли перевалил за тридцать. Кандидатов наук было четыре-пять, а из докторов (кроме председателя, который, естественно, присутствовал далеко не на всех заседаниях) я вспоминаю только Г.М. Уланова (ИПУ), блиставшего кибернетической (это слово только что было разрешено) эрудицией.

С позиций сегодняшнего дня проблемы, обсуждавшиеся тогда, методы их решения могут показаться наивными и примитивными. Задачи решались аналитически, моделировались на АВМ, численно считались вручную. О цифровых ЭВМ все слышали, но не всем довелось их видеть, не то что считать на них (тогда было выпущено не более нескольких десятков серийных «Уралов»). Технической новинкой, например, обсуждавшейся на семинаре, была замена газовых компенсаторов давления ВВЭР паровыми, что, по представленным расчетам, улучшало поддержание давления в первом контуре. Sensацию вызвал доклад ГГУ об исследовании динамики гомогенного кипящего реактора на АВМ с учетом статистического характера кипения.

Надо отметить, что тогда в различных стадиях проектирования и строительства, не считая транспор-

— тренажерные системы.

Это безусловно расширяло кругозор участников семинаров и делало эти встречи просто интересными.

Очень импонировали слушателям царивший на них дух демократизма и доброжелательность, которые исходили от председателя, хотя критика с его стороны была весьма жесткой. Это как раз тот случай, когда можно сказать, что он пользовался огромным неформальным авторитетом. Но так сказать мало. Его просто любили.

тных и космических аппаратов, находилось большое число энергетических реакторов-прототипов: ВВЭР, ВК, Ф-1 (газографитовый), ЖМ (жидкометаллический с графитовым замедлителем), с органическими теплоносителями, гомогенные различных типов, реакторы на быстрых нейтронах. Проектирование их требовало нестандартных решений по расчетам динамики и создания СУЗ. Недостаток знаний и опыта, вычислительной техники, экспериментальных данных молодые исследователи восполняли энтузиазмом, пылкостью, трудолюбием, и им в основном удавалось решать задачи динамики на достаточном для практики уровне. Семинар оказался очень полезным для сравнительной оценки исследований в различных организациях, обмена опытом. Одно из решений семинара — о создании специализированной лаборатории при ГГУ — вскоре, благодаря авторитету А.П. Александрова, было воплощено в жизнь.

Учитывая очевидную полезность, стали проводить такие семинары периодически, и, начиная с 1960 года, они систематически собирались сначала в МИФИ (на Зацепе), а затем в ИАЭ (уже на территории).

Одним из «старейших» участников семинара в свои 34 года был Я.В. Шевелев, тогда еще «простой» кандидат наук. Насколько я помню, тогда Ясен Владимирович не занимал какого-либо официального поста, однако быстро приобрел у завсегдатаев, даже ранее не знавших его, несомненный научный авторитет. Было эстетическим наслаждением наблюдать за тем, как после какого-нибудь туманного доклада, когда аудитория терялась в догадках, «что бы это значило?», Ясен Владимирович двумя-тремя вопросами и одной-двумя репликами умудрялся объяснить не только аудитории, но иногда и докладчику суть проблемы и дать оценку научной ценности (или отсутствию ее) доклада, причем делал это всегда во внешне очень мягкой и деликатной форме. Однако если доклад того заслуживал, под деликатной оболочкой недвусмысленно чувствовалось его истинное отношение к уровню исследования. Можно привести и противоположные примеры, когда Ясен Владимирович, видя, что

аудитория не поняла до конца доклад, не скупился на оценки типа «классическое решение», «безусловный приоритет».

Формально Ясен Владимирович возглавил работу семинара после создания при НТС Министерства Комиссии по динамике ЯЭУ, что приблизительно совпало по времени с защитой им докторской диссертации. Впоследствии комиссия была преобразована в секцию НТС Министерства. Главной задачей комиссии, а затем секции стало проведение семинаров, выпуск сборников трудов, а также рассмотрение на секции отдельных вопросов динамики и управления с выдачей рекомендаций руководству Министерства. С момента создания комиссии и до последнего дня жизни Ясен Владимирович был не только формальным председателем, но и ее душой и мозгом. Ясен Владимирович, как мне кажется, сознательно избегал превращения комиссии и секции в административный орган, распределяющий деньги, заграничные командировки и прочие блага. Я вспоминаю только одно крупное административное мероприятие, когда Ясен Владимирович помог от имени комиссии О.Д. Казачковскому «пробить» в Министерстве создание в НИИАРе лаборатории по динамике, в которой были выполнены ценные исследования по динамике кипящих и быстрых реакторов. Но идейное влияние Ясена Владимировича на весь поток научных исследований невозможно переоценить. «Ясик считает, что этим стоит (не стоит) заняться» — для многих было истиной в последней инстанции, и то, чем «стоит заняться», старались воплотить в жизнь, преодолевая административные трудности.

Под руководством Ясена Владимировича семинар перестал быть чисто московским. Ведущие институты, многие АЭС считали за честь пригласить к себе семинар, познакомиться со своими достижениями, поделиться проблемами. География была очень широка: от

Кольского полуострова до полуострова Мангышлак, Крыма, Абхазии и Армении, от Минска и Киева до Иркутска. Росло и число организаций-участников.

Интересно вспомнить, как менялась тематика семинаров, неизменно следуя потребностям текущего дня, но никогда (я говорю, конечно, об общей тенденции) не сбиваясь на примитивный практицизм. Аналоговое моделирование (как свести задачу к пяти-десяти линейным уравнениям), первые расчеты на ЦЭВМ (проблема вписать программу в ОЗУ в 4, 16 или 32 Кслов), замыкающие соотношения, неустойчивости ЯЭУ (было вскрыто и исследовано несколько десятков механизмов неустойчивости), статистические методы, системы автоматического регулирования, управляющие вычислительные системы, пространственная кинетика, тренажеры, аварии (проектные, а затем и запроектные), верификация программ. И самое последнее — проблемы конверсии мощного научного потенциала таких научных центров, как Арзамас-16 и Челябинск-70. И при всем этом разнообразии эрудиция Ясена Владимировича позволяла поставить актуальные задачи и разобраться в поднятых вопросах.

Многим «динамикам» запомнился такой эпизод. После окончания работы семинара в Цахкадзоре, организованном Армянским филиалом ВНИИАЭС, участников повезли на озеро Севан. Там, на берегу прекрасного озера, Ясен Владимирович вдруг достал из кармана маленькую дудочку и заиграл нехитрую мелодию, показавшуюся на фоне суровых гор сказочной. И многим подумалось, что своей дудочкой Ясен Владимирович ведет этих, увы, разных по своим человеческим и научным достоинствам людей, призывая «держат планку» человека и ученого.

Для тех, кто знал Ясена Владимировича, эта дудочка будет звучать всегда...

СОДЕРЖАНИЕ

ИССЛЕДОВАНИЯ ПЕРЕХОДНЫХ И АВАРИЙНЫХ ПРОЦЕССОВ

Новосельский О.Ю., Подлазов Л.Н., Черкашов Ю.М. Чернобыльская авария. Исходные данные анализа	3
Леванов Л.В., Песков Р.А., Пригоровский А.Л., Шашков В.В. Разработка программы трехмерного расчета динамики аварийных режимов водо-водяных реакторов	6
Тарасов В.А., Беляков И.М., Гребенников А.Н., Козлов В.И., Моисеенко Ю.А., Никифорова А.В., Певницкий А.В., Сухих А.С., Фарафонов Г.Г., Фомин В.П., Шагалиев Р.М., Шумилин В.А., Зенков А.Д., Ганжинов А.М., Токаренко В.Ф., Шаля В.В., Янушевич Д.И. Программный комплекс READY для расчетов динамических процессов в реакторных установках	8
Корнева С.Р., Новиков С.А., Савандер В.И., Хорошев М.В. Влияние топливной загрузки ВТГР на характер протекания реактивных аварий	10
Жигунов С.В., Ганжинов А.М., Зенков А.Д., Куштан В.В., Токаренко В.Ф., Шаля В.В., Янушевич Д.И., Певницкий А.В., Соловьев В.П., Тарасов В.А., Устиненко В.А., Фомин В.П., Болнов В.А., Песков Р.А. Расчетный анализ аварийных режимов для реакторной установки ВПБЭР-600	14
Зенков А.Д., Ганжинов А.М., Жигунов С.В., Токаренко В.Ф., Шаля В.В., Янушевич Д.И., Певницкий А.В., Соловьев В.П., Тарасов В.А., Устиненко В.А., Фомин В.П., Болнов В.А., Песков Р.А. Расчетный анализ аварии реакторной установки ВПБЭР-600, связанной с несанкционированным извлечением 12 рядом расположенных регулирующих органов	15
Ганжинов А.М., Жигунов С.В., Зенков А.Д., Токаренко В.Ф., Шаля В.В., Янушевич Д.И., Певницкий А.В., Соловьев В.П., Тарасов В.А., Устиненко В.А., Фомин В.П., Болнов В.А., Песков Р.А. Анализ аварийных режимов при отрыве крышки реакторной установки ВПБЭР-600	17
Молодов В.А., Капустин А.Д. Моделирование перемещения поглощающих стержней ЯЭУ	19
Поданев А.В., Поданева Т.В. Колебания давления, сопровождающие истечение газа из полужамкнутой полости	23

ДИНАМИКА РЕАКТОРОВ

Алексеев П.Н., Виноградова Е.В., Ильин Д.А., Чистяков А.Е., Ярославцева Л.Н., Орлов В.В., Смирнов В.С. Динамика и оценка потенциала безопасности реакторов, охлаждаемых свинцом	27
Постников Н.С. К исследованию автоколебаний в нелинейных моделях динамики ядерного реактора	32

ДИНАМИКА И КОНТРОЛЬ

Бабкин Н.А., Кадашов А.Н., Колчин В.А., Меркулов В.И. Энтропийный анализ информативности штатной системы контроля энергоблока АЭС	41
---	----

ТРЕНАЖЕРЫ

Селезнев Е.Ф., Волкова Е.К. Решение задачи нейтронной кинетики в тренажере ВВЭР-1000	45
Зимин В.Г., Зайцев В.Ю., Шукин Н.В. Модель активной зоны реактора МИР.М1 для тренажера	47
Некрасов В.И., Лущик Г.Е., Хайрутдинов А.Х., Талалаев В.П. Специальное математическое обеспечение в тренажерных системах	51
Тихонов Н.В., Андриюшенко А.А. Модель деаэрационно-питательной установки для тренажера	53
Памяти Шевелева Я.В.	56

CONTENTS

THE STUDY OF NON-STATIONARY AND EMERGENCY PROCESSES

Novosel'skiy O.Yu., Podlazov L.N., Cherkashov Yu.M. The tchernobyl accident initial data for an analysis	3
Levanov L.V., Peskov R.A., Prigorovsky A.L., Shashkov V.V. Development of a 3-d dynamic code for analyzing the emergency modes of the PWR reactors	6
Tarasov V.A., Belyakov I.M., Grebennikov A.N., Kozlov V.I., Moiseyenko Yu.A., Nikiforova A.V., Pevnitskiy A.V., Sukhih A.S., Farafontov G.G., Fomin V.P., Shagaliyev R.M., Shumilin V.A., Zenkov A.D., Ganzhinov A.M., Tokarenko V.F., Shalya V.V., Yanushevich D.I. READY: a computer code for analyzing the dynamic processes in reactor plants	8
Korneva S.R., Novikov S.A., Savander V.I., Khoroshev M.V. The impact of fuel loading of the HTGR on the course of reactivity accidents	10
Zhigunov S.V., Ganzhinov A.M., Zenkov A.D., Kushtan V.V., Tokarenko V.F., Shalya V.V., Yanushevich D.I., Pevnitskiy A.V., Solovyov V.P., Tarasov V.A., Ustinenko V.A., Fomin V.P., Bolnov V.A., Peskov R.A. Numerical analysis of the VPBER-600 reactor plant's emergency operation modes	14
Zenkov A.D., Ganzhinov A.M., Zhigunov S.V., Tokarenko V.F., Shalya V.V., Yanushevich D.I., Pevnitskiy A.V., Solovyov V.P., Tarasov V.A., Ustinenko V.A., Fomin V.P., Bolnov V.A., Peskov R.A. Numerical analysis of the accident at the VPBER-600 reactor plant resulting from unauthorized removal of 12 adjacent control units	15
Ganzhinov A.M., Zhigunov S.V., Zenkov A.D., Tokarenko V.F., Shalya V.V., Yanushevich D.I., Pevnitskiy A.V., Solovyov V.P., Tarasov V.A., Ustinenko V.A., Fomin V.P., Bolnov V.A., Peskov R.A. Analysis of emergency operation modes of the VPBER-600 reactor plant resulting from stripping the closure head	17
Molodov V.A., Kapustin A.D. Modelling the displacements of the NPP absorbing rods	19
Podanev A.V., Podaneva T.V. Pressure fluctuations accompanying a discharge of gas from a semiclosed cavity	23

REACTOR DYNAMICS

Alekseyev P.N., Vinogradova E.V., Il'yin D.A., Chistyakov A.E., Yaroslavtseva L.N., Orlov V.V., Smirnov V.S. Dynamics and evaluation of the safety potential of the lead-cooled reactors	27
Postnikov N.S. On the investigation of self-sustained vibrations in non-linear dynamic models of a nuclear reactor	32

DIAGNOSTICS AND CONTROL

Babkin N.A., Kadashov A.N., Kolchin V.A., Merkulov V.I. Entropy analysis of the informativ value of a standard control system of an APS power unit	41
--	----

TRAINING SIMULATORS

Seleznev E.F., Volcova E.C. A neutron kinetics problem solution for training simulator of VVER-1000	45
Zimin V.G., Zaitsev V.Yu., Shchukin N.V. The MIR.M1 reactor core model for the training simulators	47
Nekrasov V.I., Lushchik G.E., Hayrutdinov A.H., Talalaev V.P. Special mathematical software for the training simulators	51
Tikhonov N.V., Andryushenko A.A. A deaeration-feeding system model for the training simulators	53
In memory of Ja.V. Shevelev	56

6100 p

Индекс 3646

ISSN 0205—4671. Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 1, с. 1—60.