621.039.5
В74

ISSN 0205—4671

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
"КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ:
Физика ядерных реакторов

ВЫПУСК
4

1995

621.039.5
В74

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР "КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

37369 нф

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

СЕРИЯ

ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

ИЗДАЕТСЯ С 1973 г.

ВЫПУСК 4

ДИНАМИКА ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

МОСКВА — 1995

Институт атомной энергии им. И. В. Курчатова
БИБЛИОТЕКА

Выпуски «Динамика ядерных энергетических установок»
подготавливаются НИИ механики при Нижегородском государственном университете
603600, Нижний Новгород, ГСП-1000, проспект Гагарина, 23, к. 6

Редакционная коллегия серии:

А.Ю. Гагаринский (главный редактор),
С.М. Зарицкий (зам. главного редактора), В.Ф. Колесов,
С.Д. Малкин, В.П. Спасских, 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. Крошилин, Э.С. Куропатенко,
М.П. Леончук, С.Д. Малкин (гл. редактор),
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. Спасских, 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;
— design analysis of transient and emergency operation;
— design analysis of the stationary mode stability;
— NPP diagnostics;
— code descriptions and summaries for the dynamics designs and experimental studies.

© Российский научный центр «Курчатовский институт», 1995

УДК 621.039.5

НЕКОТОРЫЕ ОСОБЕННОСТИ МАТЕМАТИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ДИНАМИКИ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГОУСТАНОВОК*)

Ф.М. Митенков,
ОКБМ, 603603, г. Нижний Новгород, Бурнаковский пр., 15,
В.В. Знышев, Е.Ф. Сабаев, Л.В. Смирнов, А.Л. Пригоровский,
НИИ механики при ННГУ, 603600, г. Нижний Новгород, пр. Гагарина, 23, корп. 6

Рассмотрены общие вопросы и специфика математического моделирования динамических процессов в ЯЭУ.

SOME PECULIARITIES OF THE MATHEMATICAL SIMULATION OF NPP's DYNAMICS. F.M. MITENKOV, V.V. ZNYSHEV, Ye.F. SABAYEV, L.V. SMIRNOV, A.L. PRIGOROVSKY. Some general issues and peculiarities of the mathematical simulation of dynamic processes in NPP are discussed.

При проектировании и эксплуатации ядерной энергетической установки (ЯЭУ) математическое моделирование является одним из основных средств обоснования конструкторских решений и правил эксплуатации, направленных на обеспечение ее эффективной и безопасной работы. Накоплен большой положительный опыт математического моделирования динамики ЯЭУ. Однако этого опыта обычно оказывается недостаточно для новых задач, возникающих в связи с развитием ядерной энергетики, проблема их решения неизбежно остра и актуальна. С ориентацией на эту проблему в развитие работы [1] ниже формируется ряд общих положений по вопросам математического моделирования динамики ЯЭУ, отмечаются обстоятельства, заслуживающие особого внимания при верификации математического обеспечения моделирования.

В математическом моделировании динамики ядерных энергоустановок можно выделить три основные направления:

1. Математическое моделирование для принятия технических решений при проектировании ЯЭУ и предсказания ее динамических характеристик в различных эксплуатационных ситуациях.

Задачами моделирования при этом являются:

— исследование устойчивости рабочих режимов;

— выбор безопасных условий плановых изменений рабочих режимов;

— исследование процессов деградации материалов и развития возможных аварий;

— определение признаков нарушений нормального состояния и построение образов неисправностей для функциональной, апостериорной диагностики и прогнозирования;

*) В статье затронуты весьма актуальные вопросы, связанные с обоснованностью и достоверностью математических моделей и программ, предназначенных для динамических исследований ЯЭУ. Особая значимость этих исследований определяется тем, что именно они дают возможность продемонстрировать уровень безопасности ЯЭУ и то, как они будут себя вести в нормальных и аварийных ситуациях, в том числе при тяжелых авариях. Не все члены редколлегии согласны со всеми положениями этой статьи. Именно поэтому, учитывая важность и сложность затронутых проблем, редакция просит специалистов в области динамики, физики и управления ЯЭУ высказать свои точки зрения и прислать нам соответствующие материалы для их опубликования в ВАНТе в порядке дискуссии.— *С.Д. Малкин.*

— разработка систем и правил контроля и управления, обеспечивающих эффективную работу установки и наиболее благоприятный выход из аварийных ситуаций.

2. Математическое моделирование для тренажера. Основная задача в этом случае — адекватное отражение в реальном масштабе времени связей контролируемых величин с органами управления, индикаторами на пульте управления и возможными причинами нарушений нормальной работы энергоустановки.

3. Математическое моделирование как часть информационно-управляющей системы, используемой в качестве «советчика оператора». Математическая модель должна обеспечивать в реальном масштабе времени автоматический анализ данных о текущих изменениях контролируемых величин с целью получения диагностической информации, прогноза и рекомендаций по дальнейшему управлению работой ЯЭУ.

Моделирование первого и второго направлений в основном решает прямые задачи динамики: задана причина — ищется следствие, а третьего направления — обратные задачи: известно следствие — ищется вызвавшая его причина. Очевидно, что наиболее важным и трудоемким является первое направление моделирования, представляющее первооснову двух других. Решение задач этого направления предполагает существенные временные затраты, но не требует получения результата в реальном масштабе времени.

Разнообразие задач моделирования делает проблематичным построение универсальной единой для всех задач модели. Особенно разнесены по характеру и методам решения задачи устойчивости стационарных режимов и исследования динамики максимально возможных аварий, связанных с резким и глубоким нарушением баланса теплоподвода и теплоотвода в активной зоне реактора. На разных этапах развития таких аварий определяющими могут оказаться разные процессы, далеко отстоящие по своей природе и количественным характеристикам от процессов нормальной работы (плавление, гидравлический удар, взрыв газовоздушной смеси и т.д.). Естественно, что цели моделирования достигаются с помощью комплекса моделей, в котором первыми появляются наиболее простые модели, позволяющие получить наглядное представление о наиболее существенных особенностях рассматриваемых процессов и пригодные для предварительного выбора параметров оборудования ЯЭУ и ее систем контроля и управления. Кроме того, такие модели необходимы для повышения инженерной интуиции исследователей и для оценки результатов, получаемых с помощью сложных расчетных моделей [2—4].

Заметим, что вероятностные модели не могут быть надежным инструментом анализа динамики конкретной ЯЭУ (особенно в случае опасных аварий), поскольку вероятность есть характеристика множества одинаковых систем или явлений при идентичных исходных условиях. Для уникального сложного дорогостоящего объекта, каковым можно признать любую конкретную ЯЭУ, добывание вероятностей отдельных явлений с помощью экспериментов и (или) гипотез с последующим их использованием в расчетах динамики состояний установки представляется бесперспективным.

Важной характеристикой модели является полоса пропускания частот, которая определяется минимальными постоянными времени описываемых моделью процессов. Полоса 0—20 Гц является достаточной при расчетах теплогидравлических процессов в большинстве штатных и аварийных состояний ЯЭУ для целей всех трех вышеназванных направлений моделирования. Модели с полосой пропускания до акустических частот и выше, присутствующих в нейтронных вспышках, механических вибрациях, взрывах и т.д., необходимы для задач первого направления моделирования. В результате их решения получаются обобщенные более низкочастотные признаки быстрых процессов как основа для задач второго и третьего направлений. Непосредственное использование высокочастотных моделей в тренажерах и в оперативном оптимальном управлении ЯЭУ теряет практический смысл. Высокие частоты и соответственно высокие скорости протекания процессов препятствуют решению динамических задач в реальном масштабе времени. Кроме того, полоса пропускания системы «измерение — оператор и аппаратура регулирования и управления» смещена в сторону существенно более низких частот.

Время, затрачиваемое на расчетное исследование динамики, зависит от качества программной реализации математической модели, алгоритма исследования и его сервиса, обеспечивающего удобный диалоговый режим работы исследователя с ЭВМ для проведения многовариантных расчетов. В идеале полная программа расчета динамики ЯЭУ — это многомерная сеть, в узлы которой автоматически подаются нужные программные модули из библиотеки моделирующих программ; в ней предусмотрена возможность расширения, замен и улучшения общей структуры и отдельных модулей.

Успешное применение в расчетах ряда динамических процессов ЯЭУ известных программных разработок (ATHLET, CATHARE, RELAP, Динамика, Радар-М, Раснар, Течь-М и др.) может вызвать иллюзию возможности близкого решения проблемы расчетного исследования динамики ЯЭУ с помощью набора стандартных вычислительных модулей. Однако развитие ядерной и вычислительной техники, техники программирования и постоянное требование подхода к прогнозированию свойств ЯЭУ с позиций разумной точности и рационального использования интеллектуальных, временных и вычислительных ресурсов делают проблему математического моделирования динамики ЯЭУ не имеющей окончательного решения. (Косвенным подтверждением этого является непрерывное совершенствование известных программных разработок). Даже для существующих ЯЭУ можно указать задачи, для решения которых прямое использование известных программ будет невозможным или неоправданно дорогим. (Например, задача о развитии кризиса теплообмена по длине твэла с учетом возможности такого процесса в любой точке всего объема активной зоны реактора). Поэтому приступая к решению задачи расчетного моделирования динамики новой ЯЭУ, исследователи встают перед выбором: либо адаптация известных сторонних программ, либо создание собственной программы. Адаптация сторонних готовых программ к новому объекту исследования предполагает, как правило, их изучение без консультаций с авторами программного продукта, на разработку которого потрачено несколько человеко-лет. Помимо времени на изучение, требуется время на освоение программ при условиях новых задач моделирования. Попытка замены или улучшения каких-то частей адаптируемой программы может нарушить известные только авторам программы ключевые детали или пробудить в ней защиту от вмешательства (не исключено, что таковая существует). Если эти обстоятельства обнаруживаются, то исследователи вынуждены вступить на второй путь, который мог бы быть выбран изначально, т.е. на разработку собственной программы. Предпосылками ее создания являются знание мировых достижений в области моделирования и высокая программистская квалификация исследователей. Разумеется, что при разработке целесообразно использовать готовые апробированные программы расчета универсальных соотношений (таблиц состояний и свойств материалов, стандартных функций и т.п.). С учетом того, что как собственное, так и адаптированное программное средство для новой ЯЭУ требует верификации, разработка собственной программы может оказаться предпочтительнее адаптации сторонней готовой программы. Заметим, что большинство ведущих зарубежных и отечественных проектных и научно-исследовательских организаций использует в работе и совершенствует свои программы динамических расчетов.

Программное обеспечение исследования динамики ЯЭУ — сложная система схем расчета формальных соотношений, отражающих законы логики и аппроксимирующих различные законы сохранения для отдельных элементов установки. Очевидно, что в математическом моделировании так же, как и в технике, сложная система из наилучших по своим индивидуальным качествам элементов может не дать наилучшего желаемого результата. Эта возможность особенно велика при исследовании динамических состояний новых ЯЭУ в аварийных условиях. Трудно определить заранее объективный критерий наилучшего элемента для условий его работы в новой сложной системе. Выбор наилучшего для целей исследования элемента связан с определением границ его использования и соответственно с адекватностью результатов моделиро-

вания, которую можно определить как приемлемую степень уверенности в достижении целей исследования свойств реальной системы с помощью моделирования.

Обращаясь к проблеме адекватности результатов математического моделирования ЯЭУ, отметим следующие обстоятельства.

1. Критерии адекватности зависят от целей исследования и возможностей системы измерений. В одних случаях доказательством адекватности может служить простое согласие результатов моделирования с законами логики, в других — дополнительно к этому успешный опыт моделирования динамики аналогичных объектов. В третьих случаях требуются специальные проверочные эксперименты.

2. Для уникального сложного объекта (в данном случае ЯЭУ) всегда будет недоставать по количеству и качеству данных для надежной проверки адекватности результатов математического моделирования. Резко ограничены из-за высокой стоимости и по соображениям безопасности возможности натурного экспериментирования. Ограничены возможности измерений, так как не всегда существуют к моменту создания ЯЭУ нужные измерительные приборы, недостаточна точность имеющихся, проблематично их размещение и недостаточно сведений об их динамических характеристиках; а также большинство измерительных приборов, применяемых в ядерной энергетике, дает локальные значения контролируемых величин, в то время как математические соотношения чаще всего записываются для определенным образом усредненных значений.

3. Адекватность результатов математического моделирования динамики ЯЭУ существенно зависит от опыта и квалификации исследователей, от того, насколько они представляют влияние «грубости» модели и пределов погрешностей исходных данных на практически полезный выход расчетного исследования.

Главный объект моделирования в ЯЭУ — реактор (как динамическую систему с обратными связями) можно представить следующей упрощенной цепочкой с замыканием ее выхода на вход: мощность — плотность материалов конструкций и теплоносителя в активной зоне — реактивность — мощность. Динамика модели этой цепочки во многом зависит от ее коэффициента усиления. При коэффициенте усиления, близком к единице, ошибки моделирования не усиливаются, и достаточно грубые модели, в которых не учтены малые эффекты, оказываются пригодными для получения правильного результата. Усиленные и разнесенные по фазе малые эффекты при большом коэффициенте усиления могут существенно влиять на динамические процессы. Примером системы со значительным коэффициентом усиления упомянутой цепочки является водо-водяной реактор с кипением теплоносителя при большом перепаде энтальпии теплоносителя и давления на активной зоне. Исследования модели динамики такого реактора показали, что учет малой доли тепловыделения (~ 2% от номинала) непосредственно в теплоносителе (минуя топливо) заметно изменяет динамические свойства реактора [5].

4. Программная реализация математической модели динамики ЯЭУ, выявление программистских ошибок, обеспечение устойчивости и необходимой скорости счета относятся к вычислительным проблемам и не являются принципиальными для целей верификации математического обеспечения расчетного исследования. Какими бы высокими не были качество программной реализации модели и задаваемая точность счета на ЭВМ, точность результатов численного решения динамической задачи не может быть выше определенной, поскольку только часть входящих в математическую модель уравнений и формул подчинена строгой теории и оснащена достаточно точными исходными данными. Другая часть определяется эвристикой и экспериментом, допускающими субъективизм и соответствующую неопределенность. Так ряд эмпирических соотношений, полученных разными авторами, дает разброс в десятки процентов. (Например, взятая из кода RELAP5 формула коэффициента теплоотдачи на некоторых интервалах значений параметров пароводяной смеси дает отличие в сравнении с отечественными формулами в несколько раз). Невозможность точного соблюдения иден-

тичности эксплуатационных условий конкретной ЯЭУ и условий получения эмпирических соотношений увеличивает трудность верного выбора последних.

5. Совпадение результатов расчета и эксперимента не всегда является показателем высокого качества моделирования. Одной из причин совпадения (так же, как и несовпадения) может быть неточный учет динамических характеристик системы измерений. Возможно также совпадение результатов расчетного моделирования с данными такого эксперимента, при проведении которого одни динамические эффекты компенсируются другими. Эту возможность иллюстрирует история с исследованием границы резонансной неустойчивости кипящего реактора ВК-50. Математическая модель, основанная на уравнениях тепломассопереноса гомогенной (без проскальзывания пара) пароводяной смеси с постоянным расходом, давала хорошее согласие с экспериментом по определению границы неустойчивости реактора [6]. В дальнейшем было выяснено, что эффект проскальзывания пара в условиях ВК-50 значителен и его учет в модели при постоянном расходе теплоносителя ведет к существенному различию данных расчета и эксперимента. Но одновременный учет проскальзывания, отказ от гипотезы постоянства расхода и учет его зависимости от взаимодействия нейтронных и теплогидравлических процессов снова приводят к согласию результатов расчетного и экспериментального исследований [7, 8]. В этом примере первичная модель верифицировалась в конкретных условиях работы реактора ВК-50, при которых два сильных эффекта компенсировали друг друга. В иных условиях первичная модель становится не адекватной. Здесь уместно привести высказывание А. Эйнштейна: «Ни один эксперимент не может подтвердить теорию, он может лишь опровергнуть».

В заключение приведем основные общие положения, учет которых полезен при разработке математического обеспечения исследования динамики ЯЭУ и оценке его результатов.

Математическое моделирование динамики ЯЭУ можно интерпретировать как расшифровку информации о динамических свойствах ЯЭУ, «закодированной» в априори известных исследователям данных. Очевидно, что с помощью какого-либо метода можно выделить меньшую или большую часть изначально ограниченного объема закодированной информации, но никакие методы не могут этот объем увеличить.

Стремление получить точный результат при недостатке и низкой точности исходных данных может привести к ошибочным выводам (из-за некорректности задачи).

Исследование динамики ЯЭУ — процесс многоплановый, многоступенчатый, главной стадией которого является построение детерминистских математических моделей. Для новых ЯЭУ этот процесс не обеспечивается полностью результатами предшествующего опыта, многое в нем зависит от эвристики, влияющей также и на степень субъективизма и произвола при верификации математического обеспечения исследования и при оценке границ его применимости. Невозможно создание универсальной математической модели и объективных универсальных критериев адекватности результатов математического моделирования. Математическое обеспечение, выдержавшее экспериментальную проверку, нельзя считать полным и окончательным средством количественного описания динамики конкретной ЯЭУ и, тем более, класса установок. Его можно рассматривать, главным образом, как инструмент для понимания определенных аспектов поведения объекта исследования, связанных с эффективностью и безопасностью работы ЯЭУ. Прогресс в понимании достигается в основном с помощью многократного применения при исследовании метода «проб и ошибок». Количественные выводы пригодны к практическому использованию, если они получены независимо разными исследователями и с «запасом», учитывающим разброс результатов многовариантных расчетов из-за возможных неточностей моделирования.

Очевидно, что такой подход к математическому моделированию применяется с большими или меньшими затратами при создании и эксплуатации различных сложных систем. Его правомерность подтверждается самим существованием и развитием техники.

В заключение отметим, что общие положения данной статьи опираются на осознание особой важности для ЯЭУ расчетных исследований динамических процессов. Успеху исследований способствует более чем сорокалетний положительный мировой опыт расчетов динамики ЯЭУ разных типов и назначений, а также бурный рост в последнее время качества технического и математического обеспечения расчетов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Митенков Ф.М. К вопросу об актуальных задачах динамики ЯЭУ. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1987, вып. 2, с. 77—80.
2. Андронов А.А., Витт А.А., Хайкин С.Э. Теория колебаний. — М.: Физматгиз, 1959.
3. Шеннон Р. Имитационное моделирование систем — искусство и наука. — М.: Мир, 1978.
4. Смирнов Л.В. Математические модели динамики и устойчивость систем принудительной циркуляции теплоносителя. — М.: Энергоатомиздат, 1992.
5. Вдовин С.И., Сабаев Е.Ф. Влияние тепловыделения в теплоносителе на устойчивость водо-водяного кипящего реактора. — Атомная энергия, 1985, т. 58, вып. 4, с. 283—284.
6. Кебадзе Б.В. Динамические характеристики кипящего реактора вблизи границы устойчивости. — Автореферат дис. на соиск. учен. степ. канд. техн. наук. — Димитровград, 1972.
7. Леппик П.А., Павлов С.П., Плотинский В.И. К вопросу о механизме ВЧ-резонансной нестабильности реактора ВК-50. — Атомная энергия, 1982, т. 52, вып. 6, с. 379—382.
8. Глебов В.В., Пригоровский А.Л., Сабаев Е.Ф. О взаимодействии нейтронно-физических и теплогидравлических процессов в реакторе с естественной циркуляцией кипящего теплоносителя. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1985, вып. 2, с. 44—49.

Статья поступила в редакцию 20 февраля 1995 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 4, с. 3—8.

УДК 621.039.58

ПРОГРАММНЫЙ КОМПЛЕКС SKETCH ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ ПРОСТРАНСТВЕННОЙ ДИНАМИКИ ПЕРСПЕКТИВНЫХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Н.В. Щукин, В.Г. Зимин, С.Д. Романин, С.Г. Витрук, А.С. Корсун, Д.М. Батурин,
МИФИ Госкомвуза РФ, 115409, Москва, Каширское шоссе, 31

Дано описание математических моделей, положенных в основу программного комплекса SKETCH. Представлены результаты верификационных и демонстрационных расчетов, позволяющие сделать вывод о приемлемом уровне точности описания динамических процессов в программном комплексе и широкой области применимости комплекса SKETCH.

SKETCH — A COMPUTER CODE FOR SIMULATING THE SPATIAL DYNAMICS OF THE PROMISING FAST REACTORS. N.V. SHCHUKIN, V.G. ZIMIN, S.D. ROMANIN, S.G. VITRUK, A.C. KORSUN, D.M. BATURIN. Mathematical models are described used as a basis for the SKETCH computer code. The results of analysing some benchmark problems show that the mathematical models used model the dynamic processes analyzed fairly adequately, making the computer code applicable to a wide range of problems.

Современный уровень анализа безопасности проектируемых ЯЭУ нового поколения требует проведения широкого спектра расчетов переходных процессов в штатных и аварийных режимах работы реактора. Во многих случаях авторы проектов вынуждены либо прозодить качественную оценку поведения реактора в аварийных ситуациях, либо ограничиться расчетами по упрощенным моделям. Такая практика часто оправдывается значительными вычислительными затратами, необходимыми для расчета аварийных ситуаций по сложным трехмерным программам. Однако, с нашей точки зрения, использование упрощенных моделей возможно лишь для ограниченного круга

переходных процессов и только в том случае, если параметры упрощенных моделей корректно рассчитываются по полномасштабным трехмерным программам. При использовании простых моделей, кроме того, необходима оценка области их применимости и точности моделирования по результатам сравнения с верифицированными трехмерными программами.

В качестве программы для реперных расчетов аварийных ситуаций в реакторах различного типа и расчета параметров простых моделей возможно использование программного комплекса SKETCH (Space Kinetics and Thermal Hydrodynamics), нейтронный модуль которого верифицирован на большом количестве тестовых задач. Комплекс SKETCH создавался в МИФИ для трехмерных стационарных и нестационарных расчетов перспективных ЯЭУ с быстрым жидкометаллическим реактором.

МОДЕЛЬ ПРОСТРАНСТВЕННОЙ НЕЙТРОННОЙ КИНЕТИКИ

Модель нейтронно-физических процессов в программном комплексе SKETCH основана на трехмерных малогрупповых диффузионных уравнениях нейтронной кинетики с учетом запаздывающих нейтронов. Для пространственной аппроксимации исходных уравнений используется конечно-разностный метод с расчетными точками в центрах разностной сетки. В модели реализована прямоугольная и гексагональная геометрия расчетной задачи. Полученная в результате пространственной аппроксимации система обыкновенных дифференциальных уравнений имеет вид:

$$\hat{V}_g^{-1}\frac{d\vec{\Phi}(t)}{dt} = -\hat{L}\vec{\Phi}(t) + (1-\beta)\chi_p\hat{F}^T\vec{\Phi}(t) + \sum_{m=1}^{M}\lambda_m\chi_m\vec{C}_m(t); \tag{1.1}$$

$$\frac{d\vec{C}_m(t)}{dt} = \beta_m\hat{F}^T\vec{\Phi}(t) - \lambda_m\vec{C}_m(t),\ m = 1, \ldots, M, \tag{1.2}$$

где $\vec{\Phi}(t)$ — плотность потока нейтронов; $\vec{C}_m(t)$ — концентрация предшественников i-й группы запаздывающих нейтронов; $\hat{L}$ — линейный оператор, описывающий перенос, рассеяние и поглощение нейтронов; $\hat{F}^T$ — линейный оператор, описывающий генерацию вторичных нейтронов деления; χ_p — спектр мгновенных нейтронов деления; χ_m — спектр m-й группы запаздывающих нейтронов; β_m — доля m-й группы запаздывающих нейтронов; β — суммарная доля запаздывающих нейтронов; λ_m — постоянная распада m-й группы запаздывающих нейтронов.

Система уравнений (1.1)—(1.2) решается при краевом условии вида

$$\alpha\vec{\Phi}(t)|_{r=R} + \gamma\frac{\partial\vec{\Phi}(t)}{\partial\vec{n}}\Big|_{r=R} = 0, \text{ где } R \in S,\ \alpha, \gamma \geq 0,\ \alpha + \gamma \neq 0 \tag{1.3}$$

на кусочно-гладкой поверхности S невогнутого конечного объема. Если определить начальное условие задачи (1.1)—(1.3) в виде

$$\vec{\Phi}(t)|_{t=0} = \vec{\Phi}^{(0)};\ \vec{C}_m(t)|_{t=0} = \vec{C}_m^{(0)}, \tag{1.4}$$

то при достаточно «естественных» требованиях на свойства операторов $\hat{L}$ и $\hat{F}^T$ гарантируется существование и единственность решения на всей временной полуоси $t \in [0, \infty)$ [1].

Для интегрирования системы уравнений (1.1)—(1.2) по времени используем неявную схему для потока нейтронов и аналитическое интегрирование уравнений для предшественников запаздывающих нейтронов. В результате на временном интервале $[t, t + \Delta t]$ получаем следующую систему уравнений:

$$[\hat{L} + \frac{1}{\Delta t}\hat{V}^{-1}]\vec{\Phi}(t+\Delta t) = [(1-\beta)\chi_p + \sum_{m=1}^{M}\beta_m\chi_m\{1-\exp(-\lambda_m\Delta t)\}]\hat{F}\vec{\Phi}(t+\Delta t) +$$

$$+ \sum_{m=1}^{M}\lambda_m\chi_m\exp(-\lambda_m\Delta t)\vec{C}_m(t) + \frac{1}{\Delta t}\hat{V}^{-1}\vec{\Phi}(t); \qquad (1.5)$$

$$\vec{\tilde{N}}_m(t+\Delta t) = \vec{C}_m(t)\exp(-\lambda_m\Delta t) + \frac{1-\exp(-\lambda_m\Delta t)}{\lambda_m}\beta_m\hat{F}\vec{\Phi}(t+\Delta t). \qquad (1.6)$$

Уравнения (1.5) перепишем в матричном виде:

$$\vec{\Phi}(t+\Delta t) = \hat{B}\vec{\Phi}(t+\Delta t) + \vec{f}, \qquad (1.7)$$

где

$$\hat{B} = [\hat{L} + \frac{1}{\Delta t}\hat{V}^{-1}]^{-1}[(1-\beta)\chi_p + \sum_{m=1}^{M}\beta_m\chi_m\{1-\exp(-\lambda_m\Delta t)\}]\hat{F}; \qquad (1.8)$$

$$\vec{f} = [\hat{L} + \frac{1}{\Delta t}\hat{V}^{-1}]^{-1}[\frac{1}{\Delta t}\hat{V}^{-1}\vec{\Phi}(t) + \sum_{m=1}^{M}\lambda_m\chi_m\exp(-\lambda_m\Delta t)\vec{C}_m(t)]. \qquad (1.9)$$

Для решения системы уравнений (1.5) в случае нескольких энергетических групп применяется модифицированный метод итерации источника [2, 3]. В данном методе решение уравнения (1.7) представляется в виде сходящегося ряда Неймана

$$\vec{\Phi}(t+\Delta t) = [I-\hat{B}]^{-1}f = \sum_{i=0}^{\infty}\hat{B}^i f$$

и итерационный процесс организуется в виде его непосредственного суммирования:

$$\vec{\Phi}^i = \sum_{k=0}^{i}\vec{\Delta}^i \; ; \qquad (1.10)$$

$$\vec{\Delta}^i = \hat{B}^i\vec{\Delta}^{i-1}; \qquad (1.11)$$

$$\vec{\Delta}^0 = \vec{f}. \qquad (1.12)$$

Критерием окончания итерационного процесса (1.12) является определение с заданной точностью максимального числа λ_0 и соответствующего вектора $\vec{\varphi}_0$ матрицы $\hat{B}$. После этого остаток ряда Неймана можно определить аналитически, учитывая тот факт, что $\vec{\Delta}^k = (\lambda_0)^k\alpha_0\vec{\varphi}_0$, и суммируя ряд как геометрическую прогрессию

$$\vec{\Phi}(t+\Delta t) = \vec{\Phi}^\infty = \vec{\Phi}^i + \sum_{k=i}^{\infty}\vec{\Delta}^k = \vec{\Phi}^i + \frac{\vec{\Delta}^i}{1-\lambda_0}.$$

Модифицированный метод итерации источника (ММИИ) [2, 3] является развитием метода Л.А. Люстерника [4] для задач пространственной нейтронной кинетики. Результаты численных экспериментов [3] позволяют сделать вывод, что предложенный метод организации внешних итераций для задач пространственной нейтронной кинетики превосходит по быстродействию традиционный метод итерации источника в десятки и сотни раз. Столь существенное ускорение сходимости объясняется тем, что в предложенном алгоритме численно суммируются лишь высшие гармоники решения неоднородной задачи, а вклад первой собственной функции учитывается аналитически суммированием ряда Неймана. Наибольший выигрыш, следовательно, как и показали результаты численных экспериментов, получается при расчете переходных процессов с медленным изменением формы нейтронного поля.

Для решения системы уравнений (1.11) с фиксированным источником применяется метод симметричной верхней релаксации (SSOR) [5].

При расчетах сложных переходных процессов иногда бывает полезно использовать процедуру автоматического выбора временного шага. Для того чтобы автоматически выбирать величину шага интегрирования, необходимо знать локальную погрешность временной аппроксимации. Одношаговая неявная схема обеспечивает локальную погрешность, пропорциональную Δt^2 на временном шаге расчета [6].

Для оценки погрешности при расчете переходного процесса воспользуемся правилом Рунге [6]. Правило Рунге заключается в том, что по одной и той же схеме временной аппроксимации вычисляются два приближения к решению в одной точке, но с разными временными шагами, которые затем используются для получения апостериорной оценки погрешности.

Пусть в начальный момент времени t_j известно решение E_j. Выполним из точки t_j один шаг Δt. Полученное в точке $t_{j+1} = t_j + \Delta t$ решение обозначим $\overline{E}_{j+1}$. Локальная погрешность неявной схемы записывается в виде

$$TE = \Psi(t_j, E_j)\Delta t^2 + O(\Delta t^3). \tag{1.13}$$

Если пренебречь членами порядка $O(\Delta t^3)$, то для погрешности метода на данном шаге справедливо выражение

$$\widetilde{E}(t_j + \Delta t) - \overline{E}_{j+1} \cong \Psi(t_j, E_j)\Delta t^2, \tag{1.14}$$

где $\widetilde{E}(t_j + \Delta t)$ — точное решение. Вернемся в исходную точку t_j и сделаем два временных шага величиной $\Delta t/2$. Теперь можно оценить погрешность метода на двух последовательных шагах $\Delta t/2$:

$$\widetilde{E}(t_j + \Delta t) - \overline{\overline{E}}_{j+1} \cong 2\Psi(t_j, E_j)(\Delta t/2)^2. \tag{1.15}$$

Из выражений (1.14)—(1.15) можно определить главный член погрешности метода на шаге Δt

$$\Psi(t_j, E_j)(\Delta t)^2 = 2(\overline{\overline{E}}_{j+1} - \overline{E}_{j+1}).$$

Полученное приближенное значение $\overline{E}_{j+1}$ можно уточнить, прибавив к нему величину главного члена погрешности:

$$E_{j+1} \cong \overline{E}_{j+1} + 2(\overline{\overline{E}}_{j+1} - \overline{E}_{j+1}) \quad \text{или} \quad E_{j+1} \cong \overline{\overline{E}}_{j+1} + (\overline{\overline{E}}_{j+1} - \overline{E}_{j+1}).$$

Тогда

$$\widetilde{E}(t_j + \Delta t) - E_{j+1} \cong O(\Delta t^3).$$

Так как оценка TE локальной погрешности метода равна с точностью до членов более высокого порядка малости главному члену локальной погрешности метода, то в силу (1.13)

$$TE \cong \Psi(t_j, E_j)\Delta t^2.$$

Если оценка локальной погрешности превосходит заданную величину ε: $|TE| > \varepsilon$, то считается, что на данном интервале Δt метод не достигает требуемой точности и вычисленное значение E_{j+1} решения отбрасывается. В этом случае выбирается новый размер временного шага с помощью соотношения $\Delta t_e = \alpha \Delta t$, где α находится из условия выполнения равенства

$$|\Psi(t_j, E_j)\Delta t^2| = \varepsilon.$$

Из двух предыдущих выражений получаем, что

$$\alpha = (\varepsilon/|TE|)^{1/2}.$$

Здесь $\alpha < 1$ и новое значение шага

$$\Delta t_\varepsilon = (\varepsilon/|TE|)^{1/2}\Delta t \qquad (1.16)$$

меньше предыдущего.

Если первоначальная оценка TE локальной погрешности метода не превосходит заданную границу ε: $|TE| \leq \varepsilon$, то считается, что полученное приближение E_{j+1} удовлетворяет требуемой точности и значение $t_j + \Delta t$ принимается в качестве следующей точки t_{j+1} интервала интегрирования. Дальнейшее интегрирование системы выполняется из точки t_{j+1} с шагом Δt_ε, который определяется с помощью соотношения (1.16). В данном случае $\alpha > 1$ и $\Delta t_\varepsilon > \Delta t$.

Для того чтобы избежать шагов, для которых не достигается требуемая точность, берется несколько меньшее, чем определяемое с помощью (1.16) значение шага интегрирования:

$$\Delta t_\varepsilon = k_1(\varepsilon/|TE|)^{1/2}\Delta t,$$

где k_1 обычно берется в пределах 0,8—0,9.

Кроме того, нельзя допускать, чтобы длина шага интегрирования возрастала слишком быстро. Поэтому новое значение шага интегрирования выбирается следующим образом:

$$\Delta t_\varepsilon = \Delta t \min\{k_1(\varepsilon/|TE|)^{1/2}, \text{faxmax}\}.$$

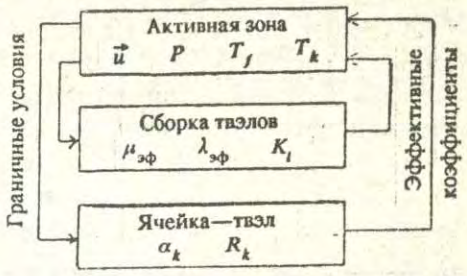
Максимальный коэффициент увеличения шага faxmax обычно выбирают между 1,5 и 5. Однако для шагов, выбираемых непосредственно после отбрасывания забракованных шагов, рекомендуется положить faxmax равным единице.

Для исследования изложенной процедуры были выполнены расчеты переходных процессов с различными возмущениями [7]. Результаты расчетов показали, что процедура автоматического выбора шага интегрирования является наиболее эффективной при расчете переходных процессов, состоящих из комбинации интервалов с медленными и быстрыми участками изменения нейтронного поля. Кроме того, при использовании предложенного алгоритма снимаются проблемы предварительной оценки характера переходного процесса и соответствующего значения шага интегрирования, так как требуемый по точности временной шаг устанавливается с любого начального значения.

МНОГОУРОВНЕВАЯ МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ НЕСТАЦИОНАРНЫХ ТРЕХМЕРНЫХ ТЕПЛОВЫХ И ГИДРОДИНАМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРОВ С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ И БЕСЧЕХЛОВЫМИ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИМИ СБОРКАМИ

Математическая модель. Для корректного теплогидродинамического расчета нестационарных режимов активных зон (а.з.) реакторов нового поколения, которые компонуются из бесчехловых сборок твэлов, необходимо использовать многоуровневые модели. В таких моделях наряду с расчетом полей температур, скорости и давления во всей зоне в приближении пористого тела (уровень а.з.) одновременно для всего времени переходного процесса в отдельных частях а.з. производится расчет локальных значений (уровень ячейка—твэл) и/или осредненных по сечению ячеек температур, скорости и давления (уровень «сборка твэлов») (рис. 1). Решение задач более детального уровня позволяет определить эффективные коэффициенты переноса импульса и

энергии, сопротивления потоку жидкости, теплоотдачи и термического сопротивления твэла и тем самым замкнуть систему уравнений сохранения в пористом теле. Многоуровневый расчет корректно учитывает временные зависимости эффективных коэффициентов. Эффективные коэффициенты могут быть получены также из экспериментальных данных.



Р и с. 1. Уровни осреднения

В приближении пористого тела а.з. реактора представляет собой многокомпонентное пористое тело. Количество компонент определяется на этапе постановки задачи и может быть достаточно произвольным. Для определенности предположим, что а.з. состоит из следующих компонент:

однофазный теплоноситель;

тепловыделяющие элементы нескольких типов ($k = 1, ..., type$);

конструкционные элементы.

В принятой модели пористого тела среднее значение произвольного параметра Φ определяется как $\langle\Phi\rangle = \frac{1}{V_\Phi}\int_{V_\Phi}\Phi dV$ (далее все знаки осреднения опущены). В таком представлении объем осреднения V состоит из следующих частей

$$V = V_f + \sum_{k=1}^{type} V_k + V_{construct},$$

где V_f, V_k, $V_{construct}$ — части объема V, приходящиеся на теплоноситель, твэлы k-го типа и конструкционные элементы соответственно.

Так как доля конструкционных элементов в зоне невелика и плотность энерговыделения в них мала, то распределение по а.з. средней температуры конструкционных элементов $T_{construct}$ принимается равным распределению средней температуры теплоносителя T_f.

Уравнения сохранения массы, импульса, энергии и уравнение состояния теплоносителя в модели пористого тела имеют следующий вид:

$$\frac{\partial(\varepsilon_f\rho_f)}{\partial\tau} + \mathrm{div}(\varepsilon_f\rho_f\vec{u}) = 0; \tag{2.1}$$

$$\frac{\partial(\varepsilon_f\rho_f u_i)}{\partial\tau} + \mathrm{div}(\varepsilon_f\rho_f\vec{u}u_i) = \mathrm{div}(\vec{\sigma}) - F_i - \varepsilon_f(\mathrm{grad}P, \vec{e}_i) + \varepsilon_f\rho_f g_i; \tag{2.2}$$

$$c_f\left(\frac{\partial(\varepsilon_f\rho_f T_f)}{\partial\tau} + \mathrm{div}(\varepsilon_f\rho_f\vec{u}T_f)\right) = -\mathrm{div}(\vec{q}) + q_v; \tag{2.3}$$

$$\rho_f = \rho_f(P, T_f), \tag{2.4}$$

где $\varepsilon_f \equiv \frac{V_f}{V}$ — пористость по теплоносителю; τ — время; ρ_f — плотность теплоносителя; $\vec{u}$ — вектор скорости теплоносителя; $\vec{\sigma}$ — тензор напряжений, содержащий эффективную вязкость теплоносителя $\mu_{эф}$; $F_i = K_i\rho_f|\vec{u}|u_i$ — i-я проекция силы сопротивления потоку жидкости; P — давление теплоносителя; $\vec{e}_i$ — единичный направляющий вектор i-й координаты; g_i — i-я проекция ускорения свободного падения; c_f — теплоемкость теплоносителя; $\vec{q}$ — вектор теплового потока, содержащий эффективную теплопроводность теплоносителя $\lambda_{эф}$; q_v — эффективная плотность энерговыделения в теплоносителе.

Уравнения сохранения энергии в твэлах можно записать двумя способами.

В первом, как было отмечено выше, твэлы рассматриваются на уровне а.з. как твердые компоненты пористого тела. Тогда выражение, определяющее эффективную плотность энерговыделения в теплоносителе, вызванную процессом теплоотдачи с поверхности тепловыделяющих элементов, имеет вид

$$q_v \equiv \sum_{k=1}^{\text{type}} N_k \alpha_{V_k} (T_k - T_f),$$

где N_k — число твэлов k-го типа в единице объема пористого тела; T_k — средняя температура k-го типа твэлов; $\alpha_{V_k} \equiv \frac{S_k}{V} \frac{1}{R_k + 1/\alpha_k}$ — объемный коэффициент теплопередачи от твэлов k-го типа к теплоносителю, S_k — площадь поверхности k-го типа твэла, α_k — локальный коэффициент теплоотдачи от твэлов k-го типа к теплоносителю, R_k — термическое сопротивление между поверхностью и точкой со средней с весом ρc температурой твэла k-го типа.

Уравнения сохранения энергии твэлов в модели пористого тела имеют вид

$$c_k \frac{\partial(\varepsilon_k \rho_k T_k)}{\partial \tau} = -\alpha_{V_k} (T_k - T_f) + \varepsilon_k q_{V_k}, \qquad (2.5)$$

где $T_k \equiv \left(\int\limits_{V_{\text{fuel}}+V_{\text{clad}}} \rho c T dV \right)_k / ((\rho c)_k V_k)$ — средняя с весом ρc температура твэла k-го типа, $(\rho c)_k \equiv \left(\int\limits_{V_{\text{fuel}}+V_{\text{clad}}} \rho c dV \right)_k / V_k$ — среднее значение произведения плотности на теплоемкость твэла, $V_k = V_{\text{fuel}} + V_{\text{clad}}$ — объемы твэла, топлива и оболочки соответственно; $\varepsilon_k = \frac{V_k}{V}$ — пористость по твэлам k-го типа; q_{V_k} — плотность энерговыделения в твэлах k-го типа — результат нейтронно-физического расчета.

Уравнения (2.5) получены путем осреднения по объему твэла V_k уравнения теплопроводности. Такое представление позволяет объединить уравнения для средних температур топлива и оболочки в одно, что вдвое уменьшает количество решаемых уравнений. Для обратного преобразования средневзвешенной температуры T_k в средние температуры топлива или оболочки T_{kj}, необходимые для пересчета нейтронно-физических констант по их температурным зависимостям, используется следующее соотношение

$$T_{kj} = T_f + \frac{R_{kj} + 1/\alpha_k}{R_k + 1/\alpha_k} (T_k - T_f),$$

где R_{kj} — термическое сопротивление между поверхностью и точкой со средней температурой топлива или оболочки твэла k-го типа. Для определения объемного коэффициента теплопередачи α_{V_k} в рамках более детального уровня рассмотрения ячейка—твэл были проведены исследования [8]:

нестационарного коэффициента теплоотдачи при течении жидкости в трубе и произвольном законе изменения тепловой нагрузки;

влияния параметров нестационарности на термическое сопротивление твэла.

Разработанная методика и программы для расчета нестационарного коэффициента теплоотдачи и нестационарного термического сопротивления твэла используются в качестве модулей в многоуровневом теплогидродинамическом программном комплексе THERMYCO-3dt при решении системы (2.1)—(2.5).

Во втором способе энерговыделение в теплоносителе рассматривается как эффективное энерговыделение в модели пористого тела, подлежащее определению наряду с другими эффективными коэффициентами на более детальном уровне ячейка—твэл. Тогда выражение для удельной мощности эффективного энерговыделения имеет вид

$$q_{V_f} \equiv \frac{1}{V}\sum_{k=1}^{\text{type}} N_k S_k \alpha_k (T_{W_k} - T_f),$$

где T_{W_k} — средняя температура поверхности k-го типа твэлов.

Вместо решения точечных уравнений (2.5) и определения нестационарного термического сопротивления твэла R_k для каждого контрольного объема жидкости решаются одномерные уравнения теплопроводности

$$\left[(\rho c)\frac{\partial T}{\partial \tau} = \operatorname{div}(\lambda\ \operatorname{grad} T) + q_v\right]_k \qquad (2.5а)$$

с граничными условиями третьего рода.

Оба способа расчета реализованы в программном комплексе THEHYCO-3dt. При количестве типов твэлов type ≤ 2 второй способ расчета температур твэлов более эффективен.

Система уравнений (2.1)—(2.5)/(2.5а) уровня рассмотрения «активная зона» содержит коэффициенты эффективной теплопроводности $\lambda_{эф}$, эффективной вязкости $\mu_{эф}$ и сопротивления потоку жидкости K_i. Эти коэффициенты находятся из экспериментальных данных или результатов решения задачи более детального уровня рассмотрения «сборка твэлов» (рис. 1). Имеется большое число лицензионных программ, которые успешно описывают теплогидродинамику в сборке твэлов. Большинство из них [9], например, COBRA-IV, SABRE и другие используют методику «подканалов» и могут быть использованы в качестве модулей в программном комплексе THEHYCO-3dt для определения эффективных коэффициентов. В существующей на сегодняшний день версии комплекса используются экспериментальные данные для коэффициентов эффективной теплопроводности, вязкости и сопротивления потоку жидкости [10]. Так, например, коэффициенты сопротивления потоку жидкости K_i в пористом теле, состоящем из пучков твэлов, определяются как

$$K_i = \varepsilon_f \frac{\xi_i}{2d_G},$$

где ξ_i — коэффициент сопротивления трения при обтекании пучков твэлов в i-м направлении; d_G — гидравлический диаметр пучка твэлов.

В пористом теле, состоящем из пучков твэлов, коэффициенты эффективной теплопроводности $\lambda_{эф}$ и эффективной вязкости $\mu_{эф}$, обеспечивающие перенос энергии и продольной компоненты импульса в поперечном направлении, определяются как

$$\lambda_{эф} = \varepsilon_f \rho c |u_z| \frac{d_c}{d}\frac{A}{x-1}\mu^T, \quad \mu_{эф} = \varepsilon_f \rho |u_z| \frac{d_c}{d}\frac{A}{x-1}\mu^G,$$

где d — диаметр твэла; d_c — расстояние между центрами соседних ячеек твэлов; A — площадь ячейки твэлов; x — шаг решетки; μ^T, μ^G — коэффициенты межканального обмена теплом и импульсом соответственно [11].

Следует отметить, что разработанные математическая модель и программный комплекс описывают теплогидродинамические процессы в активной зоне как при вынужденной, так и при естественной конвекции вязкой, сжимаемой жидкости.

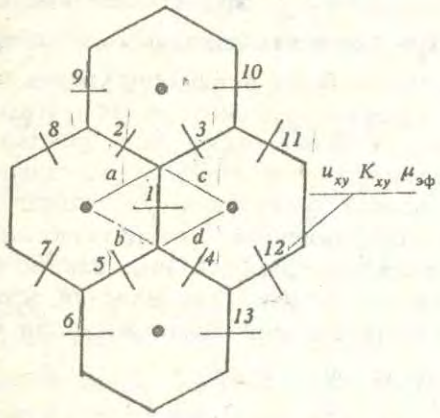
Численное решение. При решении нестационарной, трехмерной системы уравнений в частных производных с переменными коэффициентами и сложными обратными связями (2.1)—(2.5а) для вязкой, сжимаемой жидкости была использована идея метода

маркеров и ячеек (Харлоу и Уэлш, 1965) [12]. В этом методе вместо решения уравнения сохранения массы (2.1) решается уравнение Пуассона для давления. Причем дискретный аналог уравнения Пуассона является линейной комбинацией дискретных аналогов исходных уравнений движения в частных производных. Дискретный аналог, построенный непосредственно из уравнения Пуассона в частных производных, в общем случае не согласуется с дискретными аналогами исходных уравнений движения.

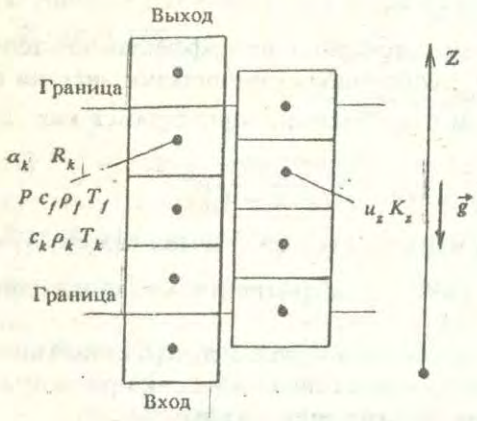
Возможность использования метода маркеров и ячеек основывается на специальном выборе смещенных относительно друг друга разбиений расчетной области. Обязательное наличие смещенных разбиений позволяет корректно использовать метод только в рамках ортогональной геометрии. Авторам удалось распространить метод на контрольные объемы, имеющие форму правильных шестиугольников (рис. 2).

На рис. 3 представлено поперечное сечение специального разбиения расчетной области на смещенные контрольные объемы (КО) и тринадцатиточечный шаблон для описания переноса импульса в поперечном сечении. Новый универсальный подход описания переноса импульса в поперечном сечении позволил сократить вдвое по сравнению с классическими работами [13] количество поперечных проекций скорости.

Описание конвективного переноса импульса в поперечном направлении по схеме против потока (на примере КО № 1, рис. 3) происходит следующим образом: сначала определяются нормальные составляющие вектора скорости на гранях с учетом выбранных направлений



Р и с. 2. Продольное сечение оптимального разбиения расчетной области на смещенные контрольные объемы



Р и с. 3. Поперечное сечение оптимального разбиения расчетной области на смещенные КО и тринадцатиточечный шаблон для описания переноса импульса в поперечном сечении

$$a\colon u_{\perp a} = \frac{1}{3}(u_3 + u_8 + u_5);$$

$$b\colon u_{\perp b} = \frac{1}{3}(u_4 + u_7 + u_2);$$

$$c\colon u_{\perp c} = \frac{1}{3}(u_{11} + u_2 + u_4);$$

$$d\colon u_{\perp d} = \frac{1}{3}(u_5 + u_{12} + u_3),$$

если нормальная составляющая вектора скорости направлена из КО, то потеря импульса пропорциональна произведениям

$$a\colon u_1 u_{\perp a};$$

$$b\colon u_1 u_{\perp b};$$

$$c\colon u_1 u_{\perp c};$$

$$d\colon u_1 u_{\perp d},$$

в противном случае приобретение импульса пропорционально произведениям

$$a\colon \frac{1}{2}(u_1 + u_9)u_{\perp a};$$

$$b\colon \frac{1}{2}(u_1 + u_6)u_{\perp b};$$

$$c\colon \frac{1}{2}(u_1 + u_{10})u_{\perp c};$$

$$d\colon \frac{1}{2}(u_1 + u_{13})u_{\perp d}.$$

Дискретный аналог системы (2.1)—(2.5а) строится методом интегрирования по контрольному объему. Используя теорему Гаусса—Остроградского, строим дискретный аналог уравнения (2.1) на контрольных объемах для ρ_f

$$\varepsilon_f \frac{\rho_f^{\tau+\Delta_\tau} - \rho_f^{\tau}}{\Delta_\tau} + \frac{1}{V_z}\left[\sum_{l=1}^{8} (\rho \vec{\mu}, (\varepsilon_f \vec{S}))_l\right]^{\tau+\Delta_\tau} = 0 \qquad (2.6)$$

и дискретный аналог уравнения (2.2) на контрольных объемах для u_z

$$\varepsilon_f \frac{(\rho_f u_z)^{\tau+\Delta_\tau} - (\rho_f u_z)^{\tau}}{\Delta_\tau} = \qquad (2.7)$$

$$= \left[\frac{1}{V_z}\left(-\sum_{l=1}^{8} \rho_f \vec{\mu} u_z (\varepsilon_f S)_l |_{\vec{n}_l} + \sum_{l=1}^{6} \mu_{эф}\, \mathrm{grad} u_z S_l |_{\vec{n}_l}\right) - K_z \rho_f |\vec{u}|\, u_z - \varepsilon_f \frac{\Delta P}{\Delta_z} - \varepsilon_f \rho g\right]^{\tau+\Delta_\tau}$$

и u_{xy}

$$\varepsilon_f \frac{(\rho_f u_{xy})^{\tau+\Delta_\tau} - (\rho_f u_{xy})^{\tau}}{\Delta_\tau} = \left[-\frac{1}{V_{xy}} \sum_{l=1}^{4} \rho_f \vec{u} u_{xy} (\varepsilon_f S)_l |_{\vec{n}_l} - K_{xy} \rho_f |\vec{u}|\, u_{xy} - \varepsilon_f \frac{\Delta P}{\Delta_{xy}}\right]^{\tau+\Delta_\tau} \qquad (2.8)$$

Здесь $\vec{n}_l$ — внешняя нормаль к грани КО; S_l — площадь l-й грани КО; Δ_τ — временной шаг; u_{xy}, u_z — поперечные и продольные проекции скорости соответственно; V_{xy}, V_z — объем КО для поперечных и продольных проекций скорости соответственно. Затем путем линейной комбинации дискретных аналогов (2.6)—(2.8) получаем уравнение Пуассона для давления на контрольных объемах для ρ_f

$$\nabla^2 p^{\tau+\Delta_\tau} = \Omega, \qquad (2.9)$$

где Ω — источник уравнения Пуассона.

Граничное условие (условие Неймана) для давления получается в результате проецирования уравнений нестационарного движения на нормаль к границе. В результате этого реализованы все возможные типы нестационарных граничных условий для скорости и давления:

задано давление во всех КО на входе и выходе а.з.;

задано давление в одних КО и скорости в других КО на входе и выходе а.з.;

заданы скорости во всех КО на входе и выходе а.з.

Запрещено в одном и том же КО на границе а.з. задавать скорость и давление одновременно.

Дискретный аналог уравнения сохранения энергии теплоносителя (2.3) имеет следующий вид

$$c_f \varepsilon_f \frac{(\rho_f T_f)^{\tau+\Delta\tau} - (\rho_f T_f u_z)^{\tau}}{\Delta_\tau} = \left[\frac{1}{V_z}\left(-\sum_{l=1}^{8} \rho_f \vec{u} T_f (\varepsilon_f S)_l |_{\vec{n}_l} + \sum_{l=1}^{6} \lambda_f \mathrm{grad} T_f S_l |_{\vec{n}_l}\right) + q_V\right]^{\tau+\Delta_\tau} \qquad (2.10)$$

с условием на границе а.з.:

если поток теплоносителя направлен во внутрь а.з., температура такого потока определяется из условия перемешивания в нижнем или верхнем коллекторе а.з.;

если поток теплоносителя направлен наружу а.з., температура такого потока равна температуре в КО на границе.

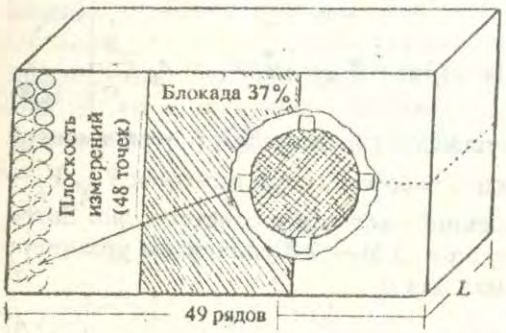
Система линейных уравнений (2.7)—(2.10) решается методом прогонки по направлениям итерационно и совместно с дискретными аналогами уравнений уровня ячейка—твэл. Ограничения на временной шаг из-за использования полностью неявной схемы отсутствуют. Однако при сильной зависимости плотности теплоносителя ρ_f в уравнении состояния (2.4) от его температуры T_f рекомендуется уменьшать временной шаг до 2—5 максимальных чисел Куранта.

37369 ч/р

Институт Атомной Энергии им. И. В. Курчатова БИБЛИОТЕКА

Описанная модель реализована в программном модуле THEHYCO-3dt, предназначенном для анализа теплогидродинамических процессов в активных зонах ядерных реакторов с вязким сжимаемым однофазным теплоносителем. Модуль THEHYCO-3dt входит составной частью в программный комплекс SKETCH.

Верификация программного модуля THEHYCO-3dt. Авторам не удалось обнаружить трехмерных теплогидродинамических комплексных расчетов или экспериментальных данных для а.з. реактора с жидкометаллическим теплоносителем и бесчехловыми тепловыделяющими сборками. Однако имеется достаточно данных для тепловыделяющих сборок, позволяющих верифицировать отдельные модули программы THEHYCO-3dt. Для тестирования гидродинамического модуля использовался эксперимент по обтеканию воздухом сборки из 563 (11÷12×49) твэлов со спиральной навивкой «ребро по ребру» (рис. 4), d = 15 мм, L/d = 84, T/d = 62, S/d = 1,13, Re = 7900 [14]. Эксперимент состоял в измерении профиля скорости за центральной блокадой, составляющей 37% входного сечения. Расчет проводился во всех 48 ячейках (точка на ячейку) в плоскости измерений. На рис. 5 представлены следующие результаты:



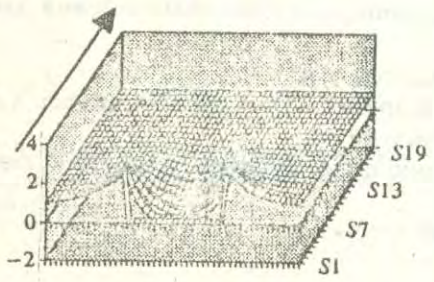
Р и с. 4. Экспериментальная установка

расчет безразмерной продольной компоненты скорости $u_z/\langle u_z\rangle$ (вид со стороны входа (рис. 5,*а*) и выхода (рис. 5,*б*);

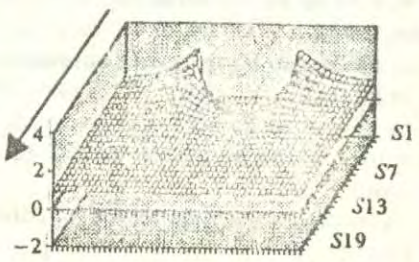
расчет и экспериментальная зависимость безразмерной продольной компоненты скорости $u_z/\langle u_z\rangle$ от безразмерной длины $1/L$ в центре блокады (рис. 5, *в*);

расчетное векторное поле скорости (рис. 5, *г*).

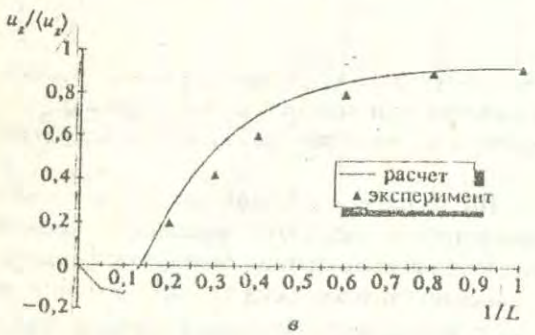
Наблюдается хорошее совпадение расчетных и экспериментальных результатов. Таким образом, гидродинамическая модель адекватно описывает процессы вынужден-



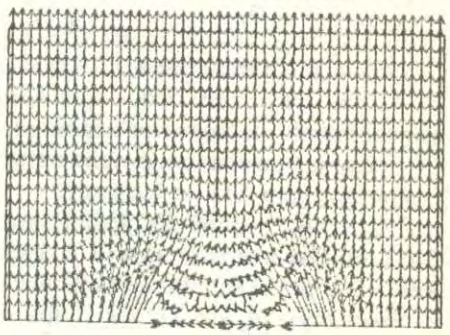
а



б



в



г

Р и с. 5. Результаты расчета (——) и эксперимента (▲)

ной конвекции вязкой, сжимаемой жидкости как в пористом теле, так и в отдельных каналах. Для верификации адекватности описания естественной конвекции необходимы дополнительные исследования.

Работа кода THEHYCO-3dt в рамках программного комплекса SKETCH. Теплогидродинамический программный код THEHYCO- 3dt моделирует следующее теплотехническое оборудование первого контура (рис. 6): теплообменник; ГЦН; нижний и верхний коллектор; активную зону (а.з.).

Задаются следующие интегральные параметры:

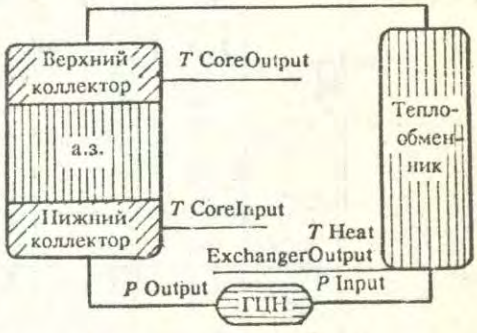
T (HeatExchangerOutput) — температура теплообменника на выходе;

P (Input), P (Output) — давление на входе и на выходе ГЦН, перепад давления на ГЦН равен перепаду на а.з. (перепад давления на теплообменнике не учитывается).

В результате расчета определяются интегральные параметры а.з.:

T (CoreInput) — температура в нижнем коллекторе;

T (CoreOutput) — температура в верхнем коллекторе (она же на входе в теплообменник).



Р и с. 6. Теплотехническое оборудование первого контура и его интегральные параметры

Исходными данными расчета являются температура теплообменника на выходе T (HeatExchangerOutput), торцевые распределения температуры T_f и продольной компоненты скорости u_z при условии абсолютного перемешивания жидкости в нижнем и верхнем коллекторах.

Взаимодействие нейтронно-физической части кода и теплогидродинамической осуществляется на каждом временном шаге явно — поочередным вызовом из управляющего модуля двух соответствующих подпрограмм без внешних итераций на временном шаге. Например, после нейтронно-физического расчета состояния а.з. на шаге τ производится теплогидродинамический расчет с использованием новых мощностей энерговыделения в твэлах k-го типа q_{v_k} (уравнения (2.5)—(2.5а)), результаты этого расчета (средние температуры топлива и оболочки твэлов k-го типа) используются для пересчета нейтронно-физических констант по их температурным зависимостям и определения нового нейтронно-физического состояния а.з. на шаге $\tau + \Delta\tau$ и т.д.

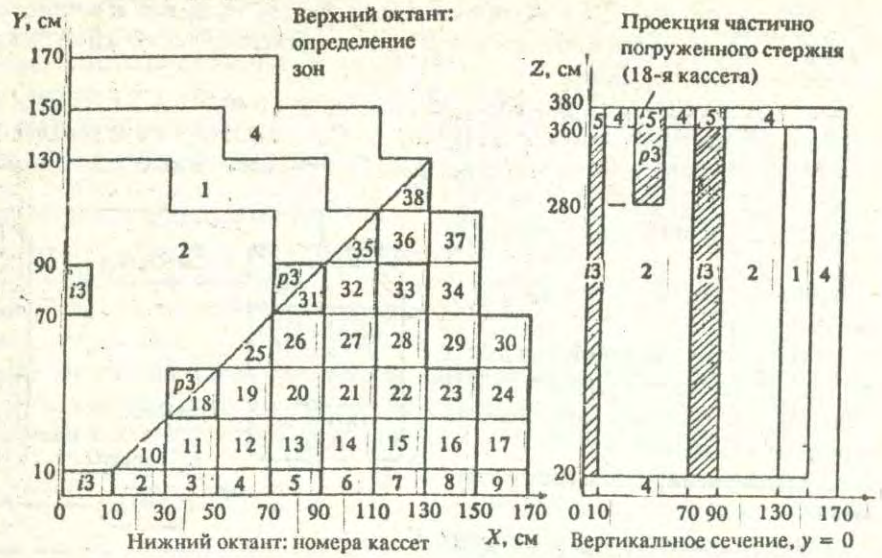
ВЕРИФИКАЦИОННЫЕ И ДЕМОНСТРАЦИОННЫЕ РАСЧЕТЫ

Расчет тестовой задачи МАГАТЭ реактора PWR. Трехмерная тестовая задача IAEA-3D [15, 16] представляет собой упрощенную двухгрупповую модель реактора PWR в прямоугольной геометрии. Задача представляет собой 1/4 часть реактора с двумя зонами разного обогащения по радиусу. Геометрия расчетной модели представлена на рис. 7. Активная зона включает 177 топливных кассет и окружена водяным отражателем без стального экрана. Ряд стержней СУЗ, погруженных в активную зону, сильно деформируют трехмерное поле энерговыделения. Кроме того, всплеск потока тепловых нейтронов на границе с радиальным водяным отражателем существенно влияет на процесс получения точного решения. С другой стороны, набор гомогенизированных макроконстант, исключение обратных связей и выбор свежей, невыгоревшей загрузки позволяют избежать трудностей, не существенных для этой тестовой задачи.

Постановка задачи. Рассчитываются и приводятся значения следующих величин:

1. Эффективный коэффициент размножения как функция расчетного интервала.

2. Плотности потоков нейтронов, усредненные по объемам ячеек размером 20×20×20 см. Плотности потоков нейтронов нормируются таким образом, чтобы



Р и с. 7. Геометрия тестовой задачи IAEA-3D реактора PWR

$$\frac{1}{V_{аз}} \int_{V_{аз}} \sum_g nS_f^g F^g dV = 1,$$

где $V_{аз}$ — объем активной зоны.

3. Максимум энерговыделения и его местоположение.

4. Усредненные по высоте мощности кассет:

$$P_k = \frac{1}{V_k} \int_{V_k} \sum_g \nu\Sigma_f^g \Phi^g dV,$$

где V_k — объем k-й кассеты.

5. Тип и численные значения критериев сходимости.

Эталонное решение этой задачи было получено D.R. Vondy и др. [16] по программе VENTURE с использованием экстраполяции Ричардсона по четырем последовательным решениям с учащением шага сетки. Последним был выполнен расчет с общим числом 1,2 миллиона расчетных точек для 1/4 части расчетной модели и шагом сетки в радиальном плане 1,6666 см.

Для тестирования нейтронного модуля программы SKETCH были выполнены расчеты с интервалами 17×17×19 и 34×34×38, шагом сетки 10 и 5 см соответственно. В качестве критерия окончания итерационного процесса нахождения решения было принято равенство локальной погрешности расчета коэффициента размножения 10^{-5}. Учитывая, что в программах SKETCH и VENTURE реализована одинаковая конечно-разностная схема пространственной аппроксимации диффузионного уравнения с расчетными точками в центре расчетной ячейки, возможно непосредственное сравнение результатов по программам VENTURE и SKETCH. В табл. 1 приведены результаты расчетов усредненного по высоте поля энерговыделения, в табл. 2 результаты сравнения трехмерных полей нейтронов и энерговыделения для кассет 1, 5, 11, 18, 22, 29, 37 с координатами центра ячеек по высоте 10, 70, 90, 170, 270 и 370 см. Практически наблюдается полное совпадение результатов расчетов по программам VENTURE и SKETCH. Эти результаты показывают, что в программе правильно реализованы метод решения условно-критической задачи и итерационный процесс решения.

Таблица 1. Сравнение усредненного по оси Z энерговыделения для тестовой задачи 3D-IAEA, рассчитанного по программам SKETCH и VENTURE (число точек 34×34×38)

0.5288 SKETCH (34×34×38)
.5284 VENTURE (34×34×38)
.0757 Различие, %

					0.2998 .2996 .0668			
				0.5214 .5210 .0768	1.0617 1.0610 .0660	0.2601 .2599 .0770		
			0.4545 .4542 .0660	0.6788 .6783 .0737	0.5288 .5284 .0757	0.7468 .7462 .0804		
		1.2189 1.2180 .0739	0.9934 1.0252 3.1018	0.9069 .9062 .0772	0.7905 0.7898 .0886	1.6023 1.6009 .0875	0.3291 .3289 .0608	
	1.4380 1.4369 .0765	1.3668 1.3657 .0805	1.2077 1.2067 .0829	1.0819 1.0810 .0833	0.9611 .9602 .0937	0.6144 .6138 .0978	0.7262 .7255 .0965	
1.4916 1.4903 .0872	1.5171 1.5158 .0858	1.3569 1.3557 .0885	1.1124 1.1119 .0450	1.0585 1.0575 .0946	0.9447 .9438 .0954	0.9447 .9438 .0954	0.9604 .9595 .0938	
0.7508 0.7507 0.0933	1.3794 1.3780 0.1016	1.5095 1.5080 0.0995	1.2670 1.2657 0.1027	0.6064 0.6058 0.0990	0.9641 0.9631 0.1038	0.9327 0.9317 0.1073	0.7063 0.7056 0.0992	1.0136 1.0125 0.1086

Характеристика	SKETCH (34×34×38)	VENTURE (34×34×38)
Коэффициент размножения	1,02865	1,02864
Энерговыделение в стержневой части 18-й кассеты	0,310896	0,3106
Энерговыделение в бесстержневой части 18-й кассеты	1,78480	1,7834
Максимум энерговыделения	2,4548	2,5035

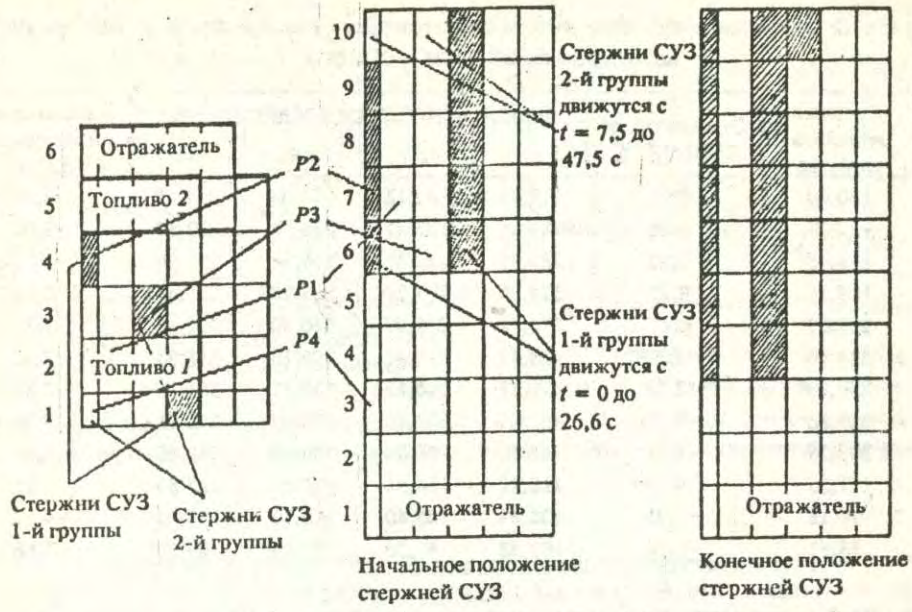
Таблица 2. Сравнение трехмерных нейтронных полей для тестовой задачи 3D-IAEA, рассчитанных по программам SKETCH и VENTURE (число точек 34×34×38)

Номер кассеты	Координаты центра ячейки, см					
	370	270	170	90	70	10
1	2	3	4	5	6	7
	Плотность потока нейтронов первой группы (34×34×38)					
1	0,5819	31,8418	53,6154	37,2047	29,1685	1,2562
	0,5813	31,8091	53,5614	37,1681	29,1400	1,2550
	0,10	0,10	0,10	0,10	0,10	0,10
5	0,5512	26,6188	42,5458	29,4324	23,0700	0,9931
	0,5506	26,5909	42,5022	29,4029	23,0471	0,9921
	0,11	0,10	0,10	0,10	0,10	0,10
11	0,6699	44,8503	77,2822	53,5841	42,0068	1,6052
	0,6693	44,8094	77,2130	53,5372	41,9732	1,6038
	0,09	0,09	0,09	0,09	0,08	0,09
18	0,5558	43,0865	76,3092	52,8829	41,4554	1,5830
	0,5554	43,0520	76,2465	52,8419	41,4234	1,5818
	0,08	0,08	0,08	0,08	0,08	0,08
22	0,5963	29,1155	44,0370	30,3761	23,8044	0,8808
	0,5957	29,0897	43,9989	30,3504	23,7844	0,8801
	0,09	0,09	0,09	0,08	0,08	0,08
29	0,1575	4,9836	7,4877	5,1628	4,0459	0,2280
	0,1673	4,9793	7,4815	5,1587	4,0426	0,2278
	−5,89	0,09	0,08	0,08	0,08	0,08
36	0,1029	3,3009	4,9859	3,4392	2,6954	0,1522
	0,1029	3,2986	4,9825	3,4369	2,6936	0,1521

Продолжение табл. 2

1	2	3	4	5	6	7
	0,07	0,07	0,07	0,07	0,07	0,07
			Плотность потока нейтронов второй группы (34×34×38)			
1	0,5995	5,2622	8,8613	6,1490	4,8208	3,9812
	0,5989	5,2568	8,8524	6,1430	4,8161	3,9774
	0,10	0,10	0,10	0,10	0,10	0,10
5	0,5690	4,3991	7,0317	4,8644	3,8129	3,1472
	0,5684	4,3945	7,0245	4,8596	3,8091	3,1444
	0,11	0,11	0,10	0,10	0,10	0,09
11	1,9206	10,5243	18,1384	12,5764	9,8591	4,9183
	1,9188	10,5146	18,1221	12,5654	9,8506	4,9141
	0,09	0,09	0,09	0,09	0,09	0,09
18	0,5730	10,0777	17,9100	12,4118	9,7297	4,8489
	0,5725	10,0697	17,8958	12,4022	9,7222	4,8452
	0,08	0,08	0,08	0,08	0,08	0,08
22	1,8073	7,2222	10,9231	7,5346	5,9045	2,6772
	1,8057	7,2158	10,9136	7,5282	5,8995	2,6749
	0,09	0,09	0,08	0,08	0,08	0,09
29	0,6714	12,1027	18,1701	12,5279	9,8176	0,9724
	0,6708	12,0925	18,1550	12,5178	9,8097	0,9716
	0,09	0,08	0,08	0,08	0,08	0,08
36	0,4406	7,9929	12,0621	8,3199	6,5205	0,6520
	0,4403	7,9874	12,0539	8,3144	6,5163	0,6516
	0,07	0,07	0,07	0,07	0,07	0,06
			Энерговыделение (34×34×38)			
1	0,0809	0,7104	1,1963	0,8301	0,6508	0,5375
	0,0809	0,7097	1,1951	0,8293	0,6502	0,5369
	0,11	0,10	0,10	0,10	0,10	0,10
5	0,0768	0,5939	0,9493	0,6567	0,5147	0,4249
	0,0767	0,5933	0,9483	0,6560	0,5142	0,4245
	0,11	0,11	0,10	0,10	0,10	0,10
11	0,2593	1,4208	2,4487	1,6978	1,3310	0,6640
	0,2590	1,4195	2,4465	1,6963	1,3298	0,6634
	0,10	0,09	0,09	0,09	0,09	0,09
18	0,0773	1,3605	2,4179	1,6756	1,3135	0,6546
	0,0773	1,3594	2,4159	1,6743	1,3125	0,6541
	0,08	0,08	0,08	0,08	0,08	0,08
22	0,2440	0,9750	1,4746	1,0172	0,7971	0,3614
	0,2438	0,9741	1,4733	1,0163	0,7964	0,3611
	0,09	0.09	0,09	0,08	0,08	0,08
29	0,0906	1,6339	2,4530	1,6913	1,3254	0,1313
	0,0906	1,6325	2,4509	1,6899	1,3243	0,1312
	0,09	0,08	0,08	0,08	0,08	0,08
36	0,0595	1,0790	1,6284	1,1232	0,8803	0,0880
	0,0594	1,0783	1,6273	1,1224	0,8797	0,0880
	0,07	0,07	0,07	0,07	0,07	0,07

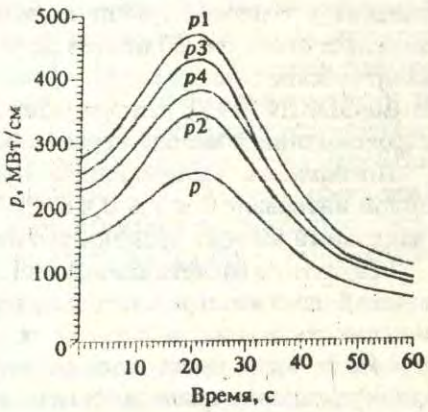
Расчет трехмерной тестовой задачи Лангенбуха (моделирование нейтронной кинетики реактора PWR). Двухгрупповая трехмерная тестовая задача, предложенная Лангенбухом (S. Langenbuch) [17] и др., представляет собой переходный процесс на запаздывающих нейтронах в реакторе PWR. Геометрия расчетной модели реактора



Р и с. 8. Геометрия нестационарной тестовой задачи реактора PWR

PWR представлена на рис. 8. Переходный процесс начинается с подъема четырех частично погруженных стержней со скоростью 3 см/с на временном интервале $0 \le t \le 26{,}7$ с. Вторая группа стержней опускается с той же скоростью на временном интервале $7{,}5 \le t \le 47{,}5$ с. Рассчитывается переходный процесс продолжительностью 60 с. Граничное условие — нулевое значение потока нейтронов на границе отражателя.

Постановка задачи. Рассчитывается средняя по реактору линейная нагрузка на ТВС и локальные значения линейной нагрузки в четырех определенных точках (рис. 9). Нейтронное поле в реакторе нормируется таким образом, чтобы средняя по реактору линейная нагрузка была равна 150.



Р и с. 9. Изменение средней по реактору линейной (p) и локальной (p_1, p_2, p_3, p_4) мощности в тестовой задаче Лангенбуха

Был выполнен расчет данного переходного процесса по программе SKETCH с шагом пространственной сетки 10 см и шагом интегрирования по времени 0,25 с. Зависимость от времени средней по реактору линейной мощности и локальной линейной мощности в четырех точках реактора изображена на рис. 9. Результаты расчета по программе SKETCH и их отклонение от результатов, полученных по программе CUBBOX с тем же шагом интегрирования по времени, представлены в табл. 3. Максимальное отклонение средней по реактору линейной нагрузки составляет 4,3%, отклонение локальных значений линейной нагрузки не превышает 7,3%. Эти отклонения объясняются различными методами пространственной и временной аппроксимации, используемыми в программах SKETCH и CUBBOX, а также тем фактом, что в программе CUBBOX имеется возможность получать макроконстанты для ячейки с частично погруженным стержнем с весом потока нейтронов внутри ячейки.

Расчет нейтронной кинетики трехмерного гомогенного куба. Данная тестовая задача, предложенная в работе Фергюссона и Хансена (D.R. Fergusson и K.F. Hansen) [19], моделирует переходный процесс в гомогенном кубе со стороной 200 см. Используются две энергетические группы для потока нейтронов и одна группа запаздывающих

Таблица 3. Сравнение результатов расчета нестационарной тестовой задачи в реакторе PWR по программам SKETCH и CUBBOX

Время, с	Средняя линейная нагрузка	Отклонение от CUBBOX, %	Локальное значение линейной нагрузки				Максимальное отклонение от CUBBOX, %
			p1	p2	p3	p4	
0,0	150,00	0,00	279,79	182,18	254,05	229,15	−2,14
1,0	152,37	0,09	284,15	185,33	258,10	232,57	−2,06
2,0	155,45	0,12	289,77	189,38	263,36	236,93	−2,13
5,0	168,55	0,23	314,08	207,29	285,78	255,63	−2,04
10,0	200,53	0,17	374,32	259,93	340,50	301,43	−1,36
15,0	234,96	−1,36	438,59	318,37	399,26	351,88	−2,93
20,0	253,70	−2,25	470,42	346,13	430,77	381,25	−3,89
25,0	241,36	−3,27	440,66	327,84	406,97	366,71	−5,00
30,0	203,75	−4,18	366,36	275,34	330,93	313,65	−6,49
40,0	121,55	−4,35	218,22	165,56	185,33	187,89	−7,32
50,0	76,18	−1,91	138,92	105,60	116,79	113,45	−4,72
60,0	58,81	−0,72	107,28	81,56	90,16	87,50	−3,66

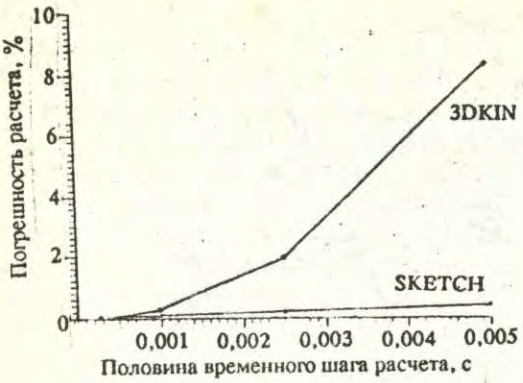
нейтронов. Расчетная сетка по пространству равномерная — 10 интервалов в каждом направлении. Граничные условия — нулевое значение потока нейтронов на каждой границе. Возмущение представляет собой ступенчатое уменьшение макросечения поглощения в тепловой группе по всему объему куба в начальный момент времени и составляет примерно 50 центов по реактивности. Данная тестовая задача имеет точное аналитическое решение [19], кроме того было получено решение этой задачи по программе 3DKIN [19] с использованием конечно-разностного метода пространственной аппроксимации и метода переменных направлений для интегрирования по времени.

Постановка задачи. Рассчитывается тепловой поток в центре реактора на временном интервале $0 \le t \le 0{,}4$ с. Нейтронное поле нормируется таким образом, чтобы в начальный момент времени тепловой поток в центре реактора был равен 0,816.

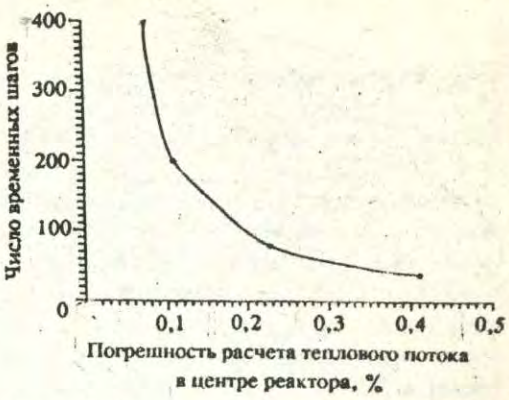
Результаты расчета данной тестовой задачи по программе SKETCH для различных значений шага интегрирования по времени представлены в табл. 4. На рис. 10 показана зависимость точности расчета теплового нейтронного потока в момент времени $t = 0{,}4$ с от временного шага расчета. Сравнение результатов сходимости расчета к точному решению в зависимости от величины временного шага для программ SKETCH и 3DKIN показывает существенное превосходство неявной схемы (SKETCH) по сравнению с методом переменных направлений в комбинации с «frequency transformation» (3DKIN). Данная задача также иллюстрирует высокую эффективность используемого в программе SKETCH модифицированного метода итерации источника. Число внешних итераций практически не зависит от величины временного шага и равно 2. Так как суммарное число итераций пропорционально числу временных шагов, на рис. 11 изображена зависимость вычислительных затрат от требуемой точности расчета теплового потока в момент времени $t = 0{,}4$ с.

Таблица 4. Результаты расчета задачи «гомогенный куб»

Время, с	SKETCH				Точное решение
	$\Delta t = 0{,}01$	$\Delta t = 0{,}005$	$\Delta t = 0{,}002$	$\Delta t = 0{,}001$	
0,0	0,816	0,816	0,816	0,816	0,816
0,05	1,124	1,125	1,126	1,127	1,127
0,10	1,402	1,404	1,406	1,406	1,407
0,15	1,653	1,656	1,659	1,659	1,660
0,20	1,881	1,885	1,887	1,888	1,890
0,30	2,278	2,282	2,285	2,286	2,288
0,40	2,609	2,614	2,617	2,618	2,620



Р и с. 10. Зависимость точности расчета от временного шага для тестовой задачи «гомогенный куб»



Р и с. 11. Зависимость вычислительных затрат от заданной точности для задачи «гомогенный куб»

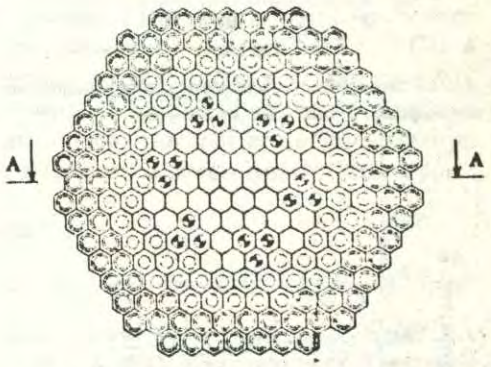
РАСЧЕТ АВАРИИ С ЗАКУПОРКОЙ ТЕЧЕНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ НА ВХОДЕ В ГРУППУ ТВС БЕЗ СРАБАТЫВАНИЯ АВАРИЙНОЙ ЗАЩИТЫ (LOF WS)

Для демонстрации пригодности программного комплекса для анализа переходных процессов со сложной комбинацией нейтронно-физических, тепловых и гидродинамических процессов были выполнены расчеты аварий с самопроизвольным движением группы регулирующих стержней и закупоркой течения теплоносителя на входе в группу ТВС без срабатывания аварийной защиты (TOP WS и LOF WS) в быстром реакторе со свинцовым теплоносителем РБ ЕЦ-2 [18]. В настоящей работе представлены результаты расчета аварии LOF WS. Исходное состояние реактора соответствует штатному режиму работы на номинальной мощности. Закупорка происходит на входе семи ТВС (рис. 12), в качестве центра закупорки была выбрана ТВС среднего обогащения с максимальной мощностью. Процесс закупорки моделировался постепенным уменьшением аксиальной составляющей скорости теплоносителя на границе активной зоны в соответствии с геометрической прогрессией:

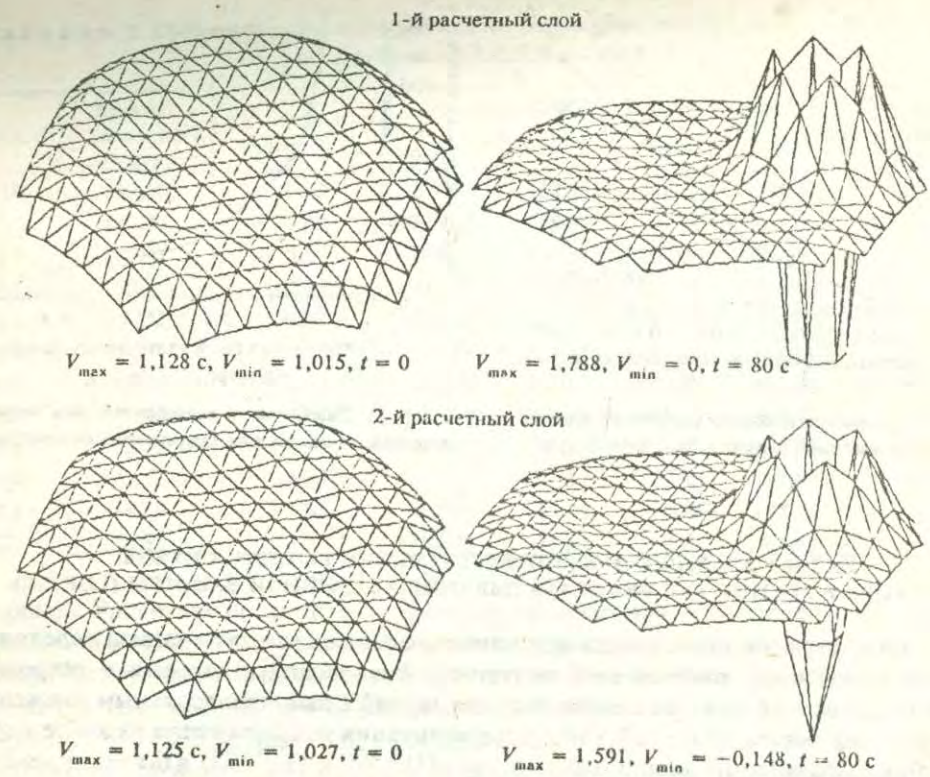
$$\vec{V}(t + \Delta t) = 0{,}9\vec{V}(t).$$

Во время переходного процесса перепад давления на активной зоне оставался постоянным. Аварийная защита не срабатывала. Рассчитывался переходный процесс продолжительностью 80 с. Временной шаг расчета для всех моделей составлял 0,1 с.

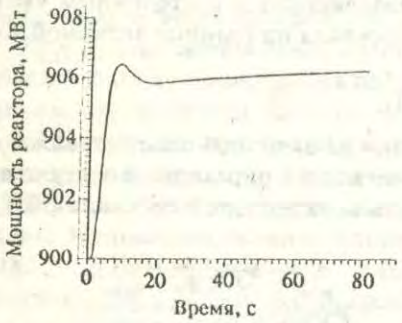
На рис. 13 изображены поля аксиальной проекции скорости теплоносителя в 1-м расчетном слое от входа в активную зону и во 2-м расчетном слое, непосредственно за закупоркой в начальный ($t = 0$) и конечный ($t = 80$ с) моменты времени. Зависимость в переходном процессе мощности реактора от времени приведена на рис. 14. Полученные результаты показывают, что без существенного снижения точности получаемых результатов аварии данного типа можно рассчитывать с фиксированным полем энерговыделения. На рис. 15, 16 представлены зависимости от времени максимальных по реактору температур топлива, оболочек оксидного и сырьевого твэлов и температуры теплоносителя в центральной закупоренной ТВС.



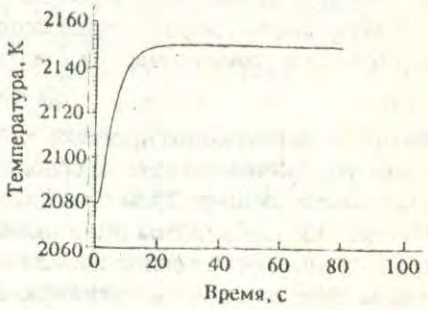
Р и с. 12. Картограмма реактора в аварии с закупоркой группы ТВС: ◎ — ЗБО; ○ — ЗСО; ⬡ — ЗМО; ◔ — ячейка с погруженным стержнем СУЗ; ⬡ — ТВС, на входе которых образуется закупорка



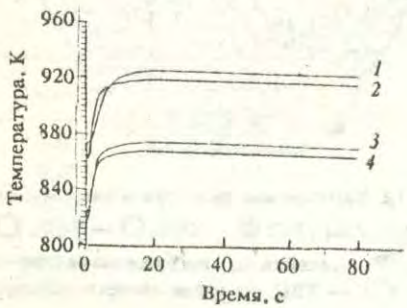
Р и с. 13. Поля аксиальной проекции скорости теплоносителя на входе в активную зону в 1-м расчетном слое и во 2-м слое непосредственно за закупоркой в начальный и конечный моменты времени переходного процесса



Р и с. 14. Зависимость мощности реактора в аварии с закупоркой группы ТВС от времени



Р и с. 15. Зависимость максимальной по реактору температуры оксидного топлива от времени



Р и с. 16. Зависимость от времени максимальных по реактору температур: карбидного топлива (*1*); оболочки оксидного твэла (*2*); оболочки карбидного твэла (*3*); теплоносителя (*4*)

РЕЗУЛЬТАТЫ И ВЫВОДЫ

Представленные выше результаты тестирования блоков стационарного нейтронно-физического комплекса SKETCH подтверждают правильность реализации в программе алгоритмов решения условно-критической задачи и обоснованность критериев окончания сходимости итерационных процессов.

Для тестирования нестационарного модуля программы были выполнены расчеты трехмерной тестовой задачи нейтронной кинетики в реакторе PWR и трехмерной тестовой задачи в гомогенном кубе. Было выполнено сравнение результатов расчета переходного процесса в реакторе PWR по программе SKETCH и по программе CUBBOX. Максимальное отклонение в средней по реактору линейной нагрузке составляет 4,3%, в локальных значениях 7,3%. Это различие объясняется различными методами пространственной и временной аппроксимации, реализованными в программах SKETCH и CUBBOX, а также тем фактом, что в программе CUBBOX имеется возможность усреднять макроконстанты в ячейке с частично погруженным стержнем СУЗ с весом нейтронного поля внутри ячейки. Результаты расчета задачи в гомогенном кубе сравнивались с аналитическим решением данной задачи и решением по программе 3DKIN. Результаты сравнения показывают существенно лучшую точность неявной схемы временной аппроксимации, реализованной в программе SKETCH, по сравнению с неявным методом переменных направлений, использующимся в программе 3DKIN. Данная задача также показывает высокую эффективность разработанного для программы SKETCH модифицированного метода итерации источника. Число внешних итераций на временном шаге расчета практически не зависит от величины временного шага и в среднем равно двум итерациям.

Выполненные расчеты свидетельствуют о широком диапазоне применимости программы SKETCH для анализа нейтронно-физических процессов в реакторах различного типа. Расчет нестационарных тестовых задач дает основания для утверждения о приемлемой точности описания переходных процессов в реакторах для широкого спектра задач: от номинальных режимов работы ЯЭУ до аварийных режимов с разгоном на мгновенных нейтронах.

Тестирование гидродинамического модуля комплекса SKETCH с использованием данных эксперимента по обтеканию воздухом сборки твэлов показало, что гидродинамическая модель, положенная в основу программного модуля, адекватно описывает процессы вынужденной конвекции вязкой, сжимаемой жидкости как в пористом теле, так и в отдельных каналах.

Для демонстрации работоспособности и пригодности разработанного программного комплекса SKETCH для анализа аварийных переходных процессов в проектируемых быстрых реакторах со свинцовым теплоносителем были выполнены расчеты аварии с самоходом группы стержней СУЗ и аварии с закупоркой течения теплоносителя на входе в активную зону. Качественный анализ полученных результатов позволяет сделать вывод о широкой области применимости программного комплекса SKETCH в рамках расчетного анализа стационарных и переходных процессов в перспективных жидкометаллических реакторах. Программный комплекс SKETCH обладает высоким быстродействием даже на IBM PC AT 486, что делает возможным его использование практически во всех организациях, связанных с проектированием новых реакторов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шихов С.Б., Троянский В.Б. Теория ядерных реакторов. Т. 2. Газокинетическая теория. — М.: Энергоатомиздат, 1983.
2. Зимин В.Г., Щукин Н.В. Модифицированный метод итерации источника для решения многогрупповых уравнений пространственной нейтронной кинетики. — В кн.: Тез. докл. VII Всесоюзного семинара по проблемам физики реакторов «Внутренняя безопасность ядерно-энергетических установок», 3—7 сентября 1991 г. — М.: ЦНИИатоминформ, 1991, с. 189—191.
3. Zimin V.G., Schukin N.V. Modified Source Iteration Method for Few — Group Space — Time Dependent Neutron Kinetics Equations. — In: Proc. of 1992 Top. Meet. on Advances in Reactor Physics, March 8—11 1992. — Charleston, USA, 1992, vol. 2, p. 457—468.
4. Марчук Г.И., Лебедев В.И. Численные методы в теории переноса нейтронов. — М.: Атомиздат, 1981.
5. Ортега Дж. Введение в параллельные и векторные методы решения линейных систем. — М.: Мир, 1991.

6. Хайрер Э., Нерсетт С., Ваннер Г. Решение обыкновенных дифференциальных уравнений. Нежесткие задачи: Пер. с англ. — М.: Мир, 1990.
7. Савандер В.И., Щукин Н.В., Корсун А.С. и др. Моделирование трехмерных динамических процессов в активной зоне жидкометаллических быстрых реакторов нового поколения. — Отчет МИФИ, — М., 1992.
8. Бондаренко А.В. Проблемы моделирования нестационарного течения и теплообмена в каналах ЯЭУ. — В кн.: Пояснительная записка к дипломному проекту. — М.: МИФИ, 1994.
9. Sha W. An overview on rod-bundle thermal-hydraulic analysis. — Nucl. Eng. Desing, 1980, vol. 62, p. 1—24.
10. Кириллов П.Л., Юрьев Ю.С., Бобков В.П. Справочник по теплогидравлическим расчетам. — М.: Энергоатомиздат, 1984.
11. Жуков А.В. и др. Теплогидравлический расчет ТВС быстрых реакторов с жидкометаллическим охлаждением. — М.: Энергоатомиздат, 1985.
12. Пейре Роже, Тейлор Томас Д. Вычислительные методы в задачах механики жидкости. Т. 2. — Л.: Гидрометеоиздат, 1986.
13. Кумаев В.Я., Леончук М.П. Численное моделирование трехмерного нестационарного течения теплоносителя в пучках твэлов. — Атомная энергия, 1986, т. 60, вып. 6.
14. Vitruk S.G., Korsun A.S., Ushakov P.A., Gabrionovich B.N. THEHYCO-3DT: THERMAL HYDRODYNAMIC CODE FOR THE 3 DIMENSIONAL TRANSIENT CALCULATION OF ADVANCED LMFBR CORE. — In: Proc. of the 7th International Meeting Reactor Thermal-Hydraulics. TECHNICAL TOPIC: Liquid-Metal-Cooled Reactor Thermal-Hydraulics. — Saratoga, USA, 1995 (In press).
15. Argonne Code Center Benchmark Problem Book. — ANL 7416, Supplement 2, 1977, p. 277.
16. Wagner M.R., Finnemann H., Lee R.R., Meneley D.A., Micheelsen B., Misfeld I., Vondy D.R., Werner W. Multidimensional LWR Benchmark Problems. — Trans. Am. Nucl. Soc., 1976, vol. 23, p. 211—212.
17. Langenbuch S., Maurer W. and Werner W. Coarse — Mesh Flux — Expansion Method for the Analysis of Space — Time Effects in Large Light Water Reactor Cores — Nucl. Sci. Eng. 1977, vol. 63, p. 437—357.
18. Орлов В.В., Слесарев И.С., Алексеев П.Н. и др. Двух-, трехконтурная паропроизводящая установка со свинцовоохлаждаемым быстрым реактором (РБ-ЕЦ). — В кн.: Тез. докл. VII семинара по проблемам физики реакторов «Внутренняя безопасность ядерно-энергетических установок», 3—7 сентября 1991 г. — Москва, МИФИ, б/о «Волга», с. 62—64.
19. Fergusson D.R., Hansen K.F. Solution of the Space — Dependent Reactor Kinetics Equations in Three Dimensions. — Nucl. Scien. Eng., 1973, vol. 51, p. 189—205.

Статья поступила в редакцию 5 декабря 1994 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 4, с. 8—28.

УДК 621.039

ПРОГРАММА ДГУП РАСЧЕТА ПЕРЕНОСА НЕЙТРОНОВ И ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ ДЛЯ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК

И.М. Беляков, С.П. Санталов, Р.М. Шагалиев, В.А. Шумилин,
Российский федеральный ядерный центр — ВНИИЭФ, 607200,
Нижегородская обл., г. Саров, пр. Мира, 37

Представлена программа (ДГУП) расчета пространственной динамики активной зоны транспортного реактора. Продемонстрирована работоспособность комплекса ДГУП—КОБРА.

PROGRAM DGUP FOR ANALYSING THE NEUTRON TRANSPORT AND ENERGY RELEASE IN REACTOR PLANTS. I.M. BELYAKOV, S.P. SANTALOV, R.M. SHAGALIEV, V.A. SHUMILIN. A program (DGUP) is presented for analysing spatial dynamics of a transport-type reactor core. The effectiveness of the DGUP—COBRA complex is shown.

Программа ДГУП рассчитывает двумерное нестационарное уравнение переноса нейтронов в групповом диффузионном осесимметричном приближении:

$$\frac{1}{V_i}\cdot\frac{\partial U_i}{\partial t} + LU_i + \alpha_i U_i = \sum_{j=1}^{I1}\beta_{i,j}U_j + Q_i, \quad i = 1, 2, \ldots, I1,$$

$$LU_i \equiv -\frac{1}{r}\frac{\partial}{\partial r}\left(r\cdot\varkappa_i\cdot\frac{\partial U_i}{\partial r}\right) - \frac{\partial}{\partial z}\left(\varkappa_i\cdot\frac{\partial U_i}{\partial z}\right).$$

Для нахождения решения уравнения по времени выбирается разностная сетка с шагами, обеспечивающими требуемую точность. На каждом счетном шаге решение находится итерациями по интегралу столкновений. При разностной аппроксимации уравнения переноса по пространству используется схема узлового типа*), получаемая система алгебраических уравнений для одной группы решается прямым методом квадратного корня. Для экономии времени счета обращение матрицы производится вне итерационного цикла.

Программа ДГУП предназначена для использования совместно с созданной в РНЦ «Курчатовский институт» программой КОБРА. При этом по программе ДГУП рассчитывается двумерное диффузионное уравнение переноса нейтронов в осесимметричном приближении и энерговыделение, а по программе КОБРА — канальная гидравлика.

В стационарном варианте по программе ДГУП рассчитывается K эффективное ($K_{эф}$) и проводится нормировка плотности нейтронов и концентрации ядер-предшественников на заданную начальную мощность.

В нестационарном варианте при совместном счете общим шагом по времени является шаг для решения уравнения переноса. В начале шага происходит обращение к подпрограмме расчета нейтронных констант, затем организуется итерационный цикл, в котором рассчитываются источники запаздывающих нейтронов и решается уравнение переноса. В конце шага рассчитываются энерговыделение и различные балансы. Удельная мощность в топливе и теплоносителе для каждого гидравлического канала и слоя по высоте передается в программу КОБРА. В одном общем шаге по времени содержится несколько шагов по гидравлике, после счета которых из программы КОБРА из каждого гидравлического канала и слоя по высоте передаются значения температуры и плотности в топливе и теплоносителе. По полученным значениям плотностей и температур рассчитываются нейтронные константы.

Пространственные сетки для решения уравнения переноса строятся с учетом обеспечения требуемой точности независимо от сеток для расчета констант и гидравлики, для обмена информацией задаются массивы о соответствии этих сеток. Границы сетки по высоте для решения уравнения переноса должны содержать границы сетки по высоте для гидравлики и констант. По радиусу реактор разбивается на цилиндрические слои, в каждом цилиндрическом слое производится гомогенизация в соответствии с долями ТВС в этих слоях. Помимо активной зоны сетка включает торцевые отражатели и внешний корпус.

Расчеты реакторной установки проводились с использованием четырехгрупповой системы нейтронных констант. При сравнении полученных результатов с имевшимися в отчетах результатами одно- и двухгрупповых расчетов было отмечено следующее. При хорошем согласии интегральных характеристик ($K_{эф}$) имеет место отличие в распределении нейтронной плотности, а именно: в отличие от одно- и двухгрупповых расчетов в четырехгрупповом расчете возникает максимум нейтронной плотности во внешнем слое воды около кожуха. Этот максимум обусловлен распределением нейтронов тепловой группы и его трудно описать при использовании двух групп.

Для проверки были проведены расчеты данной системы по программам, основанным на кинетическом приближении, которые подтвердили полученные результаты.

На пространственной сетке из 24 слоев по радиусу и 14 слоев по высоте время счета одной итерации составляет 2,5—3 с на PC/AT-386 (в зависимости от применяемого транслятора).

---

*) Трощиев В.Е., Шагалиев Р.М. Консервативные узловые схемы методов конечных разностей и конечных элементов для двумерного уравнения теплопроводности. — Численные методы механики сплошной среды, 1984, т. 15, вып. 4, с. 131—157.

Программа написана на языке FORTRAN—77 с использованием препроцессора SWIFT. Программа может применяться в групповых расчетах переноса нейтронов для широкого класса реакторных задач. Настройка на конкретную геометрию осуществляется в модуле РНД.

Статья поступила в редакцию 6 сентября 1993 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 4, с. 28—30.

УДК 621.039.562

УПРАВЛЕНИЕ ПО ТЕМПЕРАТУРЕ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ДЛЯ ДОСТИЖЕНИЯ ЗАДАННОГО УРОВНЯ МОЩНОСТИ РЕАКТОРА ПРИ ПУСКЕ КОСМИЧЕСКОЙ ЯЭУ ТОПАЗ-2

В.П. Гарин, М.Ю. Ермошин, В.В. Скорлыгин,
РНЦ «Курчатовский ин-т», 123182, Москва, пл. Академика Курчатова

Для быстрого достижения заданного уровня нейтронной мощности при автоматическом пуске космической ЯЭУ предлагается метод, основанный на использовании мгновенного значения температуры теплоносителя на выходе из реактора.

ACHIEVING THE DESIGNED REACTOR POWER LEVEL DURING THE START-UP OF THE TOPAZ-2 SPACE NPS USING THE COOLANT TEMPERATURE CONTROL. V.P. GARIN, M.Yu. YERMOSHIN, V.V. SKORLYGIN. To rapidly achieve the designed neutron power level during the automatic start-up of the TOPAZ-2 space NPS, a method is proposed based on using the instantaneous magnitude of the coolant temperature at the reactor outlet.

Достижение заранее заданного уровня нейтронной мощности — типичная задача для ядерной энергетической установки любого типа — от промышленного реактора до транспортных установок. Методы ее решения отработаны для ЯЭУ различных типов. Применительно к задаче пуска космической ядерной энергетической установки (КЯЭУ) с термоэмиссионным реактором-преобразователем (ТРП) [1] задача быстрого автоматического вывода на заданный уровень нейтронной мощности остается весьма актуальной. Это связано с несколькими особенностями КЯЭУ с ТРП:

1. Пуск установки космического назначения происходит в условиях ограниченного времени, так как все питание космического аппарата до окончания пуска происходит от бортовой аккумуляторной батареи ограниченной емкости. В связи с этим вывод установки на заданный уровень нейтронной мощности прогрева $N_{пр}$ происходит так быстро, как это только возможно по условиям прочности и длительной работоспособности. Во время быстрого увеличения мощности стационарное уравнение баланса энергии не выполняется:

$$N > GC_p(T_{вых} - T_{вх}), \qquad (1)$$

где N — мощность реактора; G — массовый расход теплоносителя; C_p — изобарная теплоемкость; $T_{вых}$, $T_{вх}$ — температура теплоносителя на выходе и входе в реактор.

2. Достижение заданного уровня нейтронной мощности $N_{пр}$ является промежуточным этапом пуска, который, однако, в значительной степени определяет длительность и успешность всего режима. При слишком малых значениях $N_{пр}$ автоматический пуск может произойти за недопустимо большое время или не произойти вовсе; при слишком больших — возможно нарушение допустимого теплового режима электрогенерирующих каналов (ЭГК) ТРП.

3. Датчиком мощности является ионизационная камера, ток которой $I_{ик}$ пропорционален мощности N в широком диапазоне. Коэффициент пропорциональности η в уравнении

$$I_{ик} = \eta N \tag{2}$$

будем называть удельным током камеры. Использование значения η, измеренного на холодном реакторе при наземных испытаниях, может явиться источником значительной ошибки при пуске в штатных условиях.

4. При номинальном режиме работы КЯЭУ проблема определения η устраняется многоканальной системой автоматического управления (САУ), корректирующей мощность по току термоэмиссионного преобразователя в соответствии с разработанной логикой. Однако цезиевая система установки с ТРП прогревается в процессе пуска с большим запаздыванием, составляющим несколько десятков минут. До этого времени ток нагрузки близок к нулю, что делает невозможным использование логики управления в номинальном режиме на этапе пуска.

В данной работе описывается метод решения проблемы достижения заранее заданного уровня нейтронной мощности $N_{пр}$ при пуске КЯЭУ с ТРП, основанный на использовании сигнала температуры теплоносителя на выходе из реактора. В основе данного метода лежат следующие соображения:

1. Температурное поле в реакторной установке в каждый момент времени не связано с измеряемым током камеры, а определяется предшествующей историей изменения реальной нейтронной мощности в процессе пуска.

2. При заданном линейном законе увеличения задания нейтронной мощности и $\eta \approx \text{const}$ мгновенное значение температуры теплоносителя на выходе из реактора T_x является функцией предшествующего изменения нейтронной мощности $N(t)$:

$$T_x = T_x(N(t), \eta), \tag{3}$$

причем можно ожидать, что (3) допускает однозначное обращение:

$$N = N(T_x(t), \eta). \tag{4}$$

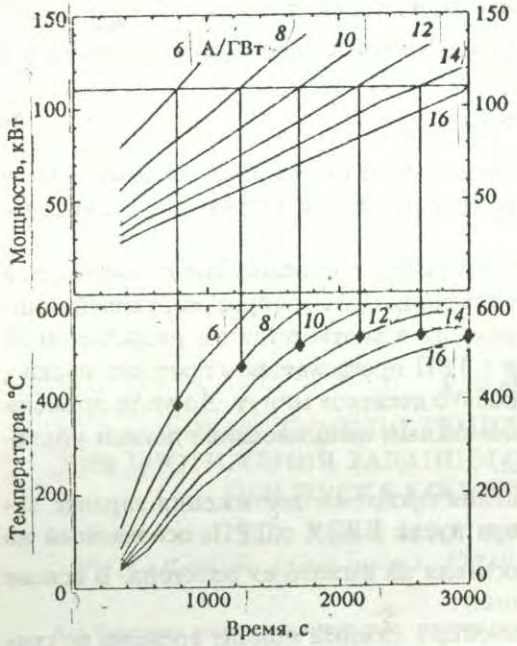
Для функциональных зависимостей (3) и (4) удельный ток η является параметром.

3. В процессе численного моделирования пусковых режимов с различными η имеется возможность установления вида зависимостей (3) и (4) и построения линий постоянной мощности $N_{пр} = \text{const}$ в координатах: время — температура теплоносителя на выходе из реактора.

Удельный ток ионизационной камеры (коэффициент пропорциональности η в уравнении (2)) определяется при наземных экспериментах на нулевом уровне мощности в процессе физического пуска. Установка в это время находится в атмосфере воздуха в помещении с определенными условиями отражения нейтронов. Для условий штатной работы в составе космического аппарата в вакууме определенное при физическом пуске значение η может уменьшаться до 30%. Кроме того, с увеличением температуры реактора в сторону ужесточения изменяется спектр выходящих нейтронов, что также приводит к дальнейшему снижению удельного тока. Необходимо также отметить, что определить η по данным полномасштабных наземных энергетических испытаний не представляется возможным, так как из-за окружения реактора вакуумной камерой с охлаждаемыми водой стенками удельный ток возрастает в несколько раз.

Таким образом, при использовании для управления только тока камеры можно надеяться, что вывод на заданный уровень мощности $N_{пр}$ произойдет в лучшем случае с точностью 30%, что совершенно неудовлетворительно.

Вышеуказанные причины привели к разработке алгоритма выхода на заданный уровень мощности прогрева $N_{пр}$, который основан на динамическом сравнении изме-



Р и с. 1. Зависимость нейтронной мощности и температуры теплоносителя на выходе из реактора от времени при пуске с различным удельным током камеры: ◆ — постоянная мощность для $N_{пр}$ = 110 кВт

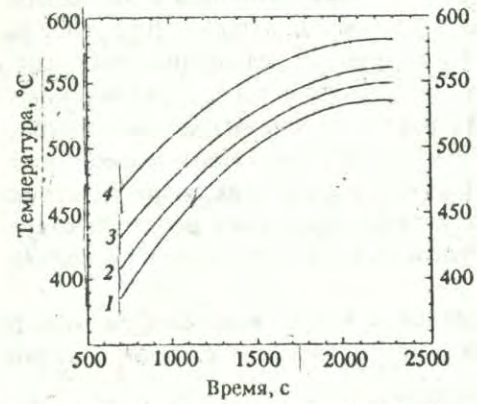
ряемого мгновенного значения температуры теплоносителя на выходе из реактора с величинами, предварительно рассчитанными для различных возможных значений удельного тока. Для этого по компьютерной программе NENSY [2], реализующей динамическую модель установки ТОПАЗ-2, были проведены вариантные расчеты пусковых режимов, в которых изменялся удельный ток камер с 6 до 14 А/ГВт (определенное на стапеле сборки в окружении воздуха значение составляет $\eta \approx$ $\approx 10 \cdot 1$ ГВт$^{-1}$). Целью расчетов было получение зависимостей (3) и (4) в графическом виде и установление на этой основе формы и коэффициентов кривых $N_{пр}$ = const в координатах: время (t) — температура теплоносителя на выходе из реактора ($T_{вых}$). Способ построения такой кривой показан на рис. 1.

Результаты были обработаны с помощью программ регрессионного анализа, что дало соотношения, аппроксимирующие результаты расчетов. Построенные кривые изображены на рис. 2. Свободной переменной является время от момента достижения минимально контролируемого уровня мощности. Как показал анализ, наряду с более точной параболической интерполяцией результатов

$$T_{вых} = A(N_{пр})t^2 + B(N_{пр})t + C(N_{пр}) \qquad (5)$$

можно пользоваться линейным приближением, что и реализовано в существующей системе автоматического управления установкой ТОПАЗ-2.

Таким образом, разработанный алгоритм достижения заданного уровня мощности заключается в прекращении увеличения задания по мощности в тот момент, когда величина температуры теплоносителя на выходе из реактора становится равной вычисляемой по формуле (5) для заданного $N_{пр}$. Данный способ был многократно проверен при пусках опытных образцов установки ТОПАЗ-2 в процессе наземных испытаний.



Р и с. 2. Постоянная мощность: *1*, *2*, *3*, *4* — $N_{пр}$ = 110, 115, 120, 125 кВт соответственно

Интерес представляет определение допустимых значений $N_{пр}$. Длительность этапа прогрева в первую очередь определяется температурой теплоносителя на входе в реактор. Последняя же зависит от уровня мощности, на которой прогревается установка. Для оценки влияния мощности были проведены расчеты, результаты которых сведены в таблицу.

Из приведенных результатов следует, что при увеличении мощности $N_{пр}$, на которой прогревается установка, время разогрева уменьшается примерно по линейному закону. При $N_{пр} < 100$ кВт автоматический пуск встречается с трудностями, так как электрической

Влияние уровня мощности на время прогрева

Уровень мощности $N_{пр}$, кВт	Время до достижения мощности $N_{пр}$, с	Время открытия цезиевого клапана, с	Время прогрева, с	Время пуска, с
100	1704	2711	1006	Нет пуска
110	1910	2708	798	3053
120	2113	2725	612	2978
130	2319	2761	442	2955

мощности при данном сопротивлении нагрузки не хватает для достижения номинального напряжения. Однако стремление любой ценой поднять мощность не приводит к существенному выигрышу в общем времени пуска: прогрев генератора паров цезия и цезиевой системы происходит от входного трубопровода теплоносителя, температура которого слабо зависит от уровня мощности.

Таким образом, стратегией этапа прогрева должно быть достижение заранее выбранного уровня мощности 110 ... 130 кВт.

Описанный в данной работе метод успешно реализован в САУ установки ТОПАЗ-3, экспериментально отработан и защищен авторским свидетельством [3]. Авторы надеются, что метод может быть полезен и для установок других типов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Никитин В.П., Пономарев-Степной Н.Н., Николаев Ю.В. и др. Малогабаритная космическая ЯЭУ с термоэмиссионным реактором-преобразователем на основе одноэлементных ЭГК. — В кн.: Тезисы докладов конференции «Ядерная энергетика в космосе». — Обнинск, 15—19 мая, 1990, часть 1, с. 357—359.
2. Гарин В.П., Ермошин М.Ю., Скорлыгин В.В. и др. Математическая модель и программа расчета переходных режимов ядерной термоэмиссионной энергетической установки. — В кн.: Тезисы докладов конференции «Ядерная энергетика в космосе». — Обнинск, 15—19 мая, 1990, часть 1, с. 318—319.
3. Авторское свидетельство № 304789 от 01.11.1989.

Статья поступила в редакцию 25 марта 1994 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 4, с. 30—33.

УДК 621.039.5.58+621.039.514.4

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ БЕЗАВАРИЙНОГО ПУСКА КОСМИЧЕСКОЙ ЯЭУ БЕЗ ПУСКОВОГО ИСТОЧНИКА НЕЙТРОНОВ

Ю.В. Волков, Ю.Д. Макаренков, А.Г. Матков,

ГНЦ РФ Физико-энергетический институт, 249020, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1

На основе общей модели ветвящегося процесса с несколькими типами частиц и иммиграцией получены выражения для вероятности задержки времени появления первой незатухающей цепочки деления (ПНЦД). Выполнены расчеты для типовой космической ЯЭУ с различными скоростями введения положительной реактивности и различными мощностями пускового источника нейтронов. Показано, что если внешний источник нейтронов слабый или отсутствует, может быть достигнута критичность на мгновенных нейтронах прежде, чем будет получена ПНЦД.

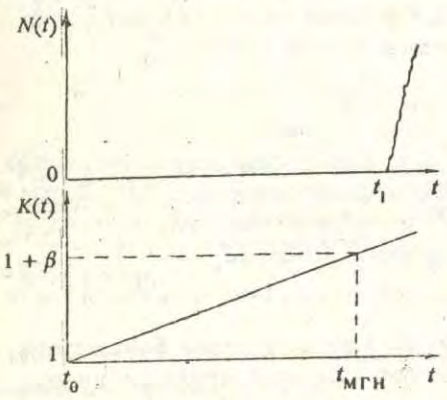
EXTIMATION OF THE POSSIBILITY OF A FAIL-SAFE START-UP FOR A SPACE NUCLEAR POWER SYSTEM WITHOUT A NEUTRON SOURCE. Yu.V. VOLKOV, Yu.D. MAKARENKOV, A.G. MATKOV. Based on the general model of a branching process with several particle types and immigration, the expressions have been obtained for the probability of a time delay of the first persistent fission chain (FPFC). Calculation for a typical space NPS with different velocities of the positive reactivity insertion and with different powers of the start-up neutron source are perfomed. It is shown that if the external neutron source is weak or absent, the criticality on instantaneous neutrons may be reached before the FPFC is obtained.

Исследования, результаты которых вошли в статью, предприняты в связи со следующими обстоятельствами.

1. В период подготовки к испытаниям, а также при штатной эксплуатации космических ЯЭУ (КЯЭУ) из соображений радиационной безопасности (РБ) желательно использовать относительно «слабые» источники нейтронов. Это связано с тем, что с КЯЭУ проводятся многочисленные работы (различные проверки и «прокрутки» механизмов), когда установка не защищена биологической защитой и персонал при этом не имеет достаточных знаний по РБ. Поэтому желательно работать с источником нейтронов минимальной интенсивности, в предельном случае — использовать нейтроны спонтанного деления и естественного фона.

2. В процессе автоматического пуска КЯЭУ мощность реактора возрастает на 10 и более порядков и в начале пуска может проявляться стохастичность нейтронной популяции. Последнее особенно важно учитывать при «слепом» пуске, когда мощность реактора какое-то время не находится под контролем САУ («слепой» пуск, в частности, использовался на КЯЭУ «Топаз»).

3. По соображениям РБ на Земле и массогабаритов в космосе кажется приемлемой идея вообще обойтись при запуске КЯЭУ без пускового источника нейтронов.



Развитие нейтронной популяции в реакторе со слабым источником при линейном росте реактивности: t_0 — момент времени достижения критичности на запаздывающих нейтронах; t_1 — момент времени появления ПНЦД; $t_{МГН}$ — момент времени достижения критичности на мгновенных нейтронах

Таким образом, возникают проблемы по обеспечению ядерной безопасности при работах на Земле и пуске в космосе, когда КЯЭУ имеет только слабый источник. Суть проблемы состоит в том, что в такой ситуации при возникновении и росте надкритичности (аварийной или при пуске) нейтронная популяция начинает расти не сразу, а через некоторое случайное время, в момент возникновения ПНЦД. Все происходит примерно так, как изображено на рисунке. Значит, когда аварийная защита (АЗ) начинает чувствовать нейтроны (при аварии) или «подхватывает» процесс пуска, величина надкритичности оказывается случайной и может превысить допустимую величину (например, превысить $\beta_{эф}$). Отсюда возникает возможность ядерной аварии как на Земле, так и в космосе.

На основе общей модели ветвящегося процесса с несколькими типами частиц и иммиграцией*) получены соотношения для вероятностных характеристик времени задержки $t_1 - t_0$ появления ПНЦД. Вероятность того, что ПНЦД появится после момента времени t может быть определена из формулы

$$P(t) = \exp\{-S_{эф} \int_{t_0}^{t} q[k(t)]dt\},$$

где $q[k(t)]$ — вероятность бесконечного продолжения ветвящегося процесса в «идеальном» реакторе (изолированном от постороннего источника нейтронов, когда в него каким-либо образом впущен один нейтрон), зависящая от $k > 1$ в момент времени t после t_0.

Среднее время задержки определяется как

$$t_{ср} = \int_{t_0}^{\infty} P(t)dt.$$

*) Волков Ю.В., Назаров В.К. Замыкание стохастической теории точечного реактора нулевой мощности: Препринт ФЭИ-1888. — Обнинск, 1988.

Если считать, что при появлении ПНЦД уставка АЗ достигается очень быстро (мгновенно), то вероятность ядерной аварии можно оценить как

$$p_{\text{ав}} = \exp\left\{-S_{\text{эф}} \int_{t_0}^{t_{\text{МГН}}} q[k(t)]dt\right\},$$

где $t_{\text{МГН}}$ — момент времени достижения критичности на мгновенных нейтронах (МГН). Например, если закон ввода положительной реактивности после t_0 есть $k(t) = 1 + \alpha t$, то $t_{\text{МГН}} = (k_{\text{МГН}} - 1)/\alpha$.

Из формул видим, что $P(t)$ и $P_{\text{ав}}$ экспоненциально зависят от $S_{\text{эф}}$, и важно правильно понимать для этого специфического случая, что значит эффективный источник нейтронов. Пусть мощность источника есть S. Его нейтроны могут расходоваться

— на производство делений;

— на непроизводительное поглощение в реакторе;

— вообще не попадать в реактор (если источник вне его), или вылетать из него за счет утечки (если источник внутри реактора). С точки зрения оценки вероятности появления ПНЦД в реакторе, в двух последних случаях нейтроны как бы не существуют для реактора, так как они не производят цепочек делений. Поэтому

$$S_{\text{эф}} = Sp_f,$$

где p_f — вероятность нейтрону произвести деление в реакторе.

Такое определение интенсивности эффективного источника нейтронов отличается от общепринятого, однако, его физический смысл вполне прозрачен. Из формул для $P(t)$ и $P_{\text{ав}}$ видно, что нейтроны источника и нейтроны, рожденные в процессе делений, учитываются раздельно. Вероятностью q учитывается история нейтронов, рожденных в процессе делений, как будто нейтроны источника после начальной инициации процесса делений не поступают в реактор. Интенсивностью $S_{\text{эф}}$ учитывается, что в реактор поступают нейтроны, не возникающие из цепочек делений, но инициирующие их появление. Если нейтроны источника не инициируют появление цепочек делений, то бессмысленно прослеживать историю этих цепочек, так как их просто нет.

Были сделаны расчетные оценки ожидаемых эффектов при наличии и отсутствии постороннего (пускового) источника нейтронов для типовых возможных вводов положительной реактивности на различных этапах жизненного цикла КЯЭУ. Исходные данные:

— $\beta_{\text{эф}} = 0{,}7\%$;

— $\alpha = 0{,}049\%/\text{с}$ — безопасная скорость введения реактивности с помощью регулятора, рекомендуемая ПБЯ-В.09-91;

— $\alpha = 0{,}5\%/\text{с}$ — скорость при самопроизвольном движении большой группы (10—12) органов управления;

— $\alpha = 0{,}7\%/\text{с}$ — скорость, равная максимальной скорости ввода аварийной защиты;

— $\alpha = 5\%/\text{с}$ — скорость, близкая к максимальной скорости ввода реактивности при возникновении аварийной ситуации;

— эффективный источник имеет интенсивность 6, 160 или 2000 нейтр./с.

Во всех случаях принят линейный закон ввода положительной реактивности, вплоть до $\Delta k = 5\%$.

Из таблицы видно, что во всех случаях со слабым источником ($S_{\text{эф}} = 6$, 160 нейтр./с), за исключением одного, среднее время до появления ПНЦД — достаточно большое, чтобы за него ввелась реактивность более $\beta_{\text{эф}}$. Из расчетов для типовых КЯЭУ следует, что $S_{\text{эф}} = 2000$ нейтр./с соответствует $S = 10^4 \div 10^5$ нейтр./с.

Результаты расчета среднего времени до появления ПНЦД
и введенной за это время положительной реактивности

Эффективная мощность нейтронов, $S_{эф}$, нейтр./с	Параметры	Скорость введения положительной реактивности α, %/с			
		0,049	0,5	0,7	5
6	$t_{ср}$, с	30	10	9	4
	Δk, %	1,5	5	5	5
160	$t_{ср}$, с	5	1,5	1,3	0,6
	Δk, %	0,25	0,8	0,9	2,8
2000	$t_{ср}$, с	1,6	0,5	0,4	0,05
	Δk, %	0,08	0,23	0,28	0,25

Можно сделать вывод, что при обосновании безопасности КЯЭУ на всех этапах жизненного цикла (и особенно при автоматическом пуске установки) необходимо учитывать мощность постороннего (от спонтанных делений горючего или дополнительного) источника нейтронов и скорость введения положительной реактивности.

Статья после доработки поступила в редакцию 2 марта 1995 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 4, с. 33—36.

УДК 621.039.51

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ РЕКУРРЕНТНОГО МЕТОДА ДЛЯ РАСЧЕТА КСЕНОНОВЫХ ПЕРЕХОДНЫХ ПРОЦЕССОВ В ЯДЕРНОМ РЕАКТОРЕ

Н.А. Котельников,
Свердловский филиал НИКИЭТ, 624051, Свердловская обл., г. Заречный

Изложен рекуррентный метод решения уравнений иодно-ксеноновой кинетики реактора. Рассмотрена реализация метода в составе единого информационно-вычислительного комплекса, моделирующего процессы в активной зоне. Приведены сравнительные результаты рекуррентного и аналитического решения для частных случаев. Сделана верификация по результатам эксперимента.

APPLICATION OF THE RECURRENCE METHOD FOR ANALYSING THE TRANSIENT XENON PROCESSES IN A NUCLEAR REACTOR. N.A. KOTEL'NIKOV. A recurrence method of solving the equations of iodine-xenon kinetics of a reactor is described. An implementation of the method in the frame of a unified database-computational complex simulating the in-core processes is described. The results of the recurrence and analytical solutions for some particular cases are compared. The method is verified experimentally.

При эксплуатации исследовательских ядерных реакторов, имеющих сильные процессы отравления топлива ^{135}Xe, важным является расчет концентрации этого шлака на переходных режимах. В данной работе предлагается рекуррентный метод такого расчета, использующийся в информационно-вычислительном комплексе (ИВК) исследовательского водо-водяного реактора ИВВ-2М [1].

ИВК включает в себя:

— пакет прикладных программ MCU [2] для подготовки малогрупповых констант;

— решение уравнения диффузии нейтронов нодальным методом в трехмерной геометрии в трехгрупповом энергетическом приближении с наложением дополнительной одномерной сетки [3];

— расчет теплогидравлических параметров ТВС с учетом неизотермичности течения и влияния гидроокисной пленки на оболочках твэлов;

— расчет процесса шлакования топлива изотопами ^{135}I—^{135}Xe и ^{149}Pm—^{149}Sm рекуррентным методом;

— систему детекторов внутриреакторного контроля мощности для коррекции результатов расчета;

— базу данных по элементам активной зоны, ТВС и экспериментальным устройствам.

ОПИСАНИЕ МЕТОДИКИ РАСЧЕТА

Рассмотрим реализацию расчета шлакования в ИВК реактора. Изменение концентраций ^{135}Xe и ^{135}I основных шлаков, влияющих на нейтронно-физические характеристики активной зоны, описывается следующей системой дифференциальных уравнений [4]:

$$\frac{dI(t)}{dt} = \Gamma_I \Sigma_f \varphi(t) - \lambda_I I(t); \qquad (1)$$

$$\frac{dXe(t)}{dt} = \Gamma_{Xe} \Sigma_f \varphi(t) + \lambda_I I(t) - \sigma_{Xe} \varphi(t) Xe(t) - \lambda_{Xe} Xe(t),$$

где Γ_I и Γ_{Xe} — выход ^{135}I и ^{135}Xe при делении ядра ^{235}U; λ_I, λ_{Xe} — постоянные распада этих изотопов; σ_{Xe} — эффективное сечение поглощения нейтронов изотопом ^{135}Xe, т.е. $\sigma_{Xe} = \dfrac{\int \sigma(E)\varphi(E)dE}{\int \varphi(E)dE}$. Поскольку выход ^{135}I происходит через короткоживущий изотоп ^{135}Te, то значение $\Gamma_I = 0{,}06$.

Решение системы (1) для произвольного вида функции мощности реактора $\varphi(t)$ проводится в рекуррентной форме переходом от дифференциала dt к малому интервалу времени Δt:

$$\begin{gathered} Xe(\Delta t) = \Delta t\,\Gamma_{Xe}\Sigma_f\varphi(0) + I(0)\lambda_I\Delta t - Xe(0)(\Delta t\,\sigma_{Xe}\varphi(0) + \Delta t\lambda_{Xe} - 1); \\ I(\Delta t) = \Delta t\,\Gamma_I\Sigma_f\varphi(0) - I(0)(\Delta t\lambda_I - 1); \\ \varphi(\Delta t)^{(i)} = \varphi(0)^{(i)} + w\Delta t, \end{gathered} \qquad (2)$$

где $\Sigma_f\varphi(0)$ и $\sigma_{Xe}\varphi(0)$ — генерация и выгорание ^{135}Xe в ячейках активной зоны в момент времени 0 соответственно; w — скорость изменения мощности реактора на малом интервале Δt.

Таким образом, если известны концентрации изотопов в момент времени 0, можно получить их значения через интервал Δt. Величина интервала Δt определена путем подбора и составляет 3 мин, что дает удовлетворительную точность, сокращение же Δt ниже этого значения не эффективно.

Расчет по системе (2) ведется для каждой топливной ячейки, что позволяет учитывать пространственные изменения концентрации ^{135}I и ^{135}Xe и, как следствие, перераспределение энерговыделения по активной зоне. После просчета перехода реактора на новый уровень мощности или в точку изменения значения скорости w вычисляются величина потери реактивности $\Delta\rho_{Xe}$ реактора и изменение групповых констант для расчета новых значений функционалов $\Sigma_f\varphi(t)$ и $\sigma_{Xe}\varphi(t)$:

$$\Delta\rho_{Xe} = -100\,\frac{\overline{Xe}\,\sigma_{Xe}}{\Sigma_a},$$

где σ_{Xe} — эффективное сечение поглощения ^{135}Xe для нода со средневзвешенным выгоранием ^{235}U, что позволяет учитывать «смягчение» нейтронного спектра при выгорании топлива; Σ_a — среднее по активной зоне сечение поглощения нейтронов; $\overline{Xe}$ — средневзвешенная концентрация ^{135}Xe в активной зоне.

ВЕРИФИКАЦИЯ МЕТОДА

Рассмотрим результаты верификации метода. Начнем со стационарного режима работы реактора, когда концентрации ^{135}I и ^{135}Xe в реакторе постоянны. Тогда из условия $dI(t)/dt = 0$ и $dXe(t)/dt = 0$ получаем для системы (1) решение вида

$$I(\text{const}) = \frac{\Gamma_I\Sigma_f\varphi(\text{const})}{\lambda_I},\quad Xe(\text{const}) = \frac{(\Gamma_{Xe} + \Gamma_I)\cdot\Sigma_f\varphi(\text{const})}{\lambda_{Xe} + \sigma_{Xe}\varphi(\text{const})}.$$

Полученные значения для номинальной мощности реактора приведены в табл. 1. Там же приведены значения концентраций I и Xe, полученные рекуррентным методом через 50 ч работы реактора на постоянной мощности, т.е. по достижении стационарного отравления.

Таблица 1. Характеристики стационарного ксенонового режима*)

Метод расчета	$I(const)\cdot 10^{-17}$	$Xe(const)\cdot 10^{-16}$	$\Delta\rho_{Xe}(const)$
Аналитический	0,159	0,250	−3,74
Рекуррентный	0,159	0,251	−3,73

*) Значения концентраций здесь и далее приводятся для объема расчетной ячейки.

Далее были получены и сопоставлены значения концентраций ^{135}I и ^{135}Xe в «иодной яме», которая имеет место после снижения мощности реактора. Снижение мощности в расчетах проводилось скачком с номинального значения до нуля. В этом частном случае $\varphi(t) = 0$ и аналитическое решение системы (1) имеет вид

$$I(t) = I(0)\exp(-\lambda_I t),$$

$$Xe(t) = Xe(0)\exp(-\lambda_{Xe} t) + I(0)\frac{\lambda_I}{\lambda_{Xe} - \lambda_I}(\exp(-\lambda_I t) - \exp(-\lambda_{Xe} t)),$$

где $I(0) = I(const)$, $Xe(0) = Xe(const)$ — значения концентраций в момент останова реактора.

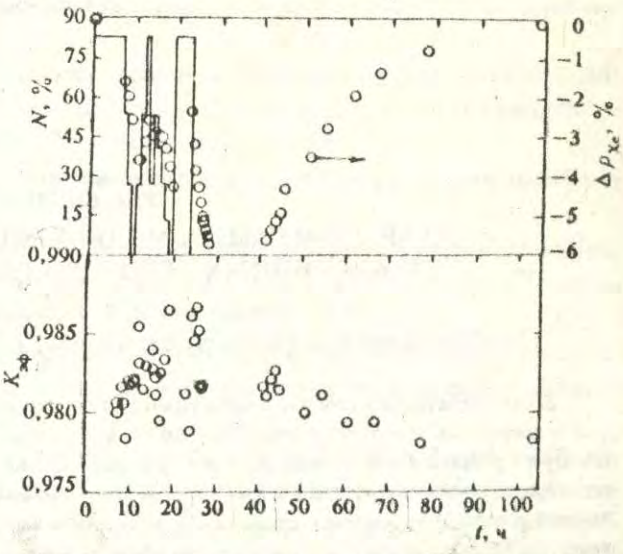
Концентрации ^{135}I и ^{135}Xe для двух контрольных значений времени после останова реактора приведены в табл. 2.

Таблица 2. Концентрации ^{135}I и ^{135}Xe в двух точках «иодной ямы»

Метод расчета	$I(9:45)\cdot 10^{-16}$	$Xe(9:45)\cdot 10^{-16}$	$I(24:00)\cdot 10^{-16}$	$Xe(24:10)\cdot 10^{-16}$
Аналитический	0,574	0,795	0,130	0,509
Рекуррентный	0,573	0,787	0,132	0,509

Как следует из приведенных результатов для двух частных случаев работы реактора (постоянство мощности и сброс мощности до нуля), аналитическое и рекуррентное решения дают одинаковые значения концентраций ^{135}I и ^{135}Xe. Ситуация, когда мощность реактора меняется по известному закону, т.е. медленными переходами реактора с одного уровня на другой, была проверена экспериментом.

Режим работы реактора с несколькими точками переключения мощности $\varphi(T)$ представлен на рисунке. После завершения режима работы на мощности реактор был переведен на минимальный контролируемый уровень мощности и фиксировалось время потери критичности и ее восстановления, т.е. уход реактора в «иодную яму» и его выход. Для всех точек переключения $\varphi(T)$, фиксированного критсостояния при соответствующей расчетной концентрации ^{135}Xe, считалось значение $K_{эф}$ реактора. Как видно из рисунка, колебания $K_{эф}$ лежат в интервале 1%, что не выходит за погреш-



Зависимость мощности N, величины отравления $\Delta\rho_{Xe}$ и $K_{эф}$ реактора от условий экспериментального режима

ность расчета поля нейтронов в реакторе с учетом мощностного эффекта реактивности. Расчетные значения отравления в точках ухода и выхода реактора из «иодной ямы» равны 5,78 и 5,61% $\Delta K/K$ соответственно, а $K_{эф} = 0{,}9818$ и 0,9816.

ВЫВОДЫ

Рассмотренный метод решения системы (1) упрощает получение подробных графиков иодно-ксеноновой кинетики на переходных режимах работы реактора и избавляет при этом от использования довольно громоздкого аналитического решения. Еще одним преимуществом такого метода решения является его универсальность в отношении функции изменения мощности реактора $\varphi(T)$.

Результаты верификации указывают на достоверность расчетов концентраций ^{135}I и ^{135}Xe при любом режиме изменения мощности реактора.

Реализация метода на ЭВМ также проста: для ИВВ-2М число ячеек, по которым ведется расчет, не превышает 500, а время расчета — нескольких секунд.

Следует отметить такую немаловажную деталь, как зависимость σ_{Xe} от концентрации ^{135}Xe, что существенно при значительных ее изменениях и должно учитываться при расчетах в виде функции $\sigma_{Xe} = \sigma_{Xe}\ (^{135}Xe)$.

Для пары ^{149}Pm—^{149}Sm отличием при расчетах является лишь длина временного интервала Δt, которая увеличена.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Батуров Б.Б., Булкин Ю.М., Васенков В.И. и др. Реактор ИВВ-2М и его развитие. Опыт эксплуатации. — ВАНТ: Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1978, вып. 1(21), с. 9—15.
2. Майоров Л.В., Юдкевич М.С. Нейтронно-физические константы в расчетах реакторов на тепловых нейтронах. — М.: Энергоатомиздат, 1988.
3. Takeda T., Komano Y. Extension of askew's coarse mesh method to few-group problems for calculating two-dimension power distribution in fast breeder reactors. — J. Nukl. Sci. Tehcn., 1978, vol. 15, p. 523.
4. Рудик А.П. Оптимизация физических характеристик ядерных реакторов. — М.: Атомиздат, 1979.

Статья поступила в редакцию 10 марта 1994 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 4, с. 37—40.

УДК 621.039.58

SiTAP: ПРОГРАММА МОДЕЛИРОВАНИЯ ПЕРЕХОДНЫХ И АВАРИЙНЫХ РЕЖИМОВ РАБОТЫ АЭС С ВВЭР

В.Н. Калиненко, А.В. Калмыков, И.В. Елкин,

РНЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Академика Курчатова

SiTAP представляет собой многофункциональный расчетный комплекс для быстрого анализа переходных и аварийных режимов работы АЭС с ВВЭР. SiTAP включает в себя вычислительную часть, обеспечивающую проведение совместных расчетов нейтронно-физических процессов в активной зоне реактора и теплогидравлических процессов в элементах реакторного контура и турбоустановки. SiTAP оснащен диалоговой системой отражения результатов и управления моделированием. Многофункциональность комплекса SiTAP обеспечивает возможность его эффективного использования для задач оценки технических решений при проектировании АЭС, оценки безопасности и эффективности управления действующих установок, подготовки конструкторского и эксплуатационного персонала.

SiTAP: TRANSIENT AND EMERGENCY MODE SIMULATION PROGRAM FRO A NPP WITH A VVER. V.N. KALINENKO, A.V. KALMYKOV, I.V. YOLKIN. SiTAP is a multifunctional design complex for speedily analysing the transient and emergency operation modes of a NPP with a VVER. SiTAP incorporates a computational program for a complex analysis of the neutron-physics processes in the reactor core and thermal- hydraulic processes in the reactor circuit and turbine plant elements. SiTAP uses an interactive system of displaying the results and controlling the simulation process. The multifunctional operation of SiTAP makes it useful in effectively evaluating the problems of NPP engineering design, safety and efficient control of the operational plants, as well as in training the developing and service staff.

SiTAP представляет собой многофункциональный расчетный комплекс для быстрого анализа переходных и аварийных режимов работы АЭС с ВВЭР. SiTAP включает в себя вычислительную часть, обеспечивающую проведение совместных расчетов нейтронно-физических процессов в активной зоне реактора и теплогидравлических процессов в элементах реакторного контура и турбоустановки. SiTAP оснащен диалоговой системой отображения результатов и управления моделированием. Кроме того, в состав симулятора входит широкий набор утилит, облегчающих подготовку исходных данных, обработку и представление результатов расчета. Многофункциональность комплекса SiTAP обеспечивает возможность его эффективного использования для задач оценки технических решений при проектировании АЭС, оценки безопасности и эффективности управления действующих установок, подготовки конструкторского и эксплуатационного персонала.

ВВЕДЕНИЕ

Комплекс SiTAP разработан на базе моделей, использованных в кодах серии МОСТ [1, 2]. Коды этой серии хорошо зарекомендовали себя на протяжении почти десяти лет эксплуатации при решении задач, связанных с анализом динамики ядерных энергетических установок.

Необходимость создания комплекса SiTAP продиктована следующими обстоятельствами. Анализ использования программ серии МОСТ, а также других отечественных и зарубежных кодов, предназначенных для моделирования динамики поведения реакторных установок в переходных и аварийных режимах работы АЭС, показал, что существует ряд задач, для которых использование таких кодов не эффективно:

информационная поддержка инженеров-конструкторов, связанная с необходимостью проведения массовых вариантных теплогидравлических расчетов нестационарных режимов работы АЭС, для оценки технических решений;

информационная поддержка инженеров-экспериментаторов на стадии планирования испытаний;

информационная поддержка инженерного персонала АЭС в части оценки текущих динамических характеристик установки при решении задач, связанных с управлением и дальним надзором за безопасностью;

оценка состояния станции в работах, связанных с удаленным мониторингом АЭС;

обучение инженерного персонала, направленное на углубление знаний в области динамики и безопасности АЭС.

По мнению авторов, для эффективного решения перечисленных выше задач необходимы программные средства, основанные на специфическом сочетании приоритетов, лежащих в основе их создания и развития. Можно даже говорить об отдельном классе программных средств, стоящем между «кодами улучшенной оценки» и «симуляторами АЭС». Наиболее общие требования, предъявляемые к таким средствам, можно сформулировать следующим образом:

меньшая степень детальности, чем в кодах улучшенной оценки, но более высокая по сравнению с компьютерными тренажерами, как в отношении моделирования тонких физических эффектов, так и в отношении описания конструктивных особенностей установки;

не обязательное обеспечение моделирования в реальном масштабе времени, так как указанные выше задачи не относятся к оперативному управлению;

обеспечение не только полноты и наглядности выходной информации, но и возможности управления ее отображением в ходе расчета, а также предоставление пользователю возможности проектирования и разработки новых форм и алгоритмов управления ими, наиболее полно отвечающих требованиям конкретной задачи;

обеспечение сервисной поддержки, облегчающей ведение массовых вариантных расчетов, подготовку данных, анализ, хранение и документирование результатов;

уменьшенный, по сравнению с кодами улучшенной оценки, объем исходных данных;

возможность проведения оценочных расчетов в условиях неопределенности некоторых исходных данных;

простота в освоении и работе с программным средством, отсутствие повышенных требований в профессиональном уровне подготовки пользователя в области программирования, численных методов, теории нейтронной физики и термодинамики;

доступность программного средства, возможность его эффективного использования на персональном компьютере среднего класса.

В настоящее время завершены работы над созданием опытной версии кода SiTAP v0.9 и проводится его опытная эксплуатация.

Архитектура SiTAP. Комплекс SiTAP состоит из следующих основных частей:

расчетного модуля (блока моделирования);

системы отображения результатов расчета в режиме on-line;

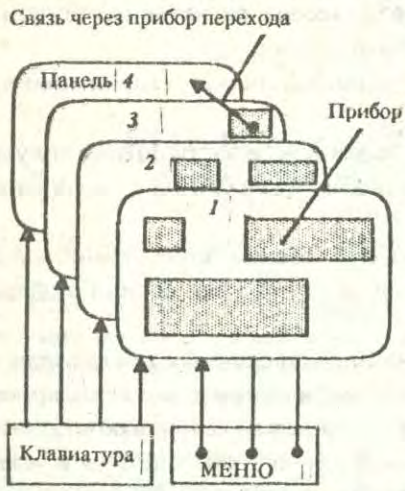
блока интерактивного управления отображением результатов расчета и ходом моделирования;

базы данных форм отображения;

программы DESIGNER v1.0 для разработки новых форм отображения и компоновки их в связанные между собой экранные панели;

утилит для подготовки исходных данных, постпроцессорной обработки результатов и демонстрации их в анимированной форме по заданному сценарию.

В основе построения комплекса лежит модульный принцип, что позволяет легко менять его конфигурацию в зависимости от имеющегося аппаратного обеспечения и специфики решаемых задач. Так, комплекс может эффективно эксплуатироваться на одном персональном компьютере типа IBM PC AT, но может быть переконфигурирован и для работы на многопроцессорной или многотерминальной станции. Архитектура SiTAP позволяет использовать его как самостоятельный инструмент моделирования динамических процессов или как средство отображения информации, получаемой от реального объекта, например, интегрального стенда.



Р и с. 1. Архитектура комплекса SiTAP

Общая структура комплекса показана на рис. 1.

Блок моделирования. Блок моделирования комплекса SiTAP предназначен для расчета поведения теплофизических параметров основных элементов оборудования АЭС с ВВЭР в условиях переходных и аварийных режимов ее работы. SiTAP имеет огра-

ничения на перечень рассматриваемых элементов оборудования и конфигурацию тепловой схемы установки из-за достаточно жесткой структуры расчетных модулей. Это, с одной стороны, несколько снижает возможности расчета реакторных установок принципиально различных типов, но, с другой стороны, позволяет добиться хорошей степени адекватности моделирования при невысоких затратах машинных ресурсов и приемлемой скорости счета (не медленнее, чем один к десяти, по сравнению с реальным временем, на компьютерах типа IBM PC AT-286). Кроме того, для определенных типов установок, на которые ориентирована программа, такой подход позволил существенно облегчить подготовку исходных данных, соотнести входную информацию с имеющейся в проектной и эксплуатационной документациях.

Ограничения на перечень моделируемого оборудования и конфигурацию тепловой схемы определяют расчетную схему программы. SiTAP допускает некоторые изменения расчетной схемы, связанные в основном со способом описания отдельных элементов оборудования, конфигурации тепловой схемы и системы автоматического регулирования. Эти возможные изменения рассмотрены ниже.

Расчетная схема SiTAP. Расчетная схема состоит из реакторной установки (РУ), некоторых элементов второго контура и систем безопасности, технологических защит и автоматического регулирования. РУ может быть представлена следующими элементами:

ядерным реактором, в котором рассматриваются активная зона, представленная в виде системы параллельных каналов и байпаса, верхняя и нижняя камеры смешения, опускной участок (кольцевой зазор) реактора;

циркуляционными петлями, каждая из которых включает горячую нитку, трубную систему парогенератора (ПГ) и холодную нитку с разбивкой на ряд микроучастков;

главными циркуляционными насосами (ГЦН);

главными запорными задвижками (ГЗЗ) (для ВВЭР-440 и некоторых проектов ВВЭР-1000);

системой поддержания давления, состоящей из компенсатора давления (КД), соединительного трубопровода, комплекта электронагревателей, трубопровода сброса пара с импульсно-предохранительными клапанами;

системой борного регулирования реакторного контура.

Из оборудования и технологических систем второго контура в рассмотрение включены элементы, оказывающие существенное влияние на поведение режимных параметров реакторной установки:

парогенераторы со стороны второго контура;

система паропроводов свежего пара;

система питательной воды, включающая модели трубопроводов турбопитательных насосов, вспомогательных и аварийных электронасосов;

основная арматура трубопроводов турбоустановки, включая стопорно-регулирующий клапан турбины;

быстродействующие редукционные устройства сброса пара в атмосферу (БРУ-А), в конденсатор (БРУ-К), предохранительные и отсечные клапаны парогенераторов и другие;

система продувки парогенераторов;

система аварийного охлаждения активной зоны, включая насосы высокого давления и гидроаккумулирующие емкости.

С целью более точного моделирования сценариев переходных и аварийных режимов работы станции в расчетную схему кода SiTAP включены модели основных подсистем автоматизированной системы управления технологическими процессами (АСУ ТП) и систем безопасности. Эти модели могут описывать работу:

подсистемы управления и защиты реактора, включающей автоматический регулятор мощности реактора (АРМ), устройство разгрузки и ограничения мощности (РОМ), органы регулирования;

системы защиты реактора, состоящей из аварийной защиты (АЗ), предупредительных защит первого и второго рода (ПЗ-1 и ПЗ-2) и ускоренной предупредительной защиты (УПЗ);

автоматики ГЦН;

системы аварийного охлаждения активной зоны высокого давления;

регуляторов системы поддержания давления в первом контуре;

системы защиты первого контура от превышения давления;

некоторых других подсистем технологических защит первого и второго контуров.

При выборе перечня моделируемых элементов оборудования сделана попытка найти оптимальное соотношение между возможностями моделирования широкого спектра переходных режимов работы станции и затратами машинных ресурсов, в том числе процессорного времени, необходимого для этого.

Математические модели. Для расчета мощности реактора в коде SiTAP использована модель точечной нейтронной кинетики с шестью группами запаздывающих нейтронов [2]. Модель учитывает обратные связи по температуре теплоносителя и топлива, по плотности теплоносителя, концентрации борной кислоты и мощности реактора. Использованная методика, основанная на замене коэффициентов в уравнениях нейтронной кинетики их средними значениями на шаге интегрирования, позволяет использовать достаточно большие шаги интегрирования по времени и повысить быстродействие программы. Распределение потоков по пространственной сетке рассчитывается на основании задаваемых коэффициентов неравномерности энерговыделения по радиусу и высоте активной зоны. Эти коэффициенты могут быть получены из стационарных нейтронно-физических расчетов для определенного состояния реактора и момента его компании. Предполагается, что за рассматриваемое время переходного процесса коэффициенты неравномерности и коэффициенты обратных связей реактивности не меняются, однако методика допускает их коррекцию во время расчета по данным расчета внешних программ.

Поведение температуры топлива и оболочки описывается одномерной моделью теплопроводности твэлов. Для описания теплообмена и гидродинамики в каналах реактора и петлях контура использована гомогенная равновесная модель течения жидкости, которая при удовлетворительной адекватности моделирования поведения параметров теплоносителя в рабочих условиях реакторных установок с ВВЭР требует относительно невысоких затрат ресурсов компьютера. Для определения температуры на входе в активную зону и на выходе из реактора используются модели камер смешения, основанные на априорных коэффициентах перемешивания. Давление в реакторном контуре определяется давлением в компенсаторе давления (волновые процессы не рассматриваются). Компенсатор давления представлен в виде постоянного геометрического объема, внутри которого находится среда, состоящая из двух областей, разделенных уровнем. Для каждого возможного сочетания состояний областей записываются уравнения сохранения массы и энергии в форме, описанной в [2]. Интегрирование производится методом Рунге-Кутта. Аналогичным образом описывается парогенератор со стороны контура турбоустановки. Динамика вращения ГЦН рассчитывается по модели, основанной на использовании его четырехквадрантной характеристики. Такая модель позволяет описывать поведение ГЦН в любых режимах его работы и при любых изменениях напряжения и частоты питающего тока.

Особое внимание уделено описанию работы систем автоматического регулирования (САР) и систем защит и блокировок реакторного контура и контура турбоустановки. Использованные модели позволяют учитывать специфику реализации и на-

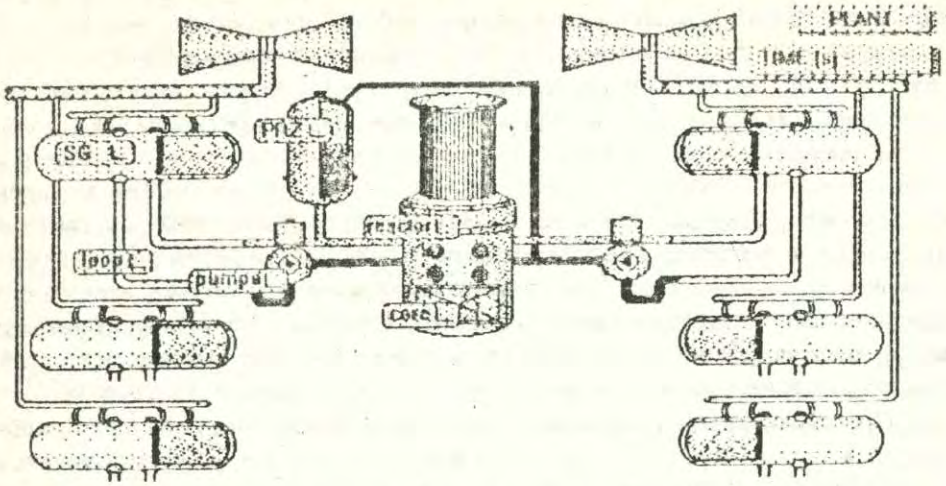
стройки регуляторов для конкретного блока АЭС. Для облегчения задания исходных данных имеется библиотека, содержащая коэффициенты регуляторов для серийных установок и некоторых их модификаций. Учет влияния систем регулирования на ход развития нестационарного процесса особенно важен при анализе переходных режимов и в исследованиях по управлению установкой в аварийных ситуациях. Структура модели САР позволяет легко менять значения контрольных уставок и алгоритм работы исполнительных механизмов. Система автоматического регулирования, моделируемая кодом, состоит из АРМ, системы АЗ и ПЗ, системы технологических защит и блокировок, управляющей арматуры контуров, системы подпитки реакторного контура, аварийных питательных насосов. По желанию пользователя предусмотрена возможность отключения основных регуляторов. Модель АРМ позволяет описывать работу регулятора в режиме поддержания давления в контуре турбоустановки, в режиме поддержания заданной нейтронной мощности реактора или средней температуры теплоносителя. Программа реализует автоматический переход с одного режима регулирования на другой в соответствии с регламентом эксплуатации, но предусмотрено и ручное переключение режимов работы. Система аварийной и предупредительных защит реактора моделирует срабатывание АЗ по всем основным параметрам, при этом можно учитывать задержки на срабатывание АЗ. Реализация работы АРМ и АЗ осуществляется путем выдачи информации в блок перемещения органов СУЗ. Система защит и блокировок отслеживает 16 параметров ядерной установки и, в случае необходимости, вызывает расчетные блоки, моделирующие работу исполнительных механизмов.

Система отображения. Система отображения комплекса SiTAP разработана на основе универсального пакета инженерной графики PCD v1.2 (Program Control Desk) и предназначена для отображения результатов непосредственно в ходе расчета (режим on-line), а также для управления формой отображения по директивам пользователя.

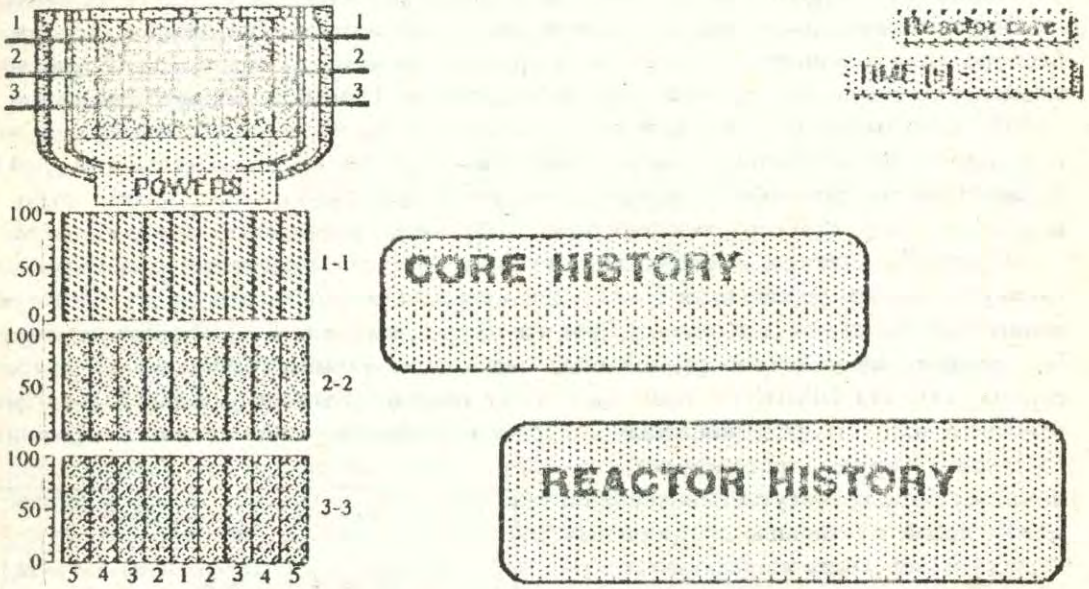
Связанная с системой отображения утилита DISIGNER позволяет сформировать группу из любых переменных блока моделирования и определить ей необходимую форму представления (таблица, график, гистограмма и т.д.). Такая группа переменных, вместе с определенной формой представления, в терминах PCD называется «прибором». Утилита DISIGNER позволяет также сформировать группу «приборов» для одновременного отображения на одном экране и оформить дизайн показа. В терминах PCD такая группа называется «панелью». Панели могут быть связаны между собой с помощью специальных «приборов перехода» и представлять собой «пульт отображения». Формирование связей осуществляется также утилитой DISIGNER. Таким образом пользователь может перед началом расчета сформировать связанный перечень отображаемых параметров и форм их представления, наиболее полно отвечающих поставленной задаче. Предусмотрено хранение разработанных «пультов» в базе данных форм отображения. Система отображения в ходе расчета оперирует с указанным при запуске SiTAP «пультом». Пример структуры «пульта» отображения показан на рис. 2. На рис. 3—4 показаны примеры оформления приборных панелей.



Р и с. 2. Структура «пульта» отображения



Р и с. 3. Панель реакторной установки



Р и с. 4. Панель активной зоны реактора

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Мысенков А.И.** Теплогидравлический расчет ЯЭУ с ВВЭР: Препринт ИАЭ-4091/1. — М., 1985.
2. **Мысенков А.И.** Методика расчета нестационарных режимов АППУ с ВВЭР: Препринт ИАЭ-3087. — М., 1979.

Статья поступила в редакцию 20 мая 1994 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1995, вып. 4, с. 40—46.

УДК 621.039.5

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПОВЕДЕНИЯ ВОДООХЛАЖДАЕМОГО РЕАКТОРА С БОЛЬШОЙ ТЕПЛОЕМКОСТЬЮ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ПРИ РЕАКТИВНОСТНОЙ АВАРИИ

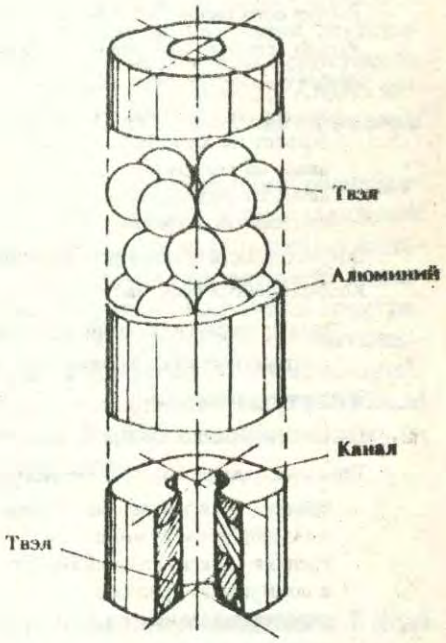
А.О. Гольцев, Д.Н. Мартынов,
РНЦ «Курчатовский институт», 123182, г. Москва, пл. Академика Курчатова

Представлены результаты расчетных исследований реактивностных аварий в водоохлаждаемом реакторе с активной зоной, выполненной на основе шаровых твэлов ВТГР.

NUMERICAL STUDY OF THE BEHAVIOUR OF A WATER-COOLED REACTOR WITH A HIGH HEAT-CAPACITY CORE IN THE EVENT OF A REACTIVITY ACCIDENT. A.O. GOL'TSOV, D.N. MARTYNOV. Results of a numerical study are presented on reactivity accidents in a water-cooled reactor with a spherical fuel element core HTGR.

Одним из преимуществ высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ВТГР) является то, что за счет большой теплоемкости активной зоны (из-за практически гомогенного размещения топлива в графите) эти реакторы обладают большой инерционностью по отношению к вносимому в них возмущению [1].

В данной работе представлены результаты расчетных исследований реактивностных аварий в водоохлаждаемом реакторе с активной зоной, выполненной на основе шаровых твэлов ВТГР. В качестве прототипа рассматривался реактор с корпусом ВВЭР-1000 и активной зоной, набранной из 253 тепловыделяющих сборок, содержащих шаровые твэлы ВТГР (рис. 1). Тепловыделяющая сборка составлена по высоте из четырех тепловыделяющих блоков. Блок представляет собой коаксиальный цилиндр из алюминия, который является как бы матрицей для 120 шаровых тепловыделяющих элементов ВТГР [2] диаметром 6 см, внешний диаметр цилиндра — 18 см, внутренний — 6 см.



Р и с. 1. Схема тепловыделяющей сборки реактора РКБ

Алюминий является хорошим проводником тепла и при нормальных условиях эксплуатации имеет температуру порядка температуры теплоносителя, т.е. 300—320 °С.

При тепловой мощности реактора 1500 МВт энерговыделение одного шарового твэла составляет ~ 4 КВт/твэл, а температурный перепад из-за этого ~ 500 °С, максимальная температура керна микротвэла, находящегося в центре шарового твэла, составляет ~ 650—700 °С, что примерно в 2 раза ниже, чем в ВТГР, для которых проектировался этот твэл. Приведем следующие основные характеристики реактора РКБ-500:

Тепловая мощность	1500 МВт
Температура теплоносителя, °С:	
на входе	290
на выходе	320
Давление теплоносителя	16,0 МПа
Энергонапряженность	39,2 МВт/м^3

Средний тепловой поток	860 кВт/м^2
Критический тепловой поток	~ 2 МВт/м^2
Вид кассеты	гексагональный
Число кассет	253
Эквивалентный диаметр аварийной защиты (а.з.)	3,3 м
Высота а.з.	4,4 м
Замедлитель	вода, графит
Теплоноситель	вода
Диаметр керна микротвэла	1000 мкм
Оболочка микротвэла	PyC, SiC
Загрузка топлива в а.з.:	
по топливу	14,4 т
по ^{235}U	1,16 т
Обогащение топлива	8,0%
Выгорание при кратности перегрузок 4	78,0 ГВт·сут/т.т
Кампания при кратности перегрузок 4	748 сут
Выгорание при кратности перегрузок 6	82,0 ГВт·сут/т.т
Кампания при кратности перегрузок 6	807 сут
Расход естественного урана при 4-кратной перегрузке топлива	0,240 кг/МВт·сут
Расход естественного урана при 6-кратной перегрузке топлива	0,227 кг/МВт·сут
Эффекты реактивности, %:	
температурный эффект	2,5
эффект на Xe и Sm	3,5
запас на выгорание	1,3
запас на регулирование	0,5
суммарный эффект	7,8
Эффективность органов регулирования	10,0%
Коэффициенты реактивности:	
температурный коэффициент реактивности	$-2{,}6\cdot10^{-5}$ °C^{-1}
плотностной коэффициент реактивности	$6{,}1\cdot10^{-2}$ см^3/г
Эффект осушения а.з.	– 37,0%
Поток нейтронов с $E > 0{,}1$	$3\cdot10^{13}$ МэВ
Теплогидравлические характеристики:	
средняя (максимальная) температура топлива в номинальном режиме	330(420) °C
средняя (максимальная) температура алюминия в номинальном режиме	319(375) °C
перепад давления на а.з.	6100 Па
массовая скорость	4633 кг/(м^2·с)
максимальная температура топлива в аварийном режиме	1700 °C
поверхность отвода остаточного тепла	165 м^2

Анализ аварийных режимов с выбросом группы поглощающих стержней проводился в предположении, что а.з. не срабатывает и глушение реактора происходит за счет обратных связей (в основном из-за плотностного и доплеровского эффектов). Причины, по которым из активной зоны могут начать извлекаться (самопроизвольно или преднамеренно) стержни, вносящие большую положительную реактивность, не анализировались.

Для проведения предварительных оценочных расчетов были рассмотрены две аварийные ситуации:

— авария с выбросом группы поглощающих стержней из активной зоны реактора, работающего на номинальной мощности;

— авария с несанкционированным выводом всех поглощающих стержней из активной зоны реактора при физпуске.

1. МЕТОДИКА РАСЧЕТНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

В качестве модели реактора была использована программа СТАРТ-3, предназначенная для моделирования динамических процессов ВТГР с шаровыми твэлами в одномерной z-геометрии [3]. Перенос нейтронов описывается в двухгрупповом диффузионном приближении.

Тепловыделение в твэле описывается двумя составляющими: тепловыделение от реакции деления и от распада продуктов деления (остаточное тепловыделение). Расчет остаточного тепловыделения проводится с учетом накопления и распада продуктов деления, что позволяет проводить расчеты длительных переходных процессов.

Подготовка нейтронно-физических констант для программы СТАРТ-3 осуществлялась по программам ДРАКОН [4] и WIMS-D4 [5].

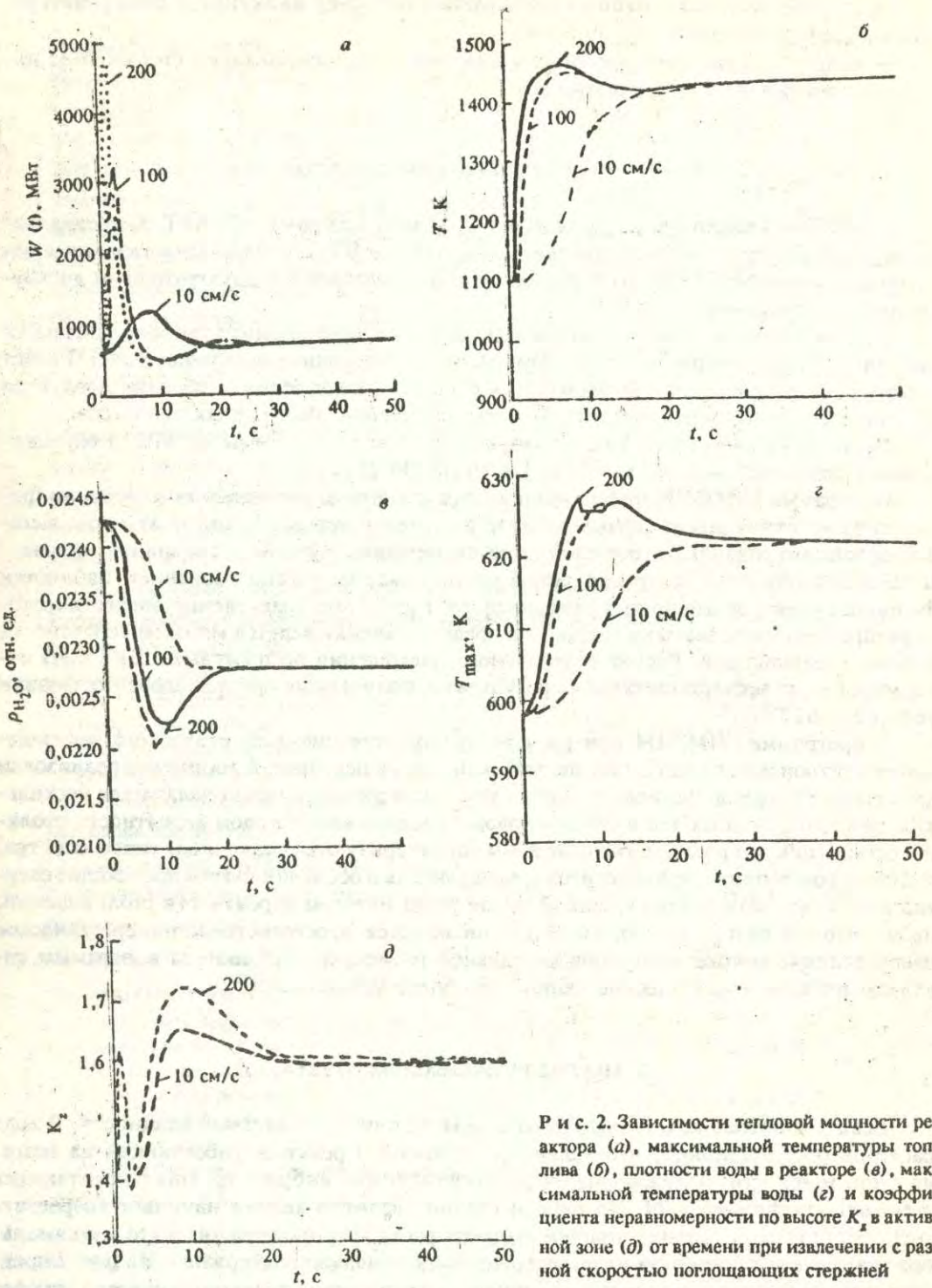
Программа ДРАКОН предназначена для расчета двухгрупповых нейтронно-физических констант для тепловых реакторов с учетом термализации нейтронов, выгорания топлива и двойной гетерогенности размещения топлива в топливной матрице. В тепловой области спектр нейтронов рассчитывается с использованием библиотек фононных спектров различных замедлителей. Расчет пространственно-энергетического распределения тепловых нейтронов в пределах ячейки ведется методом вероятности первых столкновений. Расчет резонансного поглощения по программе ДРАКОН отнормирован на экспериментальные результаты, полученные при исследовании физики реакторов ВТГР.

В программе WIMS-D4 при расчете пространственно-энергетического распределения нейтронов используется кинетическая теория переноса. В программе реализован двухэтапный подход. Вначале решается детальная энергетическая задача для нескольких пространственных зон в 69-групповом приближении методом вероятности столкновений. Причем пространственные зоны характеризуются различным типом спектра, т.е. спектром топлива, теплоносителя, замедлителя и оболочки. Затем происходит свертка в заданное количество групп. И после этого методом вероятности столкновений, либо методом дискретных ординат рассчитывается пространственно-энергетическое распределение потока нейтронов в реальной геометрии. Библиотека программы содержит нейтронно-физические данные для более 90 нуклидов.

2. АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ РАСЧЕТА

Реактивностная авария при работе реактора на номинальной мощности. В ходе расчетов предполагалось, что величина вводимой в реактор, работающий на номинальной мощности, положительной реактивности при выбросе группы поглощающих стержней составляет $\sim 2\beta$. На первой стадии развития аварии начинает возрастать энерговыделение в топливе, причем скорость роста энерговыделения и его максимальное значение зависят от скорости извлечения поглощающих стержней. На рис. 2 представлены полученные в результате расчетов зависимости основных характеристик реактора от времени при извлечении поглощающих стержней из активной зоны с разной скоростью (10, 100 и 200 см/с).

Расчеты показывают, что положительная реактивность компенсируется за счет эффектов роста температур топлива (доплеровского эффекта), воды, а также уменьшения плотности воды. В случае извлечения поглощающих стержней из активной зоны реактора с большой скоростью (200 см/с) существует возможность кратковременного закипания воды (рис. 2,*г*,*д*) в ограниченной области активной зоны.



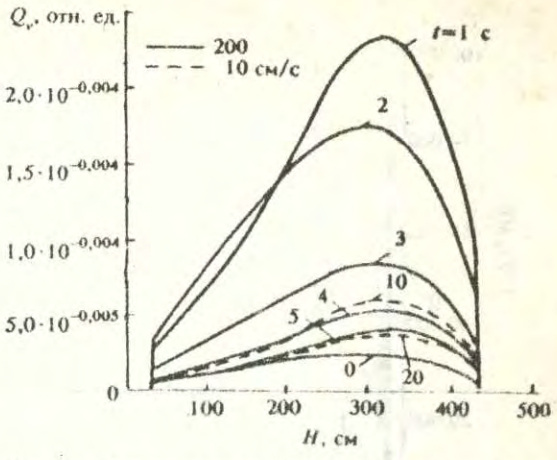
Р и с. 2. Зависимости тепловой мощности реактора (*а*), максимальной температуры топлива (*б*), плотности воды в реакторе (*в*), максимальной температуры воды (*г*) и коэффициента неравномерности по высоте K_z в активной зоне (*д*) от времени при извлечении с разной скоростью поглощающих стержней

При быстром вводе положительной реактивности ее компенсация происходит в основном за счет эффекта Доплера, так как тепло не успевает отводиться из твэла в теплоноситель. При медленном вводе реактивности, наоборот, из-за того, что отвод тепла происходит быстрее его генерации, основной вклад в отрицательную реактивность дают увеличение температуры воды и соответствующее уменьшение ее плотности. Этому способствуют хорошие условия транспорта тепла от поверхности шаровых твэлов к воде, обеспечиваемые алюминием.

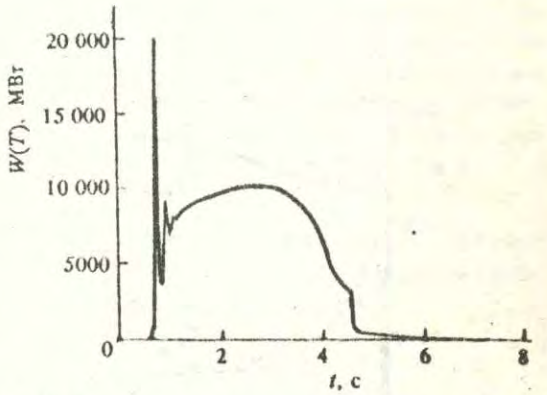
Следует также отметить, что быстрая компенсация реактивности происходит во многом благодаря тому, что основное увеличение температуры топлива происходит в области максимального энерговыделения, т.е. в том месте, где наиболее высока ценность нейтронов. А так как эта область смещена к низу реактора (рис. 3), уход из нее поглощающих стержней приводит к тому, что рост температуры топлива в этой области начинается быстрее и, следовательно, быстрее вводится отрицательная реактивность. Это хорошо видно в случае медленного извлечения поглощающих стержней (10 см/с). Мощность реактора начинает падать, хотя поглощающие стержни еще не выведены из активной зоны реактора (рис. 2,*а*).

Из представленных рисунков видно, что при введении положительной реактивности ~ 2β с разной скоростью реактор достаточно быстро выходит на новое стационарное состояние, одинаковое для всех трех вариантов. Это состояние характеризуется повышенным примерно на 40% от номинального уровнем мощности. Полученные в результате расчетов значения максимальных температур топлива значительно ниже предельно допустимых (~ 1600 °С).

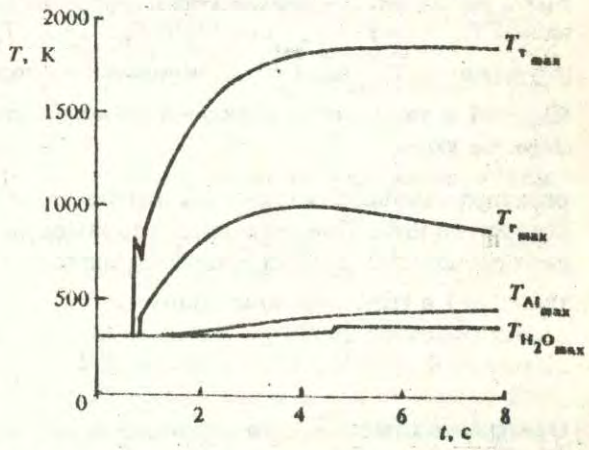
Реактивностная авария при физпуске. Запроектная аварийная ситуация, вызванная самопроизвольным извлечением поглощающих стержней из холодного разотравленного реактора, теоретически может произойти при отрыве или подъеме верхней крышки реактора, на которой размещены приводы ПС СУЗ, например, в результате спланированной диверсии. Принималось, что вводимая при этом величина положительной реактивности составляет ~ 10β. Как уже было сказано выше, извлечение поглощающих стержней вызывает резкий скачок энерговыделения в топливных кернах, сопровождающийся ростом температуры топлива (UO_2), причем скорость роста энерговыделения и его максимальное значение зависят от скорости вывода стержней из активной зоны реактора (рис. 4—6). По мере возрастания температуры на динамическом поведении



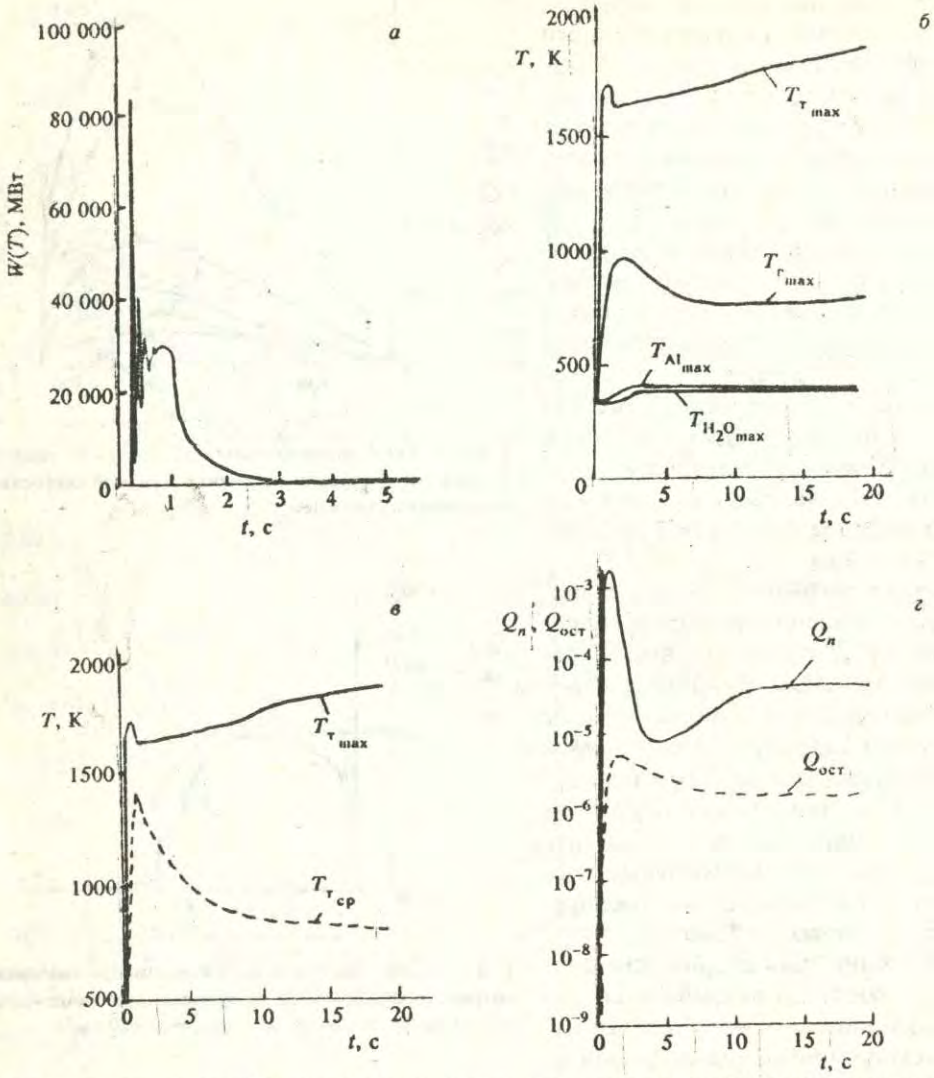
Р и с. 3. Аксиальная зависимость объемного тепловыделения в реакторе при извлечении с разной скоростью поглощающих стержней



Р и с. 4. Зависимость тепловой мощности холодного разотравленного реактора от времени при извлечении поглощающих стержней со скоростью 100 см/с



Р и с. 5. Зависимость максимальных температур топлива $T_{т\,max}$, графита $T_{г\,max}$, алюминия $T_{Al\,max}$, воды $T_{H_2O\,max}$ от времени при извлечении поглощающих стержней из холодного разотравленного реактора со скоростью 100 см/с



Р и с. 6. Зависимость тепловой мощности холодного разотравленного реактора [*а*]; максимальных температур топлива $T_{т\,max}$, графита $T_{г\,max}$, алюминия $T_{Al\,max}$, воды $T_{H_2O\,max}$ [*б*]; максимальной $T_{т\,max}$ и средней температуры топлива $T_{т\,ср}$ [*в*], а также нейтронной мощности (Q_n) и мощности остаточного тепловыделения ($Q_{ост}$) [*г*] от времени при извлечении поглощающих стержней из холодного разотравленного реактора со скоростью 200 см/с

реактора начинает сказываться отрицательный коэффициент реактивности по температуре топлива. При этом характер поведения реактора определяется конкуренцией двух процессов: процесса генерации тепла (q_k) в кернах микротвэлов и процесса отвода тепла (q_s) в графитовую матрицу твэла:

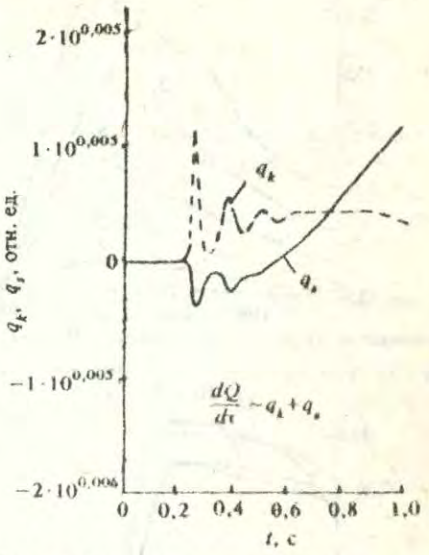
$$\frac{dQ}{d\tau} \sim q_k - q_s.$$

(Интересно отметить, что некоторое время в самом начале развития аварии температура алюминия ниже температуры теплоносителя (воды). Это происходит за счет нейтронного разогрева воды, и, таким образом, вода отдает тепло алюминию (рис. 7)).

На основании вышесказанного вполне объясним осциллирующий характер поведения мощности во времени в самом начале развития аварии. При дальнейшем развитии аварийного процесса вполне возможно наступление такого момента, когда вно-

симая вследствие продолжающегося движения вверх поглощающих стержней положительная реактивность компенсируется отрицательной реактивностью за счет доплер-эффекта. (Это подтверждается выходом мощности на «плато», особо заметное в случае более медленного извлечения стержней из активной зоны реактора (рис. 4, 6, *а*)).

Как уже было сказано выше, кроме эффекта Доплера на поведение реактора в реактивностных аварийных режимах оказывают влияние температурный и плотностной эффекты по воде. Наступление момента времени, когда они становятся определяющими, зависит от толщины графитовой матрицы твэла, теплофизических свойств графита. Возрастание температуры воды и соответствующее ей уменьшение плотности воды приводит к тому, что мощность реактора начинает падать вследствие вносимой значительной по величине отрицательной реактивности, и при закипании теплоносителя происходит глушение реактора (рис. 5, 6, *б*; 8, *а*, *б*).



Р и с. 7. Зависимость мощности генерации тепла в кернах микротвэлов (q_k) и теплоотвода через графитовую матрицу твэлов (q_s) при извлечении поглощающих стержней из холодного разотравленного реактора со скоростью 200 см/с

Следует отметить, что температура алюминия в течение всего аварийного процесса незначительно отличается от температуры воды, что еще раз подтверждает его хорошие теплопередающие характеристики, а достигаемые максимальные температуры алюминия значительно ниже температуры его плавления (рис. 6, *б*; 8, *б*, *в*).

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В заключение хотелось бы обратить внимание на предварительный оценочный характер расчетов рассматриваемых реактивностных аварийных режимов, обусловленный некоторой неопределенностью при задании нейтронно-физических констант, упрощенным подходом к расчету процессов кипения теплоносителя и т.п. Тем не менее на основании полученных результатов можно сделать следующие выводы:

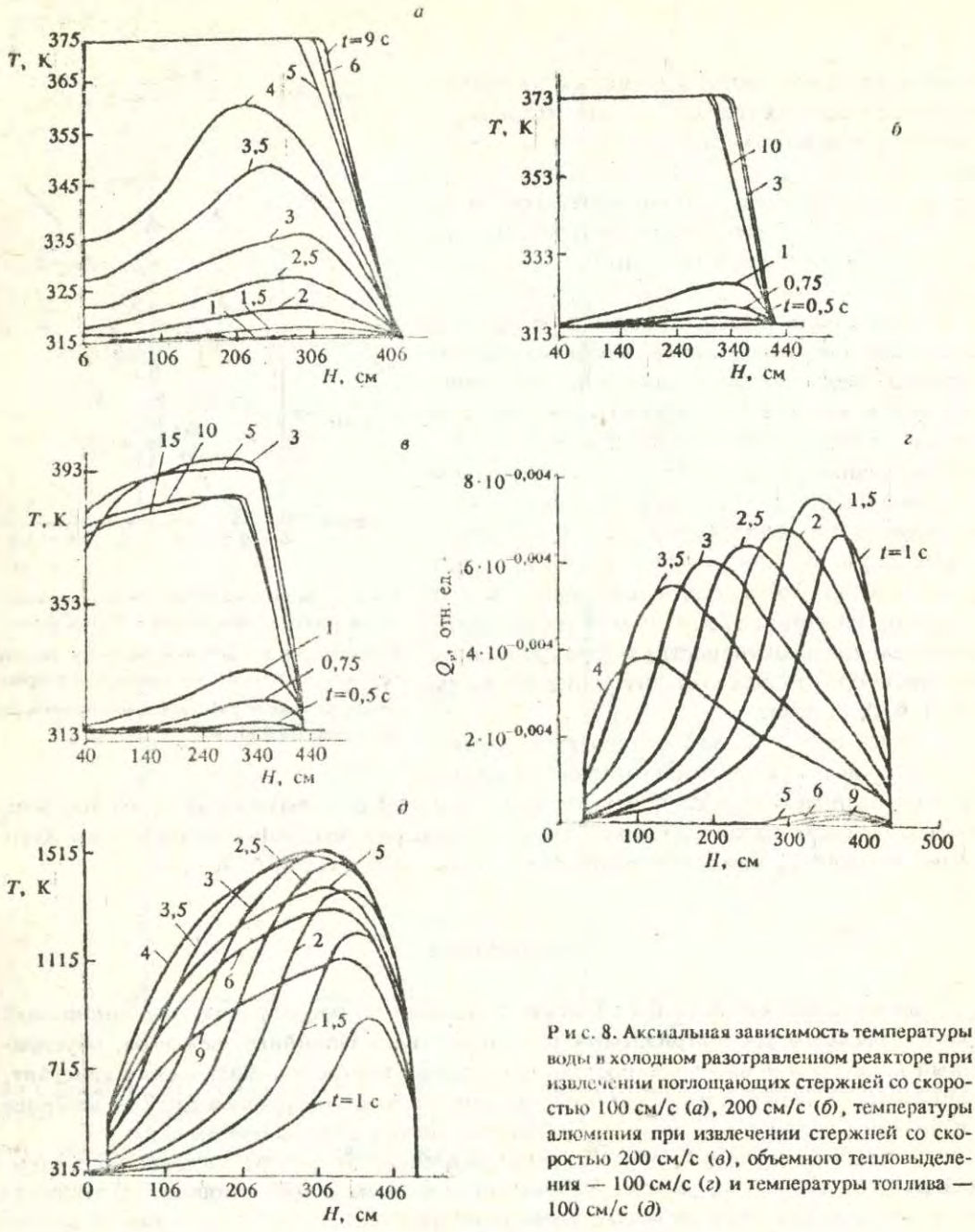
— аварийная ситуация, обусловленная извлечением группы поглощающих стержней из активной зоны реактора, работающего на номинальной мощности, заканчивается выходом реактора на новый уровень мощности;

— подобная авария не приводит к каким-нибудь ощутимым последствиям с точки зрения повреждения активной зоны реактора;

— развитие аварийного процесса разгона холодного разотравленного реактора при извлечении всех поглощающих стержней из активной зоны заканчивается глушением реактора за счет закипания теплоносителя;

— при быстром (~ за 1 с) извлечении поглощающих стержней из активной зоны реактора существует возможность достижения максимальной температурой топлива значений ~ 1600 °С, что может привести к разрушению части микротвэлов и, как следствие этого, выходу продуктов деления из кернов в графит матрицы. Дальнейшему их выводу в контур установки будет препятствовать сохраняющая целостность алюминиевая оболочка;

— существует необходимость подробных исследований процессов динамики возникающих в твэле температурных напряжений вследствие резкого увеличения градиентов температур между топливом (кернами) и графитом (матрицей), между центром и поверхностью твэла и их воздействия на целостность алюминиевой оболочки;



Р и с. 8. Аксиальная зависимость температуры воды в холодном разотравленном реакторе при извлечении поглощающих стержней со скоростью 100 см/с (*а*), 200 см/с (*б*), температуры алюминия при извлечении стержней со скоростью 200 см/с (*в*), объемного тепловыделения — 100 см/с (*г*) и температуры топлива — 100 см/с (*д*)

— разный характер поведения максимальной и средней температур топлива (рис. 6, *в*), значительное изменение профилей энерговыделения и температуры топлива (рис. 8, *г*, *д*) ставят под сомнение правомерность применения точечной модели кинетики при расчетах аварийных режимов, обусловленных быстрым вводом большой положительной реактивности.

При рассмотрении тяжелых аварий вполне определенный интерес может представлять реактивностная авария с одновременной разгерметизацией активной зоны. Такая аварийная ситуация может произойти при отрыве верхней крышки реактора, работающего на номинальной мощности. Поэтому в качестве дальнейших направлений работы было бы целесообразно провести исследования такого аварийного режима с привлечением моделей и программ, взаимосвязанно описывающих процесс извлечения стержней и закипания теплоносителя.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Массимо Л. Физика высокотемпературных реакторов. Пер. с англ./Под ред. Е.С. Глушкова. — М.: Атомиздат, 1979.
2. Атомно-водородная энергетика и технология. Вып. 4. — М.: Энергоиздат, 1982, с. 188—195.
3. Goltsev A.O., Popov S.V. START-3 — code for computing nonstationary, variou-duration prossese occuring in reactor core. — IAEA, Technical committee/workshop on computer aided safety analysis. — Moscow, 14—17 may, 1990.
4. Гольцев А.О. Аннотация программы ДРАКОН. — ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1985, вып. 5, с. 71.
5. Askew J.R. — Report AEEW-R1006, 1975.

Статья поступила в редакцию 6 сентября 1993 г.

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 4, с. 47—55.

УДК 621.039.51

РАСЧЕТ АВАРИЙНЫХ РЕЖИМОВ РЕАКТОРА БРЕСТ-300 ПРИ НАРУШЕНИИ ЦЕЛОСТНОСТИ КОРПУСА

М.П. Леончук, З.В. Сивак, В.Я. Кумаев,
ГНЦ РФ Физико-энергетический институт,
249020, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1,
В.С. Смирнов, НИКИЭТ, 107113, Москва, ул. Малая Красносельская, 2

Изложены результаты расчетов аварийных режимов реактора БРЕСТ-300 с нарушением целостности корпуса как при срабатывании систем аварийной защиты, так и при их отказе. Показано, что подобная авария не приводит к тяжелым последствиям для реактора.

NUMERICAL ANALYSIS OF THE BREST-300 REACTOR EMERGENCY OPERATION MODES IN CASE OF THE SHELL INTEGRITY FAILURE. M.P. LEONCHUK, Z.V. SIVAK, V.Y. KUMAYEV, V.S. SMIRNOV. Emergency modes of the BREST-300 reactor are analysed for the case of the shell integrity failure, both in case of response or failure of the reactor protection system. The numerical results are presented indicating that such a failure does not result in severe consequences for the reactor.

Рассматривается динамика параметров реактора БРЕСТ-300 в аварийной ситуации, связанной с образованием сквозного отверстия площадью 1 м^2 в корпусе реактора, работавшего в номинальном режиме, при отказах некоторых или всех систем аварийной защиты и разрыве основного контура циркуляции.

Нарушение целостности корпуса с разрывом циркуляции первого контура является маловероятным исходным событием, поскольку выбор минимального межкорпусного объема обеспечит необходимый для циркуляции уровень теплоносителя в реакторе, однако для исследования внутренней самозащищенности реактора БРЕСТ-300 рассмотрим такую ситуацию.

Рассчитывалась следующая модель аварии.

В начальный момент времени в днище корпуса реактора, работающего в номинальном режиме, образуется отверстие, через которое теплоноситель выливается в межкорпусный объем. Уровни свинца на горячем и холодном участках реактора падают, уровень внереакторного свинца растет. Активная зона омывается потоком теплоносителя сверху вниз. Уровень тепловыделений в ней обусловлен реактивностью, вносимой сработавшими активными или пассивными системами защиты, и температурными эффектами реактивности. После достижения свободными уровнями реакторного свинца отметки, расположенной под уровнем выходных патрубков, циркуляция по основному контуру прекращается. С выравниванием уровней реакторного и вне-

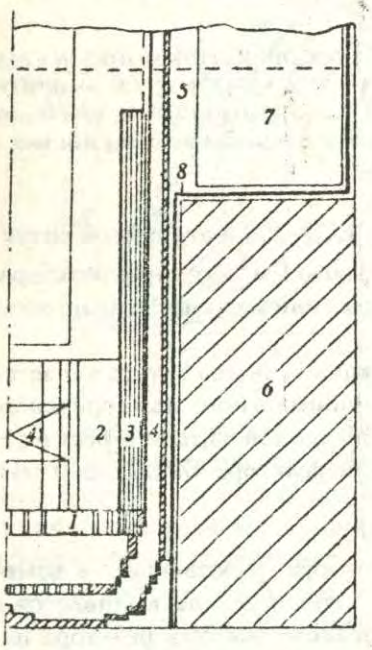
реакторного свинца начинает развиваться естественная циркуляция, обусловленная тепловыделением в активной зоне. Все это время реактор охлаждается пассивной воздушной системой, трубы которой расположены вокруг корпуса реактора.

Расчеты возможных сценариев протекания аварии при срабатывании различных систем аварийной защиты или их полном отказе выполнены по двумерной программе [1]. Математическая модель включает в себя кинетику реактора в точечном приближении с шестью группами запаздывающих нейтронов. Теплогидравлика в многоконтурных многопетлевых установках описывается системой нестационарных уравнений сохранения импульса, массы и энергии в приближении пористого тела в (r, z)-геометрии. Процессы теплоотвода в теплообменники второго контура описываются уравнениями теплоотвода. Теплопередача к системе наружного охлаждения корпуса реактора описывается системой одномерных нестационарных уравнений теплогидравлики. Определение величин расходов в реакторе и отверстии в днище корпуса, а также динамики свободных уровней теплоносителя внутри и вне реактора на начальном этапе аварии осуществляется на основании нестационарных одномерных уравнений сохранения импульса и массы.

При выполнении расчетов трехмерная конструкция реактора моделировалась цилиндрической расчетной областью, представленной на рис. 1.

Авария с течью корпуса рассчитывалась в два этапа.

На первом этапе — этапе вытекания свинца из реактора по соответствующей подпрограмме в каждый расчетный момент времени определялись величины расходов теплоносителя на подъемном и опускном участках реактора и в отверстии корпуса, которые использовались затем в качестве граничных условий в блоке гидравлического расчета для получения двумерных полей скорости и температуры в расчетной области. При установлении уровней внутри- и внереакторного теплоносителя на одной высотной отметке подпрограмма гидравлики этапа вытекания отключалась. Далее на основном этапе аварии рассчитывался процесс формирования контуров естественной циркуляции в расчетной области.



Р и с. 1. Расчетная область: *1* — активная зона; *2* — боковой отражатель; *3* — защитный экран; *4* — опускной участок; *5* — корпус реактора; *6* — тепловая изоляция; *7* — теплообменник; *8* — трубы пассивной системы охлаждения

Рассчитаны следующие сценарии аварии при нарушении целостности корпуса реактора:

1) срабатывает быстрая аварийная защита;

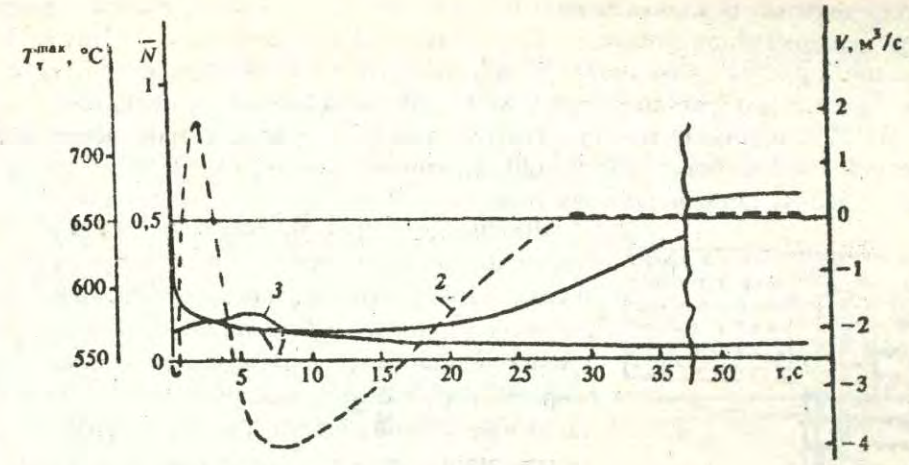
2) срабатывают пассивные системы гидроузлов и раздвигателя ТВС;

3) срабатывает пассивно раздвигатель ТВС;

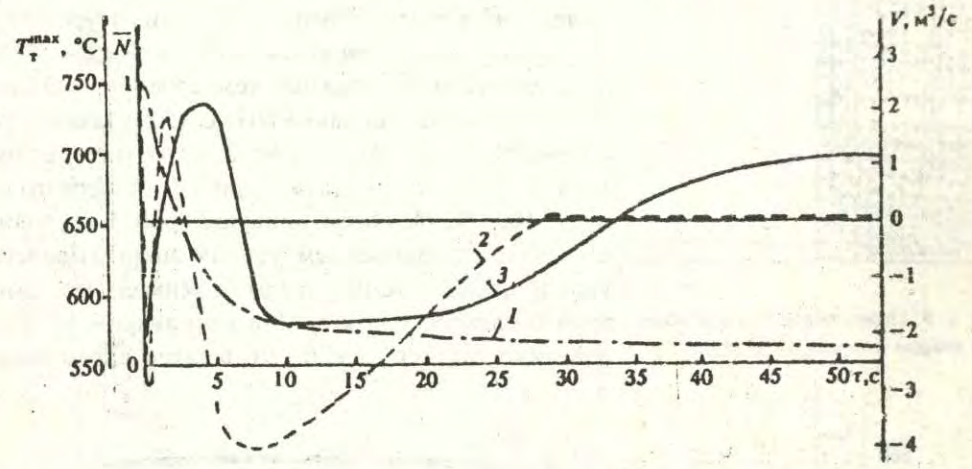
4) ни одна система аварийной защиты не срабатывает.

На рис. 2—4 представлена динамика параметров реактора в начале аварийных режимов расчетных областей.

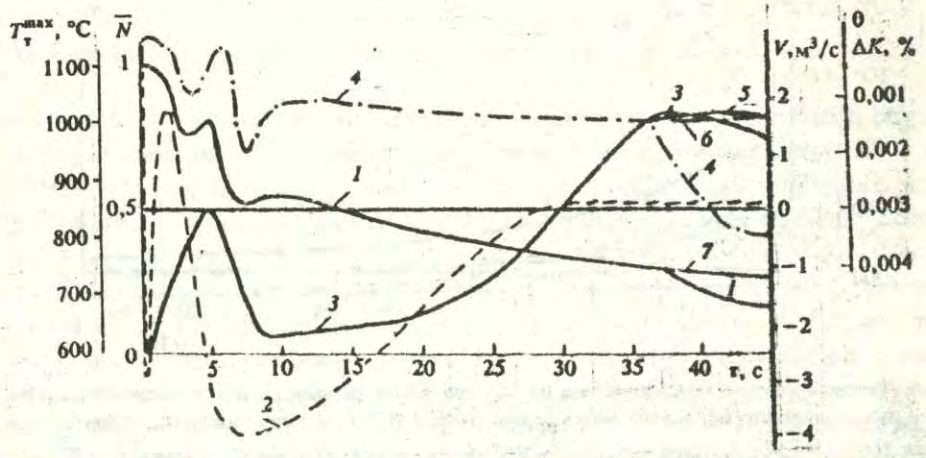
Для всех указанных режимов характер изменения температуры теплоносителя на начальном этапе аварии одинаков, так как во многом определяется динамикой расхода, которая для всех режимов идентична (см. кривую 2, рис. 2). Большую часть времени начального этапа теплоноситель в активной зоне течет сверху вниз, при этом, проходя вниз по зоне, он получает подогрев и в нижнем сечении зоны имеет максимальную температуру. Однако на 2—3-й с в зоне восстанавливается нормальное направление циркуляции. При этом теплоноситель получает дополнительный подогрев, не вынося тепло из зоны, и перегревается. На 5—6-й с аварии во всех режимах достигается максимальная температура, конкретная величина ко-



Р и с. 2. Динамика параметров реактора в начале первого аварийного режима: *1* — относительная мощность энерговыделений $\overline{N}$; *2* — расход V в зоне; *3* — максимальная температура теплоносителя $T_т^{max}$



Р и с. 3. Динамика параметров реактора в начале второго аварийного режима: *1* — $\overline{N}$; *2* — V; *3* — $T_т^{max}$



Р и с. 4. Динамика параметров реактора в начале третьего аварийного режима: *1* — $\overline{N}$; *2* — V; *3* — $T_т^{max}$; *4* — реактивность ΔK и четвертого режима: *5* — $T_т^{max}$; *6* — ΔK; *7* — $\overline{N}$

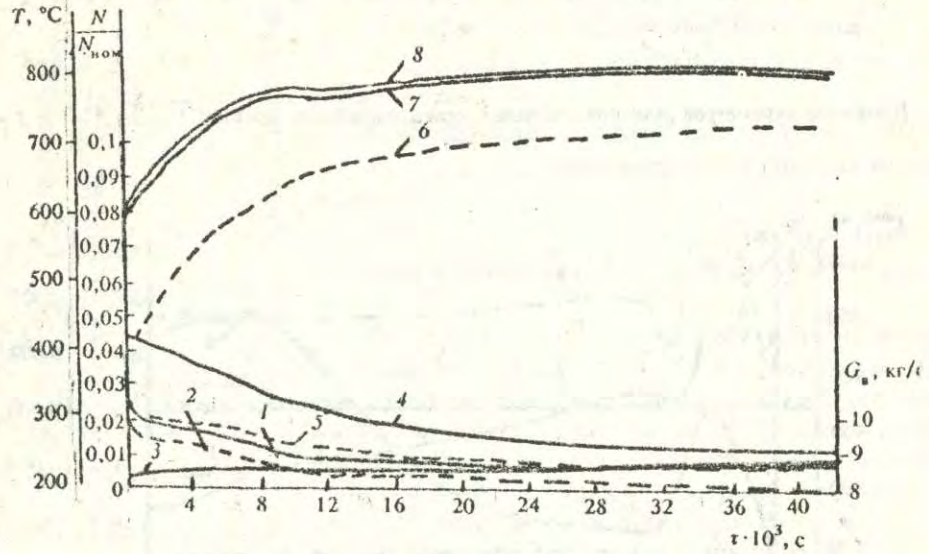
торой определяется режимом аварии (см. рис. 2—4). К 9—10-й с максимальная температура теплоносителя снижается из-за возрастания расхода в зоне. С последующим уменьшением расхода максимальная температура теплоносителя вновь растет, особенно к 30-й с аварии, когда расход в зоне становится близким к нулю (см. кривые *3*, рис. 2—4). Максимальная температура теплоносителя в зоне на начальном этапе для первого режима составляет 606 °С (30 с); второго режима — 735 °С (5 с); третьего режима — 855 °С (5 с); четвертого режима — 855 °С (5 с).



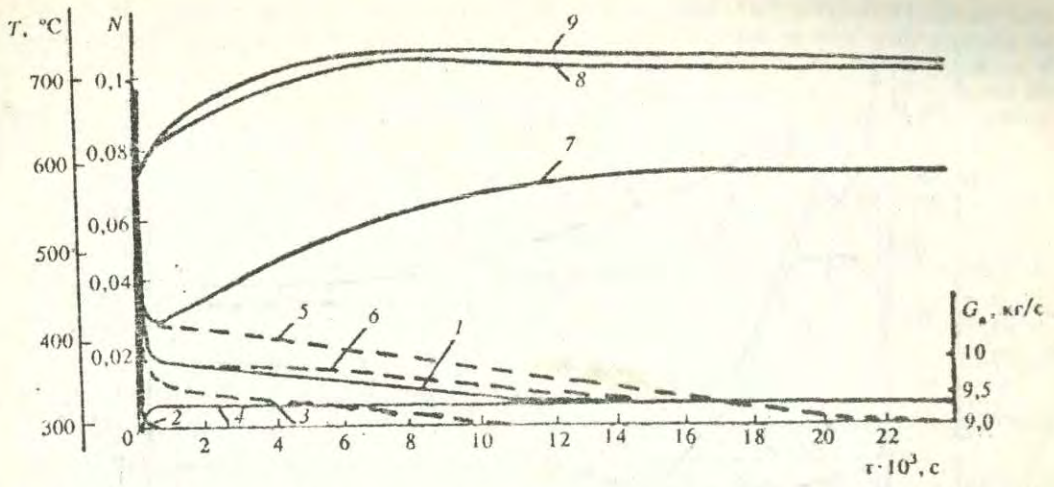
Р и с. 5. Поле скорости в реакторе при аварии с течью корпуса

Динамика аварии на основном этапе аварии существенно определяется уровнем энерговыделений в активной зоне, который зависит от того, какие системы аварийной защиты сработали. От уровня энерговыделений и величины температуры активной зоны зависит скорость формирования контуров естественной циркуляции в расчетной области. Таких контуров образуется четыре: на подъемном участке реактора, в объеме боковой защиты, на опускном участке и в объеме свинца, вытесненного за пределы реактора (рис. 5).

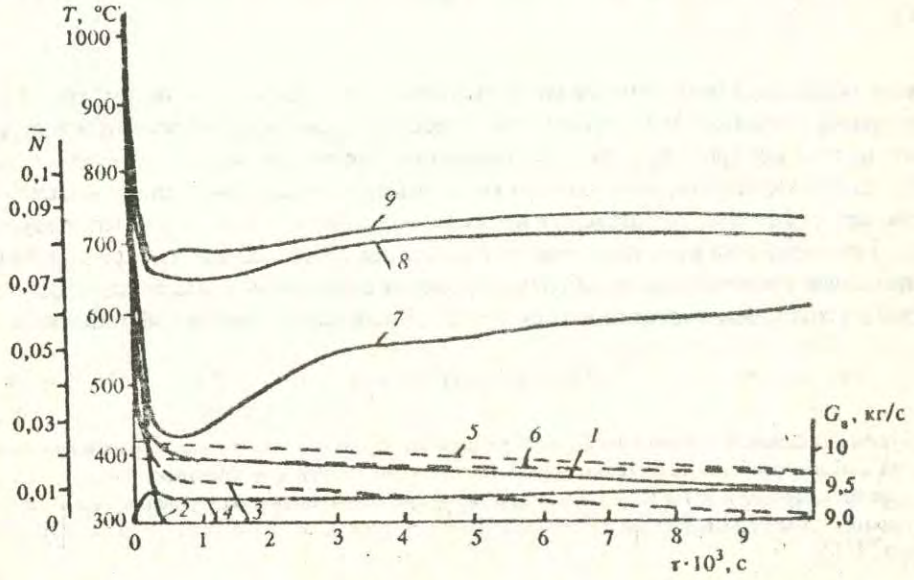
В начале основного этапа, когда уровни энерговыделений в зоне достаточно высоки, а уровни естественной циркуляции малы, во всех режимах аварии достигаются максимальные температуры этапов. Для первого режима она равна 667 °С (5 с); второго режима — 697 °С (53 с), см. рис. 3; третьего режима — 1018 °С (38 с), см. кривую *3*, рис. 4; четвертого режима — 1022 °С (42 с), см. кривую *5*, рис. 4. С развитием циркуляции, снижением уровня энерговыделений и уровня входной температуры максимальная температура теплоносителя к 5—6-й мин аварии во всех режимах снижается (рис. 6—9), а затем вновь начинает



Р и с. 6. Динамика параметров реактора в первом аварийном режиме: *1* — остаточное энерговыделение N_0; *2* — доля мощности, накапливаемая в теплоносителе $N_т$; *3* — доля мощности, теряемая через корпус реактора $N_{ст}$; *4* — температура воздуха на выходе из пассивной системы охлаждения $T_в$; *5* — расход воздуха в пассивной системе $G_в$; *6* — температура теплоносителя на входе в зону $T_{вх}$; *7* — температура теплоносителя на выходе из зоны $T_{вых}$; *8* — $T_т^{max}$

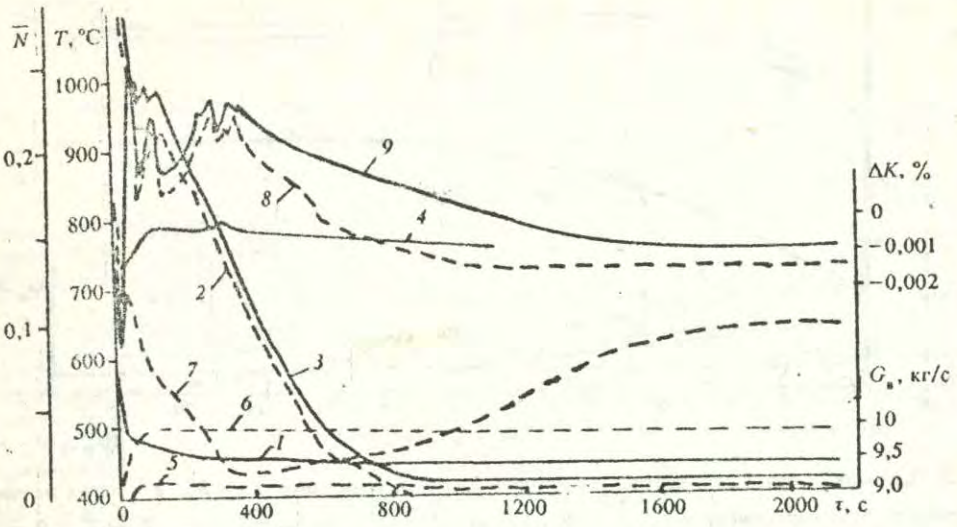


Р и с. 7. Динамика параметров реактора во втором аварийном режиме: *1* — N_0; *2* — доля мощности, определяемая кинетикой реактора $N_к$; *3* — $N_т$; *4* — $N_{ст}$; *5* — $T_в$; *6* — $G_в$; *7* — $T_к$; *8* — $T_{вк}$; *9* — $T_т^{max}$



Р и с. 8. Динамика параметров реактора в третьем аварийном режиме. Обозначения те же, что на рис. 7

медленно возрастать в связи с ростом входной температуры теплоносителя, обусловленным плохим отводом тепла, выделяющегося в зоне. При этом нагретый в зоне теплоноситель отдает небольшое количество тепла через обечайку защитного экрана циркулирующему внутри него свинцу и, слабо охладившись, поступает на вход активной зоны, повышая входную температуру теплоносителя. Основная часть выделившегося тепла запасается в теплоносителе, температура его растет. Процесс разогрева реактора в первом режиме продолжается 9,5 ч; во втором режиме — 2,5 ч; в третьем режиме — 2 ч; в четвертом режиме — 11 мин. Разогрев подъемного участка постепенно приведет к прогреву бокового экрана, опускной щели и корпуса реактора, что обусловит увеличение расхода в пассивной воздушной системе охлаждения. После того как теплоотвод через корпус реактора сравняется по величине с остаточным тепловыделением активной зоны, начнется процесс остывания реактора.



Р и с. 9. Динамика параметров реактора в четвертом аварийном режиме. Обозначения те же, что на рис. 7, кривая *4* — ΔK

Таким образом, выполненные расчеты показали, что во всех рассмотренных вариантах протекания аварии с нарушением целостности корпуса не достигаются уровни температур, при которых происходит плавление элементов активной зоны и, следовательно, авария с течью для реактора со свинцовым теплоносителем, в отличие от реакторов других типов, не приводит к тяжелым последствиям. Хотя используемая в данной работе методика неоднократно тестировалась [2], вместе с тем при дальнейшем проектировании реактора целесообразно провести ее экспериментальное обоснование совместно с усовершенствованием расчетной модели нестационарной кинетики.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Леончук М.П., Сивак З.В. Программа ДОРТ расчета тепломассообмена в односвязных и многосвязных областях с неоднородными свойствами среды: Препринт ФЭИ-1706. — Обнинск, 1985.
2. Горбунов В.С., Леончук М.П., Сивак З.В. Расчетно-экспериментальное исследование режимов течения теплоносителя в модели выходной камеры быстрого реактора типа БН-600: Препринт ФЭИ-1704. — Обнинск, 1985.

Статья поступила в редакцию 11 марта 1994 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 4, с. 55—60.

УДК 621.039.586:621.039.51

ТЯЖЕЛЫЕ ЗАПРОЕКТНЫЕ АВАРИИ ДЛЯ РУ АТУ.2 (2-я очередь БиАЭС)

Л.М. Парафило, В.В. Долгов, Р.И. Абрамьян,
ГНЦ РФ — ФЭИ, 249020, г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1

Сообщается о результатах расчетного анализа наиболее опасных сценариев тяжелых аварий для водографитовой реакторной установки с трубчатыми твэлами РУ АТУ.2. Совокупность анализируемых процессов: кинетика реактора, динамика первого контура, тепловой режим активной зоны и примыкающих конструкций, тепловой режим контура СУЗ, разрушение твэлов, выход продуктов деления из твэлов, генерация водорода.

HYPOTHETICAL SEVERE ACCIDENTS AT THE ATU.2 REACTOR (THE SECOND STAGE OF THE BILIBINO NPP) L.M. PARAFILO, V.V. DOLGOV, R.I. ABRAMYAN. The results of numerically analysing the most dangerous scenarios of severe accidents at the water-graphite reactor ATU.2 are presented. The complex of the processes analyzed includes: reactor kinetics, the first circuit dynamics, thermal conditions of the core and the adjacent structures, thermal conditions at the RCPS circuit, failure and the fission product yield of the fuel elements, and hydrogen generation.

С 1974 г. началась эксплуатация водографитовых реакторных установок типа ЭГП-6 на Билибинской АЭС. Эти установки обладают высокой эксплуатационной надежностью и безопасностью — за все время эксплуатации четырех реакторов не было ни одного случая повреждения твэлов и опасных аварийных ситуаций. Такие качества РУ, выработанные в результате использования опыта эксплуатации их предшественников — реактора первой в мире АЭС (РУ АМ) и реакторов 1 очереди Белоярской АЭС (РУ АМБ-100, АМБ-200), обусловлены рядом особенностей:

— конструкцией трубчатых твэлов и соответствием эксплуатационных параметров условиям надежной эксплуатации этих твэлов;

— естественной циркуляцией основного теплоносителя во всех эксплуатационных режимах и наличием струйного смесителя полезного напора, обеспечивающего циркуляцию при отсутствии теплоподвода;

— достаточно высокой температурой теплоносителя контура СУЗ, исключающей конденсацию водяных паров на трубках каналов СУЗ, а следовательно, накопление и перетоки конденсата, обогащаемого веществами, усиливающими его коррозионное воздействие;

— системой конструктивных решений и эксплуатационных норм, обеспечивающих низкое содержание кислорода и водяных паров в атмосфере кладки реактора, и другими конструкционными и организационными мерами.

Успешный опыт эксплуатации имеет также соответствующее расчетное обоснование, выполнявшееся как на этапе создания, так и при сопровождении эксплуатации. Расчетный анализ проводился с использованием универсальных программных средств, разработанных с учетом опыта многочисленных аварий на реакторах-предшественниках. Нейтронно-физические и тепловые процессы, протекающие в РУ при штатных переходных, аварийных проектных и запроектных режимах, исследовались с помощью комплексов ТАПВГР (ФЭИ) и ZONA-BII-M (НИКИЭТ), причем для ряда существенных режимов исследования дублировались.

Программный комплекс ТАПВГР (тепловые аварийные процессы в водографитовых реакторах) включает в себя:

— тепловую модель трехмерной области, ограниченной реакторным залом и бетоном биозащиты, для которой рассчитываются распределения температуры и тепловые потоки;

— комплексную модель для оценки пространственного распределения энерговыделения;

— точечную кинетическую модель реактора с подобным исходному распределением энерговыделения по пространству расчетной области при поддерживающейся цепной реакции деления и подчиняющимся определенным закономерностям деформациям исходного распределения при действии только остаточного тепловыделения;

— гидравлическую модель основного циркуляционного контура (ОЦК);

— точечную термодинамическую модель ОЦК;

— поканальную тепловую модель контура СУЗ;

— точечные модели контайнмента и бокса сепаратора;

— алгоритмы работы управляющих, защитных, обеспечивающих и локализующих систем с учетом действующих защит и блокировок.

Основным модулем комплекса ТАПВГР является модуль решения уравнения баланса энергии для элементов расчетной области

$$C_\rho(T) \cdot \rho \cdot \frac{\partial T}{\partial \tau} \cdot dV - \int \lambda(T) \cdot \mathrm{grad}_n T \cdot dS = W(\tau) - Q_c. \qquad (1)$$

Для активной зоны расчетный элемент — отрезок графитовой колонны вместе с отрезком ТВС, в котором определены источники W и стоки Q теплоты (отвод к теплоносителям ОЦК, контура СУЗ, газовой системы, к воздуху и т.п.), термосопротивления между узлами, теплоемкостные свойства узлов. Источники теплоты:

— в твэлах: деление топлива, превращения нестабильных изотопов, поглощение ионизирующих излучений от внешних источников;

— в замедлителе и элементах конструкции: замедление нейтронов и поглощение проникающего излучения;

— в графите: высвобождение накопленной энергии Вигнера;

— на поверхностях: реакция окисления Mg, стали и графита при высоких температурах и наличии окислителя.

При оценке энергии деления использовалось допущение о подобии распределений энерговыделения в случаях изменений мощности реактора. Общая нейтронная мощность определялась из точечной кинетической модели с учетом основных обратных связей по температуре топлива, температуре графита, плотности теплоносителя ОЦК, плотности теплоносителя контура СУЗ. Учитывались эффекты, связанные с поступлением теплоносителя в кладку, изменениями концентрации Xe, перемещениями поглощающих стержней системы СУЗ, разрушениями ТВС.

Стоки теплоты определялись нелинейными термосопротивлениями и температурным напором между элементами. Термосопротивления задавались в виде зависимостей от температур взаимодействующих элементов $R(T_1, T_2)$, предварительно рассчитанных с помощью детальных конечно-элементных моделей.

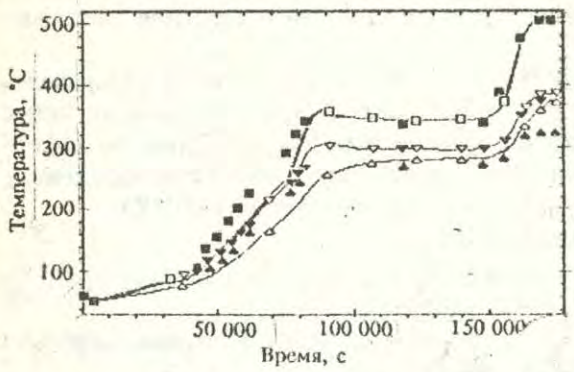
Для всех рассматриваемых процессов использовалась единая детальная квазистатическая теплогидравлическая модель ОЦК, обеспечивающая расчет циркуляции по петлям и всем трактам ТВС во всех режимах — от водяного до режима перегретого пара, а также расчет теплопотерь от контура циркуляции к воздушной среде в помещениях размещения контура. Использованный упрощенный подход оправдывается достаточной обусловленностью или известной асимптотикой большинства рассматриваемых переходных состояний:

— быстрой потерей теплоносителя с переходом на охлаждение перегретым паром при атмосферном давлении;

— быстрым нарастанием мощности, приводящим к кризису теплоотдачи во всех ТВС;

— подтвержденной экспериментально слабой зависимостью циркуляции и теплоотдачи к кипящему теплоносителю от изменения определяющих параметров в широком диапазоне изменения.

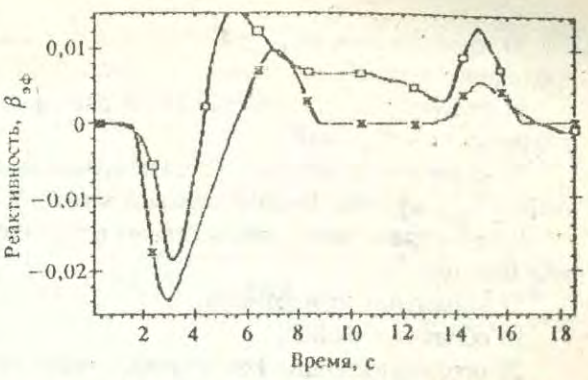
Для решения задачи расчета давления в барабане-сепараторе использовалась точечная термодинамическая модель ОЦК. Давление оценивалось с учетом всех возможных поступлений и потерь среды различной плотности, а также с учетом энергообмена, приводящего к генерации (конденсации) пара.



Р и с. 1. РУ ЭГП-6. Изменения температуры графита в ячейке (13—12): ▽— верх; □ — центр; △ — низ; ▼, ■, ▲ — экспериментальные значения. Пуск 3-го блока 03.12.86

Комплекс ТАПВГР применяется 10 лет для анализа аварийных процессов ряда действующих реакторных установок: АМ (Первая АЭС), АМБ-200 (второй блок Белоярской АЭС) и ЭГП-6. На основе сопоставления с результатами реакторных экспериментов была выполнена верификация комплекса. Характерные соотношения экспериментальных и расчетных величин отражают данные, представленные на рис. 1 и 2.

Температура графита в большинстве состояний, за исключением случаев быстрого аварийного подъема мощности, может рассматриваться в качестве верхней оценки для температуры твэлов. В практике сопоставления расчетных и экспериментальных данных по температуре графита для всего ряда РУ расхождения не превышали 50 °С при уровнях температуры ~ 550 °С. Эффективность точечно-кинетического приближения и учета обратных тепловых связей по реактивности в процессе испытаний главного предохранительного клапана (ГПК) показана на рис. 2. Испытания проводятся путем подрыва клапана на несколько секунд на уровне мощности ~ 30%. При этом происходит быстрое падение давления, изменяются температура теплоносителя на входе в ТВС, распределение расходов, температуры и плотности теплоносителя по трактам ТВС. Как видно из рис. 2, ТАПВГР удовлетворительно отражает характерные периоды протекающих процессов и качественные изменения параметров. Аналогичные результаты были получены для ряда экспериментов с ГПК, а также для экспериментов по измерению «быстрого» мощностного эффекта.



Р и с. 2. РУ ЭГП-6: □ — экспериментальная суммарная реактивность; X — расчетная суммарная реактивность. Блок 1. Пуск 28.05.89. Мощность 30%. Опробование ГПК

Расчетный анализ безопасности РУ ЭГП-6, выполненный с применением указанных средств, обеспечил проведение последующей оценки вероятности поражения населения в окрестности станции. Было показано, что для самых тяжелых запроектных аварий указанная вероятность не превышает нормативных пределов. В определенной мере этими аргументами была обусловлена проектная разработка РУ АТУ.2 на базе основных решений ЭГП-6 в качестве замещающих РУ ЭГП-6 в связи с предполагаемым выводом последних из эксплуатации, начиная с 2004 г., из-за исчерпания ресурса.

В состав РУ АТУ.2 входят*: водографитовый реактор с трубчатыми твэлами, восемь петель контура естественной циркуляции (КЕЦ), замкнутых на горизонтальный сепаратор, контур СУЗ, замкнутый на деаэратор, газовый контур, предназначенный для поддержания инертной атмосферы в кладке и контроля герметичности, соединенный с системой локализации аварии (СЛА). ТВС и каналы СУЗ размещаются в отверстиях вертикальных колонн блоков кладки с шагом 0,2 м. Каналы различных петель циркуляции размещены в шахматном порядке для повышения эффективности отвода теплоты от аварийной петли. РУ АТУ.2 имеет в сравнении с РУ ЭГП-6 вдвое большую мощность, которая достигается за счет удвоения числа ТВС при сохранении неизменной конструкции ТВС. Кроме того, в отличие от РУ ЭГП-6, реакторная установка АТУ.2 размещена внутри защитной герметичной оболочки. В результате анализа запроектных аварий (ЗА) был подтвержден приемлемый уровень безопасности этой РУ. Анализ проводился в соответствии с перечнем ЗА, сформированным в рамках детерминистского подхода на основе следующего перечня исходных событий проектных аварий (ИСА):

1) разгерметизация КЕЦ при разрыве барабана-сепаратора, полном или частичном разрыве группового коллектора;

2) потеря электроснабжения собственных нужд (на срок не менее суток);

3) несанкционированный ввод максимально возможной избыточной реактивности;

4) прекращение отвода теплоты от реакторной установки;

---

* Баранаев Ю.Д., Бондаренко А.В., Долгов В.В. и др. Безопасность реакторных установок для атомных станций малой мощности. — Атомная энергия, 1988, т. 64, вып. 4, с. 282—287.

5) прекращение циркуляции теплоносителя в групповой петле из-за перекрытия проходного сечения группового трубопровода посторонним предметом;

6) падение на реактор: крана центрального зала, перегрузочной машины или строительных конструкций;

7) накопление водорода из-за неправильных действий персонала или в результате аварий (см. пункты 1—6) с взрывом в местах его скопления.

Распространению радиоактивных продуктов деления препятствуют четыре основных барьера:

1) топливная композиция;

2) оболочки твэлов;

3) ограничивающие конструкции реакторного пространства (РП) и системы локализации аварии (СЛА);

4) защитная герметичная оболочка (ЗГО).

При любых возможных внутренних ИСА ЗГО обеспечивает функции удержания продуктов деления. Разгерметизация РП возможна как вследствие внешнего воздействия, например, при падении крана на реактор, так и в результате внутриреакторных процессов, приводящих к множественным разрывам ТВС. Если в этом случае пропускная способность паросбросных труб СЛА РП оказывается недостаточной, срабатывают предохранительные устройства на сбросных трубопроводах, соединяющих РП и реакторный зал. Выход радиоактивных продуктов из топливной композиции после разгерметизации оболочек твэлов в существенной мере определяется уровнем температуры и составом среды, заполняющей реакторное пространство.

Выход из твэлов продуктов деления для зоны в целом:

$$A_i = \int_{\tau} \int_{F} K_i(T(\tau)) \cdot dF \cdot D\tau, \qquad (2)$$

где K_i — скорость выхода i-го изотопа в долях от содержащегося в данном месте твэла количества изотопа; T — температура; τ — время; F — площадь разгерметизированной поверхности оболочки твэла.

Для оценки K_i использовались экспериментальные данные ФЭИ по скорости выхода продуктов деления из твэлов (табл. 1). Указанные данные были получены в процессе многочисленных экспериментов с образцами глубоко выгоревших твэлов реактора первой АЭС. Конструкция, топливная композиция и материал оболочек указанных твэлов соответствуют твэлам РУ АТУ.2.

Таблица 1. Зависимость скорости выхода продуктов деления из топливной композиции от температуры и состава среды (в долях от исходного содержания в активной зоне, 10^4/ч)

Температура, °С	^{131}I		^{135}Xe		^{137}Cs	
	азот	пар	азот	пар	азот	пар
500	0,09	0,13	0,13		0,25	0,03
600	0,08	0,20	0,20		0,07	0,09
660	0,20	5,50	0,90		0,12	0,80
740	0,17	0,35	0,99		0,07	0,12
800	0,12	0,50	9,50		0,05	0,12
900	0,09	1,00	61,0		0,07	0,22
1000	0,40	0,20	400,0		0,14	0,60
1100	0,90	0,80	2200,0		0,44	1,80
1200	1,80	2,30	8000,0		0,70	3,00
1300	4,00	7,00	10 000,0		1,10	5,00
1400	20,00	70,00			10,0	15,0

Разгерметизация трубчатых твэлов, в соответствии с опытом аварий на РУ АМ и АМБ, подразделяется на два основных типа:

— «сухие» аварии, при которых нарушается герметичность наружной оболочки твэла, контактирующей с газовым пространством активной зоны;

— «мокрые» аварии, при которых происходит разгерметизация внутренней трубки твэла, последующее разрушение топливного слоя и наружной оболочки твэла с истечением теплоносителя в кладку реактора.

Возможность «сухой» аварии определяется термохимическим взаимодействием оболочки с топливной композицией, для которого проводится оценка толщины слоя взаимодействия как функции продолжительного пребывания твэла при высокой температуре

$$\delta(\tau) = \int_0^{\tau} c(T(t))dt. \qquad (3)$$

Зависимость $c(T)$ получена по данным изотермических автоклавных испытаний необлученных образцов твэлов (см. табл. 1). В случае, если толщина слоя взаимодействия превышает 85% толщины оболочки, принимается, что имеет место локальная потеря герметичности оболочки. Это допущение основано на экспериментально установленных разбросах локальных значений скорости реакции.

Возможность «мокрой» аварии оценивается из условия временной прочности по превышению давления теплоносителя (см. табл. 2).

Таблица 2. Пределы повреждения оболочек твэлов

Параметры	Температура, °С					
	600	700	800	900	1000	1100
Скорость взаимодействия, С, мкм/с	0,02	0,06	2,3	6,0	11,0	26,0
Давление разрушения, МПа	16,0	12,5	10,0	7,6	6,0	5,0

Помимо отмеченных двух типов учитывались также следующие типы разрушений твэлов:

— под действием давления расплавленного контактного материала в условиях быстрого достижения температуры его кипения (1107 °С при атмосферном давлении);

— в результате окисления материала оболочки твэлов снаружи при наличии в атмосфере кладки водяных паров или кислорода;

— при достижении пороговой энтальпии топлива (1400 Дж/г);

— в результате хлорной коррозии оболочек в условиях действия растягивающих напряжений.

На той стадии аварии, когда через места разрывов твэлов происходит интенсивное истечение теплоносителя, температура в области разрывов быстро снижается до уровня температуры вскипающего теплоносителя и выход продуктов деления оказывается незначительным. После опорожнения КЕЦ начинается разогрев твэлов, однако на этой стадии аварии вынос радиоактивных продуктов из активной зоны определяется преимущественно диффузионными процессами, так как конвекция в реакторном пространстве, заполненном пароазотной смесью при атмосферном давлении, незначительна. При этом происходит сорбция значительной части продуктов деления графитом кладки. Существенный выход продуктов деления из твэлов может происходить лишь на этапе разотравления в случае полного длительного отказа всех эшелонов аварийной защиты. Такое состояние с весьма малой вероятностью может возникать при ИСА 3,5,7. В связи с определяющей ролью управления мощностью для РУ АТУ.2 была разработана глубоко эшелонированная защита, включающая следующие системы:

— автоматического регулирования мощности (АР);

— автоматического предупредительного снижения мощности (АСМ);

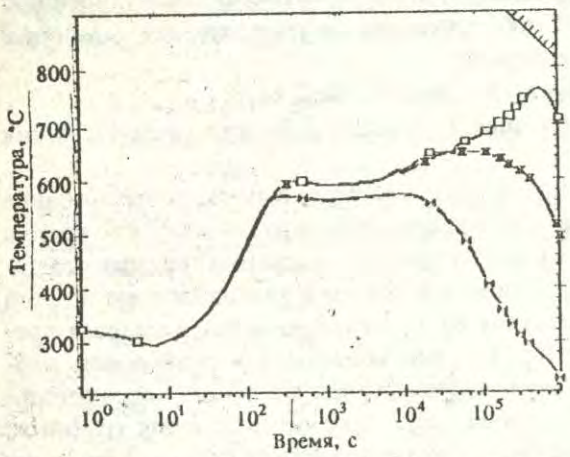
— две системы аварийной остановки реактора — АЗ и РС.АЗ;

— дополнительную систему остановки (ДСО), использующую иной принцип ввода поглотителя, чем АЗ и РС.АЗ, и срабатывающую независимо от АЗ и РС.АЗ по сигналу о недопустимом превышении мощности или непосредственно под ее воздействием.

В системах АЗ и РС.АЗ применяются подтвердившие полную безотказность в процессе десятков лет эксплуатации конструкции каналов СУЗ и способы управления движением стержней поглотителя. Использование конструкций, надежность которых подтверждена практикой, обеспечивает выполнение защитных функций при любых авариях. Тем не менее были проведены расчетные исследования ЗА с наложенными отказами защиты в качестве оценки меры максимально возможной тяжести аварий.

Аварии с разгерметизацией КЕЦ при неподаче воды от аварийных источников в случае срабатывания аварийной защиты до наступления разотравления не приводят к повреждению оболочек твэлов и выходу продуктов деления (рис. 3). Возможна лишь потеря работоспособности части ТВС в зависимости от работы контура СУЗ и газовой системы реактора. Массивная кладка реактора в этом случае сдерживает рост температуры твэлов на начальном этапе в безопасных пределах, а в дальнейшем по мере разогрева реактора и снижения остаточного тепловыделения потери теплоты преобладают и температура твэлов снижается. Ввиду существенной роли контура СУЗ в данном аварийном процессе насосы контура СУЗ подключены к сети надежного питания первой категории, чтобы при потере электропитания собственных нужд сохранялся номинальный режим охлаждения. Сохранение в работе газовой системы, обеспечивающей расход азота менее ~ 1 м^3/ч на одну ячейку ТВС, тем не менее в условиях остаточного тепловыделения снижает уровень максимальной температуры твэлов, способствуя сохранению их работоспособности.

Потеря электроснабжения собственных нужд вызывает безусловное срабатывание аварийной защиты: из-за отключения электромагнитов стержни АЗ и РС.АЗ падают под действием силы тяжести. Поскольку КЕЦ остается под давлением, рост которого ограничивают предохранительные и паросбросные устройства, можно предположить возможность «мокрых» аварий из-за перегрева твэлов по мере потери теплоносителя. Экспериментально было показано, что в условиях остаточного тепловыделения достаточно обеспечить нижний уровень воды в твэлах ~ 0,25 м при длине твэла 3 м, чтобы охлаждение было надежным. Как следует из рис. 4, этот уровень достигается примерно через 4 ч с момента ИСА. К этому времени тепловыделение существенно снижается, а графит кладки охлаждается до уровня температуры насыщения при давлении, несколько превышающем рабочий уровень. В таких условиях разогрев активной зоны оказывается медленным, максимальная достигаемая в этом процессе температура оказывается ниже 600 °С, что исключает выход радиоактивных продуктов деления из твэлов. Все ТВС сохраняют работоспособность.



Р и с. 3. РУ АТУ.2. Мгновенное опорожнение КЕЦ. Срабатывает аварийная защита. Максимальная температура твэлов в различных режимах: □ — отказ всех активных каналов расхолаживания; X — в работе газовая система; ⋈ — в работе контур СУЗ; — нижняя граница области повреждений твэлов

В качестве ИСА с несанкционированным вводом максимально возможной избыточной реактивности рассматривался самоход двух пар стержней АР из рабочего положения в середине по высоте активной зоны:

за 12 с вводится положительная реактивность ~ $0{,}65\beta_{эф}$, наложен отказ АЗ. Процесс характеризуется быстрым нарастанием мощности до уровня 390% за время движения АР (рис. 5). В этот же период действуют обратные связи по реактивности, определяемые ростом температуры твэлов и падением плотности теплоносителя в твэлах, что приводит к снижению мощности. Давление в КЕЦ растет, срабатывают паросбросные устройства, однако сброс пара остается недостаточным и происходит отключение турбины на 22-й с процесса, форсирующее рост давления. На 13-й с наступает кризис теплоотдачи в одной из ТВС, в дальнейшем все ТВС оказываются в этом режиме, с 29-й с начинаются разрывы твэлов с истечением теплоносителя в кладку реактора и вводом положительной реактивности вследствие изменения состава среды в кладке и снижения температуры твэлов аварийных ТВС. Массовый разрыв твэлов приводит к опорожнению КЕЦ через 3 мин с момента ИСА, подъему температуры твэлов и прекращению цепной реакции деления. Так как температура кладки реактора на этой стадии аварии изменяется незначительно, с падением мощности наблюдается заметное снижение температуры твэлов из-за оттока теплоты в кладку. После сближения температур твэлов и графита происходит непродолжительный подъем температуры твэлов (~ 600÷1200 с), а затем монотонное снижение в результате охлаждения активной зоны каналами СУЗ. Это снижение и разотравление приводят через 9 ч к возобновлению цепной реакции деления, мощность достигает уровня 30%. Из-за высокой температуры твэлов и отравления мощность реактора снижается. Стадия разотравления ввиду продолжительного действия высоких температур вносит основной вклад в выход продуктов деления и генерацию водорода (рис. 6).

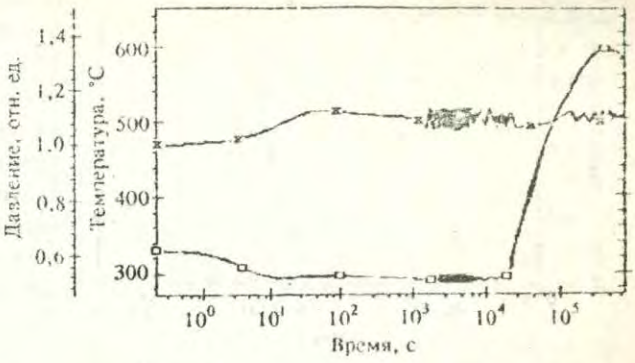


Рис. 4. РУ АТУ.2: □ — максимальная температура твэла ТВС максимальной мощности; X — относительное давление в барабане-сепараторе

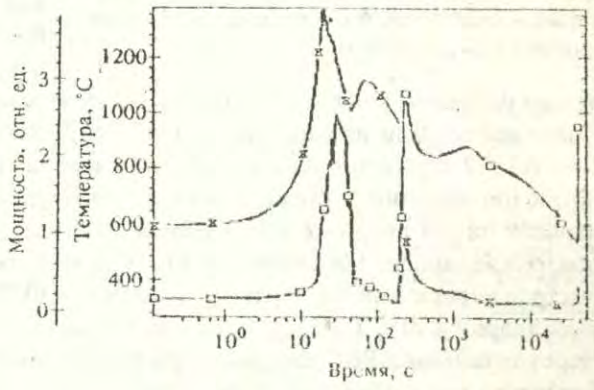
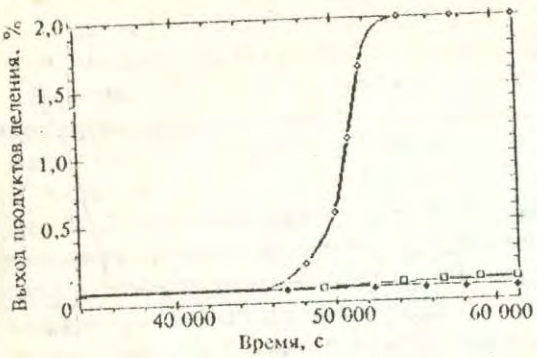


Рис. 5. РУ АТУ.2: □ — нейтронная мощность; X — температура твэла ТВС максимальной мощности в среднем сечении по высоте. Самоход стержней АР. АЗ не срабатывает

Прекращение отвода теплоты от РУ имеет место при отключении турбоагрегата, например, из-за отказа конденсатора срабатывает стопорный клапан. Наложенный отказ — несрабатывание аварийной защиты и продолжающаяся работа автоматического регулятора (АР) в соответствии с задатчиком мощности. Ввиду отказа конденсатора становится невозможным сброс в него пара (зависимый отказ БРУ-К) и при поддерживаемой АР номинальной мощности генерация пара почти вдвое превышает сброс при номинальном давлении в сепараторе. В результате давление быстро возрастает, достигая через 12 мин уровня 200% от номинального. К этому времени из-за пониженного расхода питательной воды, который устанавливается после выработки сигнала АЗ, существенно уменьшается количество воды в КЕЦ, снижается расход через ТВС и возникают условия кризиса теплообмена в большом числе ТВС. Возрастание температуры твэлов и падение плотности теплоносителя в них приводят к глушению



Р и с. 6. Суммарный выход из твэлов изотопа ^{137}Cs (в долях от общего содержания в реакторе) при различных авариях с отказом АЗ: ◇ — самоход стержней АР; □ — прекращение циркуляции теплоносителя в 8-й петле, в работе АР; ◆ — прекращение отвода теплоты от РУ (в работе АР)

реактора, однако при этом также выполняются условия «мокрых» аварий в 15% ТВС. К 1000-й с реактор переходит в режим расхолаживания контуром СУЗ. Если на последующем интервале ~ 9 ч в зону не будет введен дополнительный поглотитель, в результате снижения температуры твэлов и разотравления цепная реакция деления возобновится и именно на этом этапе возможен выход гораздо большего количества продуктов деления из твэлов, чем за предшествующий период.

Прекращение циркуляции теплоносителя в групповой петле из-за перекрытия проходного сечения группового трубопровода посторонним предметом при работе на мощности является маловероятным событием ввиду отсутствия в контуре арматуры, распределенного входа в опускные магистрали из барабана-сепаратора, контроля расхода по петлям циркуляции. Для АТУ.2 предусмотрена выработка сигнала АЗ в случае снижения расхода через петлю циркуляции, а также через реперные тракты ТВС. Тем не менее был рассмотрен вариант такой аварии с наложенным отказом АЗ при продолжающейся работе АР, поддерживающего номинальный уровень мощности. В аварийной петле наблюдается быстрое нарастание температуры твэлов до 950 °С и в течение 2 мин происходят «мокрые» аварии в 40% ТВС рассматриваемой в качестве аварийной 8-й центральной петли. Через остальные ТВС аварийной петли, которые из-за перекрытия группового трубопровода оказываются соединенными последовательно с трактами аварийных ТВС, устанавливается расход, достаточный для предотвращения дальнейших «мокрых» аварий. Потеря теплоносителя приводит к опорожнению КЕЦ через 7 мин, возрастанию температуры топлива и глушению реактора. До момента разотравления данная авария не приводит к представляющему опасность выходу продуктов деления из твэлов.

Падение на реактор массивных тел с большой скоростью характеризуется большим числом возможных воздействий, из числа которых можно отметить следующие:

— на приводную часть системы СУЗ (обрыв тросов, защемление, смещение с возможностью частичного извлечения стержней из зоны);

— разгерметизацию трубопроводов КЕЦ или контура СУЗ;

— пережатие (блокирование проходного сечения) трубопроводов КЕЦ или контура СУЗ;

— разгерметизацию реакторного пространства;

— затруднения доступа и возможности экстренного вмешательства для осуществления функций управления ЗА из-за загромождения верхнего перекрытия реактора.

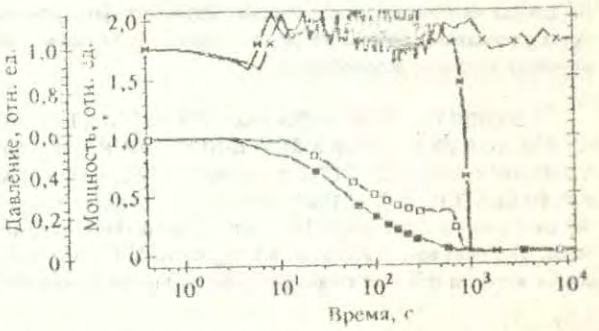
Ввиду особой опасности частичного извлечения стержней СУЗ при деформации верхнего перекрытия в проекте РУ АТУ.2 применены дополнительные решения, практически исключающие такую возможность.

Комплексный характер воздействия для данного типа аварии усложняется нелинейностью поведения системы при изменениях масштаба воздействия, что иллюстрируется здесь данными для вариантов аварии, где воздействие состоит только в блокировании трактов ТВС при наложенном отказе аварийной защиты (рис. 7, 8). Был исследован ряд процессов, для которых число блокированных трактов ТВС, расположенных в центральной области активной зоны, варьировалось в диапазоне от 1 до 100. Было установлено, что если число блокированных трактов не превышает 16, во



Р и с. 7. РУ АТУ.2: □ — число «мокрых» аварий, шт. ТВС; X — момент времени последней «мокрой» аварии, с; ⋈ — момент времени опорожнения контура, с. Падение строительных конструкций на верхнее перекрытие реактора. Блокирование входных трактов ТВС. АЗ не срабатывает

всех соответствующих ТВС происходят «мокрые» аварии. Дальнейшее возрастание блокированных трактов до 60 сопровождается уменьшением «мокрых» аварий до 9. Максимальное число «мокрых» аварий 34 достигается при блокировании 90 трактов, после чего «мокрые» аварии не наблюдаются вовсе (рис. 7). Такая сложная немонотонная зависимость определяется динамикой мощности и давления (рис. 8). В начале аварии блокирование трактов приводит к прекращению отвода теплоты от твэлов блокированных ТВС к теплоносителю, повышению их температуры, сокращению генерации пара, вводу отрицательной реактивности в результате падения плотности теплоносителя и роста температуры твэлов. Вызванное сокращением генерации пара снижение давления вызывает срабатывание стопорного клапана турбины, после чего давление регулируется паросбросными и предохранительными устройствами. «Мокрые» аварии приводят к опорожнению контура реактора. В представленных случаях цепная реакция деления прекращалась примерно через 1000 с от момента ИСА. Этот пример иллюстрирует сложное взаимодействие большого числа факторов, определяющих такого рода аварийные процессы, а также существенную зависимость их протекания от параметров ИСА. Положение осложняется неоднозначностью конечного состояния, на достижение которого могут оказать существенное воздействие операции по управлению ЗА.



Р и с. 8. РУ АТУ.2. Блокирование входных трактов ТВС центральной области реактора в результате падения строительных конструкций. АЗ не срабатывает. Нейтронная мощность: □ — блокировано 70 трактов; ▦ — блокировано 100 трактов. Относительное давление: ⋈ — блокировано 70 трактов; X — блокировано 100 трактов

Выполненный расчетный анализ запроектных аварий позволил установить основные особенности процессов для РУ АТУ.2. Такие, как достаточность нормального срабатывания аварийной защиты для обеспечения безопасности РУ, умеренный масштаб выхода продуктов деления из твэлов на начальном этапе аварии и существенную опасность, в случае отказа АЗ, этапа разотравления, если до наступления разотравления не будет введен дополнительный поглотитель. В результате анализа в проект были внесены изменения, а именно: предусмотрена дополнительная система останова реактора, отличающаяся от основной системы АЗ и работающая на пассивных принципах, увеличена пропускная способность устройств аварийного паросброса из КЕЦ, предусмотрен отьод среды из реакторного пространства в объем контайнмента помимо СЛА.

Статья поступила в редакцию 11 октября 1994 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 4, с. 60—69.

УДК 621.039.585

ВОЗМОЖНОСТЬ ВОЗНИКНОВЕНИЯ ЯДЕРНЫХ АВАРИЙ (ВКЛЮЧАЯ ЗАПРОЕКТНЫЕ) НА ВСЕХ ЭТАПАХ ЖИЗНЕННОГО ЦИКЛА КОСМИЧЕСКИХ ЯЭУ

В.Я. Пупко, Ю.В. Волков, В.И. Ионкин, В.И. Кузнецов, В.А. Литицкий, Ю.Д. Макаренков, С.Н. Марин, М.К. Овчаренко, Ф.П. Раскач, А.Г. Шестеркин, ГНЦ РФ — ФЭИ, 249020, Обнинск, пл. Бондаренко, 1

Рассмотрены этапы жизненного цикла космической ЯЭУ от сборки до удаления отработавшей установки. Для каждого этапа перечислены основные выполняемые работы и возможные аварийные ситуации. Выделены наиболее опасные аварии. Работы сгруппированы по функциональному принципу (т.е. объединены одинаковые работы на разных этапах) и указаны ключевые требования, выполнение которых обеспечивает ядерную безопасность.

POSSIBILITY OF NUCLEAR ACCIDENTS (INCLUDING THOSE NOT INVISAGED IN THE PROJECT) AT ALL THE STAGES OF A SPACE NUCLEAR POWER SYSTEM'S LIFE. V.Ya. PUPKO, Yu.V. VOLKOV, V.I. IONKIN, V.I. KUZNETSOV, V.A. LITITSKIY, Yu.D. MAKARENKOV, S.N. MARIN, M.K. OVCHARENKO, F.P. RASKATCH, A.G. SHESTYORKIN. The stages of a space NPS's lifetime from assembling to the removal of the used unit are considered. The main works conducted and the possible emergency situations for each stage are listed. The most severe accidents are highlighted. The works are grouped based on the functional principle (i.e., similar works at different stages are grouped together), and the key demands for nuclear safety are given.

Космическая ЯЭУ (КЯЭУ) является специфическим, весьма сложным и потенциально опасным объектом. На современном этапе, в условиях повышенной радиофобии населения, создавать и использовать КЯЭУ можно только после полного и глубокого обоснования их безопасности и подготовленности общественного мнения. Можно отметить, что многие вопросы безопасности КЯЭУ рассмотрены на регулярных симпозиумах в Альбукерке [1], конференции в Обнинске [2], для целого класса КЯЭУ разработаны специальные правила безопасности ПБЯ-09—91, ведется работа над Принципами обеспечения безопасности КЯЭУ. В данной статье приведена технологическая цепочка создания и работы КЯЭУ, показаны возможные аварийные ситуации и некоторые их последствия, перечислены основные требования, позволяющие исключить или максимально снизить последствия ядерных аварий. Поскольку объем статьи ограничен, изложение материала несколько схематично: приведены, естественно, не все работы (и ядерные аварии) для КЯЭУ, а только наиболее типичные. Полагалось, что КЯЭУ является бортовым источником электроэнергии, установленным на непилотируемом космическом аппарате (КА).

ТЕХНОЛОГИЧЕСКАЯ ЦЕПОЧКА СОЗДАНИЯ И РАБОТЫ КЯЭУ

В процессе создания нового типа КЯЭУ обычно несколько установок проходят наземные энергетические испытания. С учетом этого можно выделить следующие этапы создания и работы КЯЭУ:

— сборка реактора на стапеле физической сборки (СФС);

— сборка ЯЭУ на стапеле общей сборки (СОС);

— наземные энергетические испытания и вывод отработавшей ЯЭУ из эксплуатации;

— подготовительные работы на полигоне;

— старт и вывод КА с КЯЭУ на орбиту;

— пуск и работа КЯЭУ на орбите;

— вывод из эксплуатации отработавшей КЯЭУ.

Отдельно можно выделить этапы транспортирования КЯЭУ или ее элементов как внутри предприятий, так и между ними.

Основные работы на каждом из этих этапов показаны на рисунке, где использованы следующие обозначения: САУ — система автоматического управления; ОУ — органы управления (аварийные, компенсирующие, регулирующие); ОР — органы регулирования мощности реактора; РН — ракета-носитель.

Отметим, что если КЯЭУ предназначена для штатной работы в космосе (или летных испытаний), она, естественно, наземные энергетические испытания (п. 3 на рисунке) не проходит. Но и в этом случае установка должна пройти предварительную отработку в вакуумной камере при штатных температурах (разогрев производится от стендового нагревателя), что и отражено на рисунке.

АВАРИЙНЫЕ СИТУАЦИИ НА РАЗЛИЧНЫХ ЭТАПАХ СОЗДАНИЯ КЯЭУ

В процессе создания КЯЭУ на некоторых этапах проводятся однотипные работы. Поэтому целесообразно при рассмотрении возможности возникновения аварийных ситуаций (АС) разделить работы по функциональному принципу, который допускает включение в перечень работ и отдельных этапов. Можно выделить следующие работы:

1) сборка и физические пуски реактора;
2) транспортные и технологические работы;
3) наземные энергетические испытания;
4) работы на полигоне;
5) старт и вывод КЯЭУ на орбиту;
6) работа КЯЭУ на орбите, вывод ее из эксплуатации.

Рассмотрим исходные события АС, которые могут возникать при выполнении этих работ.

1. Исходные события АС при сборке и физических пусках реактора

1.1. Несанкционированное введение положительной реактивности из-за ошибок персонала или отказов системы дистанционной загрузки.

1.2. Самопроизвольное движение одного или группы органов СУЗ. Полное обесточивание.

1.3. Выход на мощность без пускового источника нейтронов.

1.4. Затопление критсборки из-за отказов в системе водяного отопления и т.п.

1.5. Заглубление уставок в СУЗ.

1.6. Заклинивание рабочих органов СУЗ.

1.7. Пожар в помещении критсборки или в пультовой.

1.8*. Стихийные бедствия.

1.9. Падение самолета на здание, в котором размещен критстенд или ЯЭУ.

1.10. Террористические акты.

2. Исходные события АС при транспортных и технологических операциях

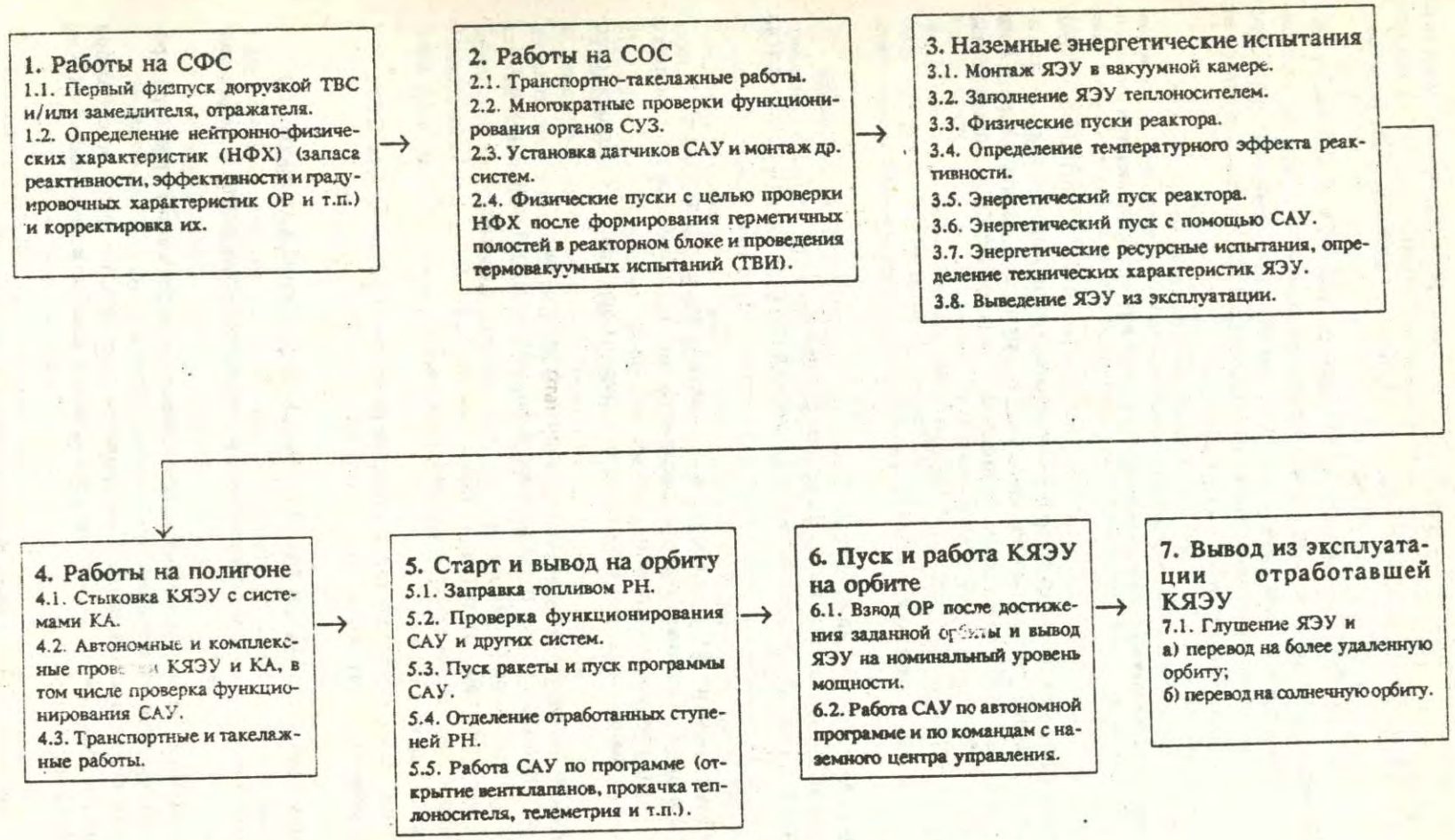
2.1. Падение реактора и его деформация, в результате которой происходит увеличение $K_{эф}$.

2.2. Попадание в различные полости реактора водородсодержащих сред (при проведении термовакуумных испытаний или транспортных авариях).

2.3. При проверке функционирования приводов органов СУЗ (в том числе и при высоких температурах) отказ в системе управления и самопроизвольное движение одного или группы органов СУЗ.

3. Исходные события АС при наземных энергетических испытаниях

3.1. См. пп. 1.2—1.10.



Блок-схема технологической цепочки сборки и работы КЯЭУ

3.2. Разрыв контура теплоносителя.

3.3. Закупорка в активной зоне сечений, через которые прокачивается теплоноситель.

3.4*. Отказ аварийной системы расхолаживания.

3.5. Падение давления в контуре теплоносителя.

3.6. Отказы основного (насосов, прокачивающих теплоноситель; электрической системы в ТРП и т.п.) и вспомогательного оборудования.

3.7. Отказы в САУ при автоматическом пуске КЯЭУ.

3.8*. Групповые отказы в САУ и СУЗ при совместной работе этих систем.

3.9. Ошибочные действия персонала.

3.10. Неправильная юстировка датчика контроля мощности реактора.

4. Исходные события АС при работах на полигоне

4.1. Несанкционированное движение органов СУЗ при проверке их функционирования или при проверке САУ.

4.2. Падение КА, деформация реактора и попадание в полость реактора жидкого топлива.

4.3*. Взрыв ракеты-носителя.

4.4. Пожар.

5. Исходные события АС на старте и выводе КЯЭУ на орбиту

5.1. См. пп. 4.2—4.4.

5.2*. Падение КА после старта в различные районы, в том числе и в водоемы.

5.3. Невыведение КА на монтажно-стартовую орбиту.

6. Исходные события АС при работе КЯЭУ на орбите и выводе ее из эксплуатации

6.1. Нарушение режима работы САУ:
— при автоматическом пуске ЯЭУ;
— при номинальной работе;
— при выводе из эксплуатации.

6.2. Нарушение системы теплоотвода.

6.3. Невозможность маневрирования КА на орбите.

6.4. Столкновение с космическим мусором, метеоритами.

6.5*. Несанкционированное возвращение КА в атмосферу Земли.

Наиболее опасные для радиоэкологии Земли исходные события АС обозначены звездочкой. Следует сказать, что при возникновении одного исходного события, не связанного с ударным воздействием на реактор, и одном отказе элементов систем безопасности или одной ошибке персонала системы безопасности ЯЭУ однозначно обеспечивают ядерную безопасность реактора. Например, при заполнении и окружении реактора водой органы СУЗ и стержни безопасности обеспечивают требуемую подкритичность реактора. При самопроизвольном движении одного или группы органов СУЗ срабатывает аварийная защита и переводит реактор в подкритическое положение и т.д.

Более сложные ситуации возникают при ударных воздействиях на корпус реактора. Например, при исходном событии 5.2 необходимо учесть, что может возрасти $K_{эф}$ реактора за счет деформации активной зоны и попадания воды в полости реактора, а компенсирующая способность органов СУЗ при этом может уменьшиться, причем

некоторые органы СУЗ могут быть вообще «выбиты» из реактора. При рассмотрении таких АС необходимо особенно тщательно анализировать конструкцию реактора.

Наложение нескольких исходных событий может привести к аварии даже при относительно безопасных работах — физических пусках реактора. Так, например, наложение событий 1.2, 1.3 и 1.5 в некоторых случаях может привести к введению положительной реактивности > $1\beta_{эф}$, т.е. к разгону на мгновенных нейтронах, и выделению энергии в ТВС более 10^{18} делений ядер урана. ТВС при этом могут расплавиться, т.е. произойдет ядерная авария. Для реализации такой аварии требуется более двух отказов оборудования (и ошибок персонала). В соответствии с терминологией ОПБ—88 это запроектная авария.

ОСНОВНЫЕ (КЛЮЧЕВЫЕ) ТРЕБОВАНИЯ ПО ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ И НЕКОТОРЫЕ ПОСЛЕДСТВИЯ ВОЗМОЖНЫХ АВАРИЙ КЯЭУ

К настоящему времени разработано много нормативной документации для обеспечения безопасной работы ядерных установок. В частности, для КЯЭУ, используемых в качестве бортовых источников электроэнергии, подготовлены ПБЯ-09— 91, в которых предъявляется ряд конкретных требований к конструкции установок и их системам с целью обеспечения ядерной безопасности на различных этапах создания КЯЭУ. Появились первые международные требования по обеспечению безопасности КЯЭУ [3]. Ведется работа над основными Принципами обеспечения безопасности КЯЭУ.

На основании накопленного опыта работы можно сформулировать некие ключевые (базовые, основные) требования, выполнение которых наряду с существующими правилами и нормами или предотвращает ядерную аварию, или, в случае ее возникновения, максимально снижает ее последствия. Такие требования целесообразно формулировать по функциональному принципу (как и для работ при создании КЯЭУ). Укажем их.

1. Сборка и физические пуски реактора.

1.1. Защитная система безопасности должна включать надежную «быструю» аварийную защиту (за время не более 1 с $K_{эф}$ должно уменьшаться не менее, чем на $1\beta_{эф}$) и при возникновении любого исходного события должны быть такие ограничения на скорость увеличения $K_{эф}$, чтобы была исключена возможность достижения критических температур или градиентов температур для различных элементов КЯЭУ.

1.2. Должен быть реализован так называемый принцип безопасного отказа, согласно которому отказ элементов систем, важных для безопасности, приводил бы к автоматическому выполнению функции безопасности. Например, полное исчезновение электроснабжения стенда физической сборки или СОС должно автоматически инициировать срабатывание органов СУЗ.

2. Транспортные и технологические работы (включая работы на полигоне).

2.1. При всех АС, связанных с падением реактора (КЯЭУ) и его деформацией или частичным разрушением, реактор должен оставаться в подкритическом состоянии.

2.2. При заполнении и окружении реактора водородсодержащими (и другими) средами с учетом температурного эффекта реактор должен оставаться в подкритическом состоянии.

2.3. При всех режимах нормального технологического процесса и возникновении любого исходного события реактор должен оставаться в подкритическом состоянии. Это требование должно выполняться, даже если следствием исходного события является частичное разрушение реактора, например, в случае пожара и взрыва химического топлива ракеты-носителя на стартовой позиции.

3. Наземные энергетические испытания.

3.1. В случае необходимости (если остаточное тепловыделение значительное и может привести к расплавлению твэлов) защитные системы безопасности должны содержать систему пассивного аварийного расхолаживания, обеспечивающую при возникновении АС (или аварии) достаточный теплоотвод от заглушенного реактора.

3.2. При энергетических испытаниях ЯЭУ следует размещать в вакуумной камере или в герметичной железобетонной оболочке (контейнменте). Эти защитные конструкции должны быть достаточно прочными, способными выдерживать значительные внешние нагрузки (например, падение самолета). Их целесообразно размещать, например, в специальных подземных шахтах. В случае серьезной аварии с плавлением активной зоны защитная оболочка должна предотвращать утечку радиоактивных нуклидов.

3.3. Для систем, важных для безопасности, должен быть реализован принцип единичного отказа (см. ОПБ—88).

4. Старт и вывод КЯЭУ на орбиту.

4.1. При падении ракеты с КЯЭУ на землю (авария на этапе выведения) с последующей деформацией или частичным разрушением реактора он должен оставаться в подкритическом состоянии, даже если это разрушение или падение произошло в водородсодержащую среду.

5. Работа КЯЭУ на орбите.

5.1. Пуск КЯЭУ и эксплуатация ее должны происходить только на удаленных орбитах, время существования на которых не менее 300 лет.

Из содержания названных базовых требований следует, что часть из них (пп. 3.2, 5.1 и частично 1.1, 3.1) являются чисто техническими и задаются априорно. Чтобы выполнить остальные базовые требования, необходимо провести многочисленные расчетно-экспериментальные исследования. Можно отметить, что проект КЯЭУ «Топаз» удовлетворял требованиям пп. 3.2 и 5.1, причем вакуумная камера для энергетических испытаний установки находилась в специальном бетонном колодце ниже уровня земли. Дополнительной системы пассивного теплоотвода (п. 3.1) не потребовалось, так как при разрыве контура теплоносителя, как показали специальные расчеты, остаточное тепловыделение из заглушенного реактора снималось излучением.

Вернемся к вопросу об исходных событиях АС и возможных последствиях ядерной аварии КЯЭУ. Очевидно, что самая тяжелая авария может быть при падении на населенный пункт КЯЭУ, отработавшей длительный ресурс. Выполнение требования 5.1 практически исключает возможность такой аварии. При авариях на полигоне, на этапе выведения КА на орбиту, учитывая то, что реактор КЯЭУ содержит необлученное ядерное топливо, радиоэкологическое воздействие на окружающую среду сравнительно мало. Это положение выполняется только для подкритического реактора. В противном случае, т.е. при достижении реактором аварийной КЯЭУ критического состояния (например, при падении КА в водоем), ситуация резко ухудшается. Поэтому для таких АС расчетно-экспериментальные исследования по обоснованию подкритичности реактора являются очень актуальными.

Максимальная проектная авария при наземной отработке КЯЭУ— авария в конце ресурсных испытаний (~ 3÷5 лет) с разрывом напорного коллектора теплоносителя и отказом системы аварийного расхолаживания. В этом случае происходит плавление активной зоны и радиоактивные осколки выходят за пределы корпуса реактора. С большой вероятностью такая авария локализуется внутри вакуумной камеры (или дополнительного контейнмента). Поскольку рассматриваемые в настоящее время проекты КЯЭУ имеют тепловые мощности $\leq$ 10 МВт, суммарный выход осколков из аварийного реактора на несколько порядков ниже, чем на стандартном блоке АЭС. В ОПБ—88 введено требование: вероятность аварии с выходом осколков в окружающую среду не должна превышать 10^{-7} реакторо-лет. Нам представляется, что для наземных испытаний КЯЭУ обеспечить безопасность работ с такой вероятностью проще, чем для блока АЭС.

В заключение укажем некоторые актуальные общие вопросы по обеспечению ядерной безопасности КЯЭУ, которые прорабатываются в настоящее время:

1. Разработка общих подходов и концепций к целям и методам обеспечения ЯБ КЯЭУ. Установление роли в этой методологии различных методов анализа, например, метода вероятностного анализа безопасности с учетом специфики КЯЭУ.

2. Определение и обоснование критерия достаточности средств безопасности для конкретной КЯЭУ.

3. Разработка программы и методологии исследований тяжелых аварий с КЯЭУ.

Параллельно с рассмотрением подобных общих вопросов должны прорабатываться и более конкретные, частные вопросы обеспечения ЯБ, например, разрабатываться перспективные системы ЯБ, основанные на различных (активных и пассивных) принципах действия.

Непосредственно с ядерной связана радиационная безопасность космической энергетики. Есть вопросы, которые практически в одинаковой степени относятся к обеим этим дисциплинам, например: при аварийном возвращении КА на Землю следует диспергировать КЯЭУ или же возвращать ее (как это предусмотрено для СП-100) «целым» блоком? как следует безопасно захоранивать отработавшую КЯЭУ?

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

К настоящему времени накоплен определенный опыт работ по обеспечению безопасности в области космической ядерной энергетики: в основном определена типовая технологическая цепочка создания КЯЭУ, известны основные исходные события АС и последствия ядерных аварий на различных этапах, созданы и успешно прошли летные испытания две термоэмиссионные установки «Топаз», подготовлены правила ядерной безопасности для КЯЭУ — источников электроэнергии, ведется работа над основными Принципами обеспечения безопасности КЯЭУ.

Несмотря на это, требуется выполнить большой объем исследований для глубокого и всестороннего обоснования ядерной безопасности разрабатываемых проектов КЯЭУ, включая исследования возможных причин возникновения, динамики развития и средств (мер) предотвращения тяжелых аварий с КЯЭУ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Transaction of the 1st—9th Symp. on Space Nuclear Power Systems, held in Albuquerque, 1984—1992.
2. Труды отраслевой юбилейной конференции «Ядерная энергетика в космосе». Обнинск, 1991.
3. ООН, Генеральная Ассамблея, Комитет по использованию космического пространства в мирных целях, Юридический подкомитет. A/AC. 105/C.2/L.178, 9 April, 1990.

Статья поступила в редакцию 2 марта 1995 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 4, с. 70—76.

УДК 621.039.588

ИССЛЕДОВАНИЕ НЕКОТОРЫХ ВОЗМОЖНЫХ АВАРИЙ ПРИ ПУСКОВЫХ РЕЖИМАХ КОСМИЧЕСКОЙ ЯЭУ

В.Я. Пупко, Ю.Д. Макаренков, С.Н. Марин, А.Г. Матков,
ГНЦ РФ — ФЭИ, 249020, Обнинск, пл. Бондаренко, 1

На примере реактора «Топаз» исследованы некоторые возможные аварии при автоматическом пуске реактора из состояния глубокой подкритичности до энергетического уровня. Использован двухскоростной «слепой» физический пуск. Проведены многовариантные расчеты, в которых использованы уравнения точечной кинетики реактора и реактивностная обратная связь по температуре. Результаты исследований продемонстрировали, что реактор должен иметь «быструю» аварийную защиту, чтобы предотвратить возникновение аварий.

INVESTIGATION OF SOME POSSIBLE FAILURES IN THE START-UP MODES OF A SPACE NPP. V.YA. PUPKO, YU.D. MAKARENKOV, S.N. MARIN, A.G. MATKOV. Based on the example of the TOPAZ reactor, some possible failures are investigated when automatically starting the reactor from a deep subcriticality state up to the energy level. A two-velocity «blind» physical start-up is used. Multivariant calculations are done, using the equations of the point reactor kinetics and a temperature reactivity feedback. The results of the study show that the reactor must have a fast-response protection system to prevent accidents.

ВВЕДЕНИЕ

Энергетический пуск реактора космической ЯЭУ на орбите с помощью системы автоматического управления (САУ) существенно отличается от традиционной операции пуска реактора АЭС. За короткое время (несколько минут) мощность реактора космической ЯЭУ увеличивается в $> 10^8$ раз, и в отдельные моменты пуска период может укорачиваться до 5 и менее секунд.

В статье на примере анализа пусковых режимов космической ЯЭУ «Топаз» исследованы некоторые возможные аварийные ситуации при автоматическом выводе реактора из состояния глубокой подкритичности на номинальный уровень мощности.

АЛГОРИТМ ПУСКА И ВОЗМОЖНЫЕ АВАРИЙНЫЕ СИТУАЦИИ

Наиболее ответственной фазой автоматического пуска является вывод реактора на физический уровень мощности.

На рис. 1 схематично представлены переходные процессы при использовании двухскоростного (по скорости перемещения регулирующих цилиндров) алгоритма «слепого» физического пуска [1—3]. Подобный пусковой режим использован для реактора установки «Топаз».

Регулирующие цилиндры (РЦ) перемещаются от нижнего путевого выключателя до среднего путевого выключателя (СПВ) со скоростью 1 град./с, при этом на линейном участке градуировочной характеристики скорость изменения реактивности составляет 0,038 %/с. СПВ устанавливается так, чтобы срабатывание происходило при достижении РЦ положения, соответствующего состоянию «холодной» критичности реактора. После прохождения СПВ скорость перемещения РЦ уменьшается в 10 раз. В процессе движения РЦ происходит неконтролируемое увеличение мощности реактора («слепой» физический пуск). Участок программного изменения мощности начинается после срабатывания реле, отрегулированного на мощность ~ 7,5% номиналь-

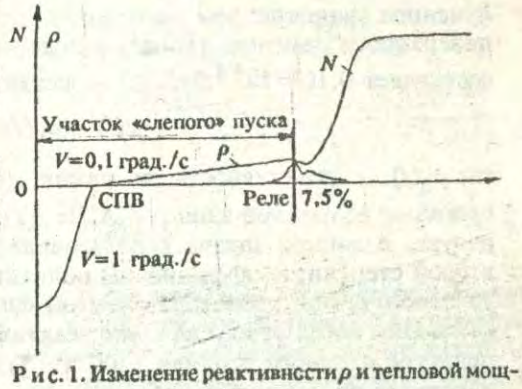


Рис. 1. Изменение реактивности ρ и тепловой мощности N реактора «Топаз» при штатном пуске

ного уровня мощности $N_{ном}$. С этого момента САУ выводит реактор на заданный уровень мощности посредством сравнения фактического значения тока пусковых ионизационных камер и значений, заложенных в программу.

При «слепом» физическом пуске КЯЭУ могут возникнуть аварийные ситуации в результате реализации следующих исходных событий:

1. Отказ СПВ, т.е. не происходит уменьшение скорости перемещения РЦ при достижении $K_{эф} \sim 1{,}0$.

2. Отказ «реле 7,5%», т.е. продолжается «слепой» (неконтролируемый) пуск реактора после достижения уровня мощности 7,5% $N_{ном}$. (Заметим, что по последствиям отказ «реле 7,5%» практически эквивалентен другому исходному событию — отказу пусковых ионизационных камер САУ.)

3. Неправильная установка СПВ. С точки зрения ЯБ более опасной является установка СПВ не в критическое, а в надкритическое состояние, так как в этом случае к моменту срабатывания «реле 7,5%» может быть набрана значительная положительная реактивность («неправильная» установка СПВ может быть, в частности, обусловлена неопределенностью температурного состояния реактора в момент автоматического пуска).

4. Неправильно отрегулировано «реле 7,5%». Практически это означает, что в ходе предпусковых работ были неправильно определены удельные токи пусковых ионизационных камер.

ПРОГРАММА РАСЧЕТА АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЙ

Для расчета аварийных ситуаций использовалась программа, в которой решались уравнения точечной кинетики реактора, записанные в интегральном виде:

$$N(t) = N_0 + \frac{1}{l}\int_0^t \rho(t')N(t')dt' - \frac{1}{l}\int_0^t N(t')\sum_{i=1}^{6}\beta_i e^{(t'-t)\lambda_i}dt' + \Sigma C_{i0}(1 - e^{-\lambda_i t}) + \int_0^t Q(t')dt';$$

$$C_i(t) = \frac{\beta_i}{l}\int_0^t N(t')\, e^{(t'-t)\lambda_i}dt' + C_{i0}\, e^{-\lambda_i t}.$$

Здесь $N(t)$ — мощность реактора; l — время жизни мгновенных нейтронов ($l = 21{,}6\cdot10^{-6}$ с); C_{i0} — начальное значение концентрации предшественников запаздывающих нейтронов группы i; β_i, λ_i — эффективная доля и постоянная распада запаздывающих нейтронов i-группы и их предшественников; эти параметры взяты из монографии Кипина [4] для деления ядер ^{235}U тепловыми нейтронами; $Q(t)$ — внешний источник нейтронов; в расчетной программе использовано экспериментально полученное значение: при размещении пускового источника нейтронов вблизи боковой поверхности реактора «Топаз» и подкритичности реактора 3,23% мощность реактора составляет $0{,}108\cdot10^{-4}$ Вт; $\rho(t)$ — реактивность:

$$\rho(t) = \rho_0(t) + \rho_1(t) + f(T(t)),$$

где $\rho_0(t)$ — реактивность, вносимая органами РЦ; $\rho_1(t)$ — реактивность, вносимая органами аварийной защиты (АЦ); $f(T(t))$ — реактивность обратной связи по температуре. В данной задаче использовалась функция обратной связи в виде полинома второй степени; коэффициенты полинома подобраны по результатам нейтронно-физического расчета реактора с учетом изменения температуры ядерного топлива. Максимальное абсолютное значение реактивности обратной связи равно −0,13% при температуре ядерного топлива 1200 °С; $T(t)$ — температура ядерного топлива, которая находится из условия адиабатического нагрева:

$$T(t) = T_0 + K \cdot \int_0^t N(t')dt'/m \cdot c,$$

где T_0 — начальная температура ядерного топлива; m, c — масса и теплоемкость ядерного топлива; K — коэффициент пропорциональности, учитывающий, в частности, долю энерговыделения в топливе.

Адиабатическая модель позволяет рассмотреть аварийные ситуации с использованием при их анализе консервативного, т.е. более безопасного, подхода.

Расчетная программа допускает введение положительной и отрицательной реактивностей любого значения. Для ускорения счета в программе мощность реактора аппроксимируется кубическими полиномами.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА И ИХ АНАЛИЗ

Результаты расчета аварийных ситуаций представлены в таблице и на рис. 2. В таблице использованы следующие обозначения: V — скорость поворота РЦ после прохождения СПВ; DT — время задержки срабатывания аварийной защиты; N_{max}, ρ_{max}, Te_{min}, T — достигнутые в процессе развития аварийной ситуации соответственно максимальная мощность, максимальная реактивность, минимальный период, температура ядерного топлива; $N_{уст}$ — уставка на каналах измерения мощности, при которой срабатывает аварийная защита. Она принимала значения:

— 11,25 кВт — штатное срабатывание «реле 7,5%»;

— 16,8 кВт — неправильно отрегулировано «реле 7,5%»;

— 230 кВт — срабатывание «быстрой» аварийной защиты при наземных энергетических испытаниях установки (на 30% выше номинального уровня с учетом ошибки измерений).

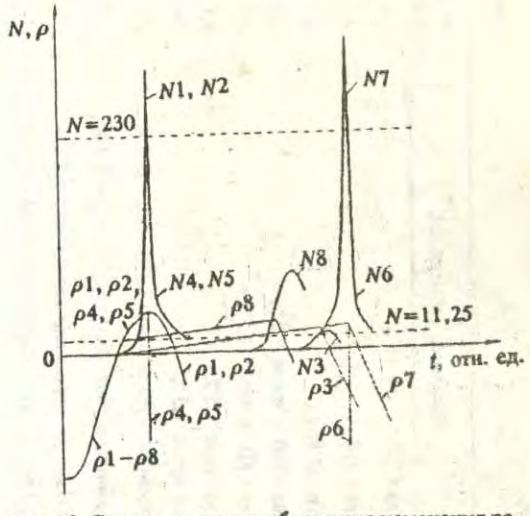
В колонке «Тип АЗ» указаны два типа аварийной защиты. В первом из них используются четыре аварийных цилиндра (АЦ), которые вводятся в реактор в течение 0,5 с со скоростью ~ 360 град./с. Такая аварийная защита использовалась в стендовой СУЗ при наземных испытаниях реактора «Топаз». Во втором типе используются шесть РЦ, для которых в режиме АЗ в расчетной программе заложена скорость перемещения 1 град./с.

В таблице в варианте 8 обозначено $\Delta K_0 = 0{,}3\%$, что означает, что СПВ был установлен в положение, соответствующее надкритичности 0,3%. В колонке «Обратная связь» обозначено наличие (+) и отсутствие (-) в расчетных вариантах обратной связи.

Схематично (без строгого соблюдения масштаба по осям) на рис. 2 показано изменение мощности и реактивности реактора для различных аварийных ситуаций (для расчетных вариантов 1—8).

Из результатов расчетов АС, представленных в таблице и на рис. 2, можно сделать следующие выводы:

1. Отказ СПВ является тяжелым исходным событием. В этом случае к моменту



Р и с. 2. Схематическое изображение изменения реактивности ρ и мощности реактора N для различных аварийных ситуаций во время автоматического пуска реактора. ρX, NX — реактивность и мощность 10-го расчетного варианта (см. таблицу)

Результаты расчетов аварийных ситуаций

Вариант	Исходные события АС	V, град./с после СПВ	$N_{уст}$, кВт	Тип АЗ	Обратная связь	DT, с	N_{max}, кВт	ρ_{max}, %	T, °С	Te_{min}, с
1	Отказ СПВ	1,0	11,25	6 РЦ	+	0,2	$1{,}66 \cdot 10^5$	0,6115	> 3000	0,83
2	Отказ СПВ	-"-	-"-	-"-	-	-"-	$1{,}96 \cdot 10^5$	0,6139	> 3000	0,81
3	Штатный пуск	0,1	-"-	-"-	+	-"-	34,4	0,3335	252	4,92
4	Отказ СПВ и «реле 7,5%»	1,0	230	4 АЦ	+	-"-	294,2	0,6164	114	0,81
5	Отказ СПВ и «реле 7,5%»	-"-	-"-	-"-	-	-"-	309,0	0,6246	114	0,74
6	Отказ «реле 7,5%»	0,1	230	-"-	+	-"-	240,1	0,3384	341	4,84
7	Отказ «реле 7,5%»	-"-	-"-	6 РЦ	+	-"-	601,8	0,3384	> 3000	4,84
8	Неправильно установлен СПВ, $\Delta k_0 = 0{,}3\%$	-"-	11,25	-"-	+	-"-	88,6	0,4011	535	3,34
9	Неправильно установлен СПВ, $\Delta k_0 = 0{,}3\%$	-"-	-"-	-"-	-	-"-	93,0	0,4046	560	3,25
10	Неправильно отрегулировано «реле 7,5%»	-"-	16,8	-"-	+	-"-	52,2	0,3356	363	4,87
11	Неправильно отрегулировано «реле 7,5%»	-"-	-"-	-"-	+	1,0	61,3	0,3356	420	4,92

срабатывания АЗ реактор достигает состояния с надкритичностью $\sim 0{,}77 \div 0{,}79\,\beta_{эф}$ (период разгона реактора равен 0,7—0,8 с) и заглушить реактор можно только быстрой АЗ; регулирующие цилиндры, перемещающиеся по сигналу АЗ со скоростью 1 град./с (вариант 1), не способны предотвратить аварию с плавлением ТВС.

2. При неправильно установленном СПВ в пределах $\Delta K_0 \leq 0{,}3\%$ и неправильно отрегулированном «реле 7,5%» (варианты 8—10) выбег мощности в конце «слепого» пуска сравнительно мал — в 2—2,6 раза больше, чем для штатного пуска (вариант 3). Следует, однако, отметить, что при определении удельных токов ионизационных камер с большой погрешностью (из-за чего, в частности, неправильно регулируется «реле 7,5%») можно вывести реактор КЯЭУ на уровень мощности, существенно отличающийся от номинального значения, и это может привести к выходу ЯЭУ из строя.

3. При отказе «реле 7,5%» безаварийное глушение реактора с помощью шести РЦ (вариант 7) весьма проблематично. Необходима быстрая АЗ, чтобы не допустить перегрева ТВС (вариант 6).

4. Быстрая АЗ предотвращает ядерную аварию даже при совпадении двух исходных событий — отказа СПВ и отказа «реле 7,5%». Такая защита, как уже отмечалось, использовалась в стендовой СУЗ при наземных энергетических испытаниях установки «Топаз».

5. Обратная связь по температуре в некоторых аварийных ситуациях (сравните варианты 8 и 9) оказывает заметное влияние на процесс развития АС.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Анализ двухскоростного алгоритма «слепого» пуска КЯЭУ типа «Топаз» показал, что СПВ и «реле 7,5%» являются очень ответственными элементами конструкции САУ. Аварийные ситуации, обусловленные отказами в работе этих элементов, могут при определенных условиях перерасти в ядерную аварию. Для предотвращения таких аварий и сохранения реактора в неповрежденном состоянии необходимо иметь при штатном исполнении реактора быструю аварийную защиту.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Информационно-управляющие системы космических энергетических установок/Под ред. акад. Б.Н. Петрова. — М.: Атомиздат, 1979.
2. Richard A. Johnson, William T. Morgan and Sol. R. Rocklin. Design, Ground Test and Flight Test of SNAP 10A, first Reactor in Space. — Nucl. Engin. and Design., 1967, № 5, p. 7.
3. Шиманская Т.М., Зродников А.В. Оптимизация алгоритмов физического пуска реактора КЯЭУ из глубокоподкритического состояния на минимально контролируемый уровень мощности: Докл. на отраслевой юбилейной конф. «Ядерная энергетика в космосе» (Обнинск, ФЭИ, май 1990 г.).
4. Кипин Дж.Р. Физические основы кинетики ядерных реакторов. — М.: Атомиздат, 1967.

Статья поступила в редакцию 2 марта 1995 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 4, с. 77—81.

УДК 621.039

КОМПЛЕКС КРИТЕРИЕВ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ, ОБЕСПЕЧЕНИЯ И ПОВЫШЕНИЯ УРОВНЯ БЕЗОПАСНОСТИ ЭНЕРГОУСТАНОВОК

Р.Р. Ионайтис,

НИКИЭТ, 107113, Москва, ул. Малая Красносельская, 2

На основе анализа международных и национальных норм и правил по ядерной безопасности предлагается проведение анализа энергоустановки по комплексу критериев надежности и безопасности. Рассмотрены: самозащищенность, оснащенность, обеспеченность, автоматичность, безопасный отказ, резервирование, независимость, разнообразие, защита в глубину (эшелонирование), контролируемость, опробованность, пассивность, посвященность (одной цели), низкая напряженность, защищенность от внешних воздействий, модульность, простота, безвредность действия, дружественность, доведение действия до конца. Приводятся характеристика каждого принципа и варианты его применения при анализах создаваемой или инспектируемой установки (процесса). Даны рекомендации по использованию каждого критерия. Приведен пример реализации комплекса критериев.

A COMPLEX OF CRITERIA FOR DETERMINING, ENSURING AND INCREASING THE SAFETY LEVEL OF POWER PLANTS. R.R. IONAITIS. Based on the international and national nuclear safety standards and rules, a complex of criteria is proposed for analysing the reliability and safety of the power units. The complex covers such criteria as self-protection, equipment, provision, automated operation, safe failure, reservation, autonomy, diversity, echeloned protection, controllability, being tested, passivity, special purpose design, low stress criterion, protection against diversion, modularity, simplicity, harmless functioning, frienliness, and completion of the operations. Each principle is characterized and modifications of its use in analysing the facility (process) being developed or inspected are described. Some recomendations of how to use each of the criteria are given. An example of the implementation of the criterion complex is given.

СОСТОЯНИЕ

Безопасность — отсутствие опасности или ограниченность вредного воздействия — одна из важнейших забот сегодняшнего дня. Более всего беспокоит безопасность технических, особенно энергетических установок, т.е. их способность при нормальной эксплуатации и в случае аварий ограничивать вредное воздействие на людей и окружающую среду.

Основные принципы защиты и безопасности ядерной энергии включают их регулирование правительствами, обоснование необходимости ядерной энергии, защиту человека и среды, оптимизацию защиты и безопасности, реализацию защиты в глубину, применение правильных технических критериев и др.

Защита и безопасность базируются на правильных технике и управлении, квалифицированных гарантиях, обученном персонале, всесторонних оценках, уроках опыта и исследованиях.

Для определения уровня безопасности применяют:

— детерминистское обоснование, т.е. причинно-следственное доказательство надежного функционирования объекта с достаточным запасом относительно допустимых пределов с учетом принципа единичного отказа;

— вероятностный анализ безопасности с определением вероятности и риска хода протекания аварии с учетом наложения отказов;

— анализ удовлетворения требований международных и национальных норм, правил, требований надзорных (контролирующих) органов.

Последних требований и особенно их формулировок множество, поэтому бывает очень трудно определить, в какой степени тому или иному требованию или формулировке отвечает или не отвечает установка (ее система безопасности).

Кроме того, правила и нормы создаются контролирующими органами, причем главным образом для контролирующего и эксплуатационного персонала. Представляется несколько недостаточной их направленность на созидателей энергоустановок (исследователей, конструкторов и др.).

Важным условием создания надежной и безопасной установки является ее соответствие (при разработке, строительстве, эксплуатации и т.п.) общепризнанным принципам и критериям. К ним в первую очередь относятся резервирование, разнообразие, независимость (функциональная и физическая), безопасность, идентификация [1]; защита в глубину, разнотипность, безопасный отказ и др. [2]; глубокоэшелонированная защита, неодинаковость, живучесть, автоматичность срабатывания, возможность проверок и др. [3].

Эти принципы обобщены [4] и введены в национальные нормы и правила [5, 6].

На основе общих принципов безопасности разрабатываются концепции наиболее ответственной системы безопасности энергоустановки — системы ее остановки (заглушения) [7—12].

Продолжают совершенствоваться и основные принципы защиты и безопасности [13, 14]. Однако нет единого документа, где были бы системно изложены технические критерии надежности и безопасности, используемые для определения, обеспечения и повышения уровня безопасности энергоустановок. В данной работе такая попытка предпринята.

ПРЕДЛОЖЕНИЕ

Для создания четкого и сжатого представления об уровне безопасности установки (осуществляемого в ней процесса) может быть использован анализ установки (процесса) по комплексу критериев надежности и безопасности.

Суть этого анализа заключается в том, что надежность и безопасность любой установки или процесса может быть оценена, обеспечена, повышена путем последовательного и комплексного применения критериев надежности и безопасности. К ним относятся:

— самозащищенность (установки и ее средств безопасности);
— оснащенность (средствами безопасности);
— обеспеченность (и постоянство) функций;
— автоматичность (срабатывания);
— обеспечение быстродействия;
— безопасный отказ, безотказность, живучесть, отказобезопасность;
— резервирование (структурное, временное, функциональное);
— независимость (по функциям и физическому разделению);
— разнообразие, разнотипность, неодинаковость;
— защита в глубину (глубокое эшелонирование);
— контролируемость (готовности и факта срабатывания);
— опробованность (в штатных условиях);
— пассивность (установки и ее средств безопасности);
— посвященность (одной цели);
— низкая энергонапряженность;
— защищенность от внешних воздействий (предметов, людей);
— модульность (ампульность);
— простота (конструкторских решений и обслуживания);
— безвредность действия (для окружения);

— дружественность (к оперативному персоналу);

— доведение действия до конца.

Предлагается проведение системного анализа безопасности на соответствие комплексу критериев (а не требованиям множества нормативных документов).

НАЗНАЧЕНИЕ И ПРИМЕНИМОСТЬ КОМПЛЕКСА КРИТЕРИЕВ

Дополнение существующих международных и национальных рекомендаций, норм и правил по безопасности РУ; краткое изложение их основных положений, принципов, критериев, устремленностей; создание сжатого комплексного представления об уровне безопасности; экспертное определение этого уровня; анализ и доказательство соответствия установки в целом, ее систем и их составных частей комплексу указанных критериев надежности и безопасности; для любой энергоустановки, в первую очередь канального водографитового реактора; для проектируемых, сооружаемых, действующих (модернизируемых) энергоустановок; для установки в целом и ее систем: безопасности и важных для безопасности.

КРАТКАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА КРИТЕРИЕВ

1. Самозащищенность. В первую очередь энергоустановке придаются свойства самозащищенности, безопасность обеспечивается на основе естественных обратных связей и процессов. Для этого, например, в водографитовом реакторе типа РБМК снижаются нейтронно-физические эффекты обезвоживания контуров охлаждения (первого и управления) до величин, меньших $1\beta_{эф}$ (с запасом): обогащением топлива, установкой дополнительных поглотителей, организацией проточной части органов воздействия на реактивность с максимальным вытеснением воды из каналов охлаждения и др.

2. Оснащенность. Реакторная установка оснащается техническими средствами безопасности:

— системой контроля, управления и защиты;

— независимой системой остановки;

— системой аварийного охлаждения активной зоны;

— системой локализации аварии;

— системой нейтрализации опасных газов (водорода и т.п.).

3. Обеспеченность функций. Средства безопасности обеспечивают:

— функции управления при нормальной эксплуатации;

— остановку реактора при проектных авариях;

— дублирование (страхование) функции остановки при непроектном отказе основной системы остановки;

— подачу и/или удержание теплоносителя в зоне;

— локализацию аварии и ограничение ее последствий;

— защиту от загорания и/или взрыва взрывоопасных газов (водорода обычного радиолизного и/или от пароциркониевой реакции при аварии).

4. Структурное деление систем. Каждое из средств безопасности включает следующие подсистемы:

— исполнительную (осуществляющую защитное действие);

— управляющую (формирующую аварийный сигнал);

— контрольно-диагностическую;

— обеспечивающую (энергией, охлаждением, вентиляцией).

5. Постоянство функции. Функции безопасности (остановки, аварийного охлаждения, нейтрализации водорода, локализации аварии) обеспечиваются постоянно, когда установка работает и когда она остановлена.

6. Автоматичность. Средства безопасности срабатывают автоматически при достижении режимным параметром (нейтронно-физическим, теплогидравлическим, технологическим) аварийного значения. Они могут иметь кнопки (ключи) ручного воздействия оператора, устанавливаемые на основном и резервном щитах управления и в центральном зале.

7. Обеспечение быстродействия. Быстродействие средств безопасности превосходит быстродействие любых подавляемых (данным средством) аварийных процессов и/или их сочетаний, приводящих к превышению установленных пределов безопасности.

Понятие быстродействия включает продолжительность задержки (время запаздывания) управляющих и исполнительных подсистем и скорость их функционирования.

Средство безопасности срабатывает с обоснованно малой задержкой от момента достижения аварийной уставки.

Наиболее полно и глубоко этот критерий соблюдается в самом ответственном средстве безопасности — системе остановки.

8. Безопасный отказ. Отказобезопасноть. Безопасный отказ — переход установки в безопасное состояние без принятия каких-либо мер, без необходимости инициирования каких-либо действий.

Отказ средства безопасности (единичный, зависимый) не приводит к опасным последствиям.

Применяются отказобезопасные проектные решения, которые скорее способствуют вероятности ложного (непредусмотренного) срабатывания средства, чем опасного отказа (отказа на требование), т.е. невыполнения своей функции.

9. Резервирование структурное. Структурное резервирование, т.е. избыточность относительно требуемого объема (минимально необходимого и достаточного для выполнения заданных функций), применяется для всех функций и средств безопасности. Для этого в структуру каждой системы безопасности вводятся резервные элементы; полностью резервируются каналы формирования аварийных сигналов; дублируются системы остановки и т.п.

10. Резервирование временное. Временное резервирование применяется путем увеличения быстродействия системы (сверх расчетного требуемого).

11. Резервирование функциональное. Функциональное резервирование применяется ограниченно и односторонне: системы нормальной эксплуатации могут использоваться для обеспечения безопасности, но использование средств безопасности для нормальной эксплуатации не допускается. Так, система контроля управления и защиты применяется для остановки, но система остановки не используется ни в каких ситуациях управления (нормальной эксплуатации).

12. Резервирование информационное. Информационное резервирование, т.е. обеспечение избыточной информацией (контроль неосновных — косвенно влияющих параметров), применяется ограниченно.

13. Независимость (по функциям и размещению). Предпринимается функциональное и/или физическое (пространственное) разделение (несвязанность) систем, каналов, элементов, при котором отказ одной системы (канала, элемента) не приводит к отказу других средств безопасности.

Для этого обеспечивается независимость средств безопасности от других средств безопасности; от обеспечивающих средств; собственных исполнительных механизмов друг от друга; от состояния перечисленных средств при их отказе.

Независимость систем обеспечивается:

— функциональным разделением резервных частей;

— физическим отделением их друг от друга (рассредоточенностью по установке и т.п.);

— разнообразием.

14. Разнообразие. В разных системах и подсистемах безопасности применяются средства, различающиеся по принципу действия, конструктивному исполнению, агрегатному состоянию, размещению, источникам энергии, элементной базе, программному обеспечению и т.п.

В основной системе остановки применяются твердотельные (стержневые) тягоприводные рабочие органы, вводимые в зону силой тяжести, а в независимой системе — текучий поглотитель (в жидком, газообразном или сыпучем состоянии) без приводных тяг, вводимый в зону собственным давлением.

15. Эшелонирование (защита в глубину). Одна и та же функция безопасности выполняется различными системами, устройствами или элементами в процессе развития аварии последовательно, т.е. включение очередного средства безопасности производится в случае отказа (невыполнения этой функции) предыдущим средством.

Эффективность защитного средства безопасности повышается по мере увеличения опасности состояния объекта.

Эшелонирование применяется в виде:

— расположенных друг за другом барьеров на пути распространения опасных веществ, излучений и т.п.;

— последовательного использования систем автоматического регулирования мощности, предупредительной защиты, аварийной защиты (системы остановки);

— ступенчатого (со сдвинутой уставкой различного параметра) использования основной системы остановки, независимой системы остановки, системы ограничения последствий аварии.

16. Пассивность (срабатывания). Предпочтительно использование пассивных средств безопасности:

— срабатывание их непосредственно от аварийного события (режимного параметра);

— нетребование для своей работы включения (функционирования) других (прежде всего управляющих) систем;

— срабатывание по снятию (а не по подаче) активного постоянно идущего в режиме готовности сигнала, т.е. по обесточиванию, разгерметизации и т.п.

17. Защищенность от внешних воздействий (со стороны посторонних предметов и людей). Средства безопасности защищены от внешних воздействий, в том числе от неумелых и/или злонамеренных действий:

— недоступностью, исключением возможности внесения несанкционированных изменений в схемах, аппаратуре и алгоритмах управляющих систем;

— рассредоточением оборудования и коммуникаций;

— размещением их в недоступных или труднодоступных местах;

— ограничением ознакомления с внутренним устройством особо ответственных средств безопасности кругом конкретных лиц;

— срабатыванием систем в случае несанкционированного действия (когда ложное срабатывание не является опасным отказом).

Никакие внешние воздействия не приводят к потере функций.

18. Контролируемость. Системы безопасности и их составные части пригодны к проведению прямого и полного контроля целиком и/или по частям при вводе в эксплуатацию, после ремонта и в течение всего срока службы для указания состояния исполнительных средств (готовности и факта срабатывания); для проверки работоспособности системы в целом и ее составных элементов; для испытания на соответствие проектным показателям; проверки сигналов (последовательности их прохождения и т.п.); проверки метрологических характеристик измерительных каналов.

19. Опробованность. В средствах безопасности используются принципы, элементы, технические решения, опробованные прежним опытом или испытаниями, исследованиями, опытом эксплуатации прототипов.

20. Простота. Применяются принципы, схемы, проектные решения, максимально упрощающие систему, механизмы, элементы без потери их функциональных свойств и преимуществ, обеспеченных рассмотренными выше принципами.

21. Посвященность (одной цели). Каждая система безопасности или ее составная часть предназначаются и используются для выполнения только одной функции.

Системы безопасности отделены от систем нормальной эксплуатации.

Отклонение от принципа допускается в виде исключения только на действующих установках и тщательно обосновывается.

22. Низкая энергонапряженность. Создаются щадящие условия работы элементов, отсутствуют экстремальные условия, применяются минимальные значения и градиенты параметров, обеспечиваются запасы.

23. Модульность. Средства безопасности строятся из относительно легко заменяемых модулей для придания системе в целом высокой надежности даже при невысокой надежности отдельных элементов; для применения в длительно работающей системе одноразовых редко срабатывающих легко заменяемых устройств; для усовершенствования системы заменой ее отдельных элементов на улучшенные.

24. Безвредность действия. Функционирование любого средства безопасности не приводит к выводу из строя, повреждению или ослаблению функций других систем установки.

25. Дружественность. Обеспечиваются благоприятные условия для принятия персоналом правильных решений. Средства безопасности идентифицируются, предусматриваются технические средства их отличия от других систем (ярлычки, форма, цвет). Документация составляется на языке персонала установки.

ПРИМЕР ИСПОЛЬЗОВАНИЯ КОМПЛЕКСА КРИТЕРИЕВ

Вновь разрабатываемые реакторы, прежде всего энергетические большой мощности (МКЭР-800 и др.), создаются с учетом всего комплекса критериев надежности и безопасности.

В проекты РУ закладываются технические решения, обеспечивающие реализацию следующих принципов:

— глубокоэшелонированная защита от излучений и радиоактивных веществ, а также от развития аварий;

— независимость разных петель, систем, сборочных единиц за счет модульного исполнения;

— безопасный отказ главных систем нормальной эксплуатации, средств обеспечения циркуляции и др.;

— самозащищенность реактора при увеличении мощности, снижении расхода теплоносителя, обезвоживании активной зоны;

— пассивность инициирования срабатывания прежде всего системы расхолаживания;

— многоступенчатость построения систем безопасности, в первую очередь остановки и расхолаживания;

— разнообразие, особенно в системах остановки (твердый и жидкий поглотители, ввод их сверху и снизу);

— автоматичность срабатывания, контроля, диагностики;

— многоканальность не только систем формирования аварийных сигналов, но и других, прежде всего контура охлаждения;

— развитое резервирование;

— простота принципиальных решений.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Критериальный анализ служит в первую очередь экспертным целям, поскольку позволяет быстро проводить определение уровня безопасности.

В случае установления недостаточности уровня безопасности по какому-либо критерию или при желании повысить уровень безопасности решается вопрос о дополнительных средствах, способных привести уровень к желаемому значению. После их введения вновь проводится анализ.

Для объекта (процесса), подвергнутого критериальному анализу, может не применяться детерминистское обоснование или вероятностный анализ до того, пока он не будет соответствовать применяемому комплексу критериев.

Общность рассмотренных критериев позволяет проводить эффективный анализ не только технических аспектов безопасности, но и медицинских, экономических, экологических и других, связанных с надежностью и безопасностью энергоустановки.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. МАГАТЭ. Системы защиты и их особенности на АЭС. Руководство по безопасности № 50-SG-D3, 1980. — 55 с. (русс. 1982, 61 с.).
2. МАГАТЭ. Общие принципы безопасности при проектировании АЭС. Руководство по безопасности № 50-SG-D11, 1986. — 56 с. (русс. 1988, 61 с.).
3. МАГАТЭ. Кодекс безопасности АЭС: проектирование. Нормы безопасности № 5-C-D (Rev. 1), 1988. — 58 с. (русс. 1990, 75 с.).
4. МАГАТЭ. Основные принципы безопасности АЭС: Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности. № 75-INSAG-3. — Вена: МАГАТЭ, 1988 (русс. 1990).
5. ГПАН СССР. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ-88) ПНАЭ Г-1-011—89. — М.: Энергоатомиздат, 1990. — 44 с.
6. ГПАН СССР. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций (ПБЯ РУ АС—89) ПНАЭ Г-1-024—90. — М.: ЦНИИатоминформ, 1991. — 52 с.
7. Сивоконь В.П. Совершенствование АЗ ядерных реакторов. — Атомная техника за рубежом, 1988, № 9, с. 3—10.
8. Ионайтис Р.Р. Концепция аварийной защиты: Докл. на конференции ГАЭН СССР (Москва, 11—14 апреля 1989 г.). — В кн.: Безопасность атомных станций. — М.: ЦНИИатоминформ, 1990, ч. 3, с. 41—54.
9. Адамов Е.О., Ионайтис Р.Р., Кондартьев В.В., Черкашов Ю.М. Принципы разработки систем аварийной остановки ЯР. — В кн.: Докл. 1-й Всес. конф. Ядерного общества СССР (Обнинск, 26—29 июня 1990 г.). — Обнинск, 1990, т. 2, с. 15—16.
10. Адамов Е.О., Ионайтис Р.Р., Черкашов Ю.М. Концепции разработки систем остановки ЯР. — В кн.: Докл. Симп. МАГАТЭ «Человек — машина» (Мюнхен, 9—13 июля 1990 г.). — Вена: МАГАТЭ, 1991, с. 161—179.
11. Ионайтис Р.Р., Михайлов М.Н., Черкашов Ю.М. Особенности разработки технических средств аварийной остановки ядерных реакторов. — Атомная энергия, 1992, т. 72, вып. 1, с. 5—10.
12. Ионайтис Р.Р. Принципы разработки средств управления ЯР. — В кн.: Нетрадиционные средства управления ЯР. — М.: МГТУ им. Баумана, 1992, с. 20—31.
13. Гонсалес А.И. Основные принципы защиты и безопасности для ядерной энергии. — Бюллетень МАГАТЭ, 1992, т. 34, № 2, с. 10—14.
14. МАГАТЭ. Безопасность ядерных установок. Сер. Основы безопасности, 1993, № 110. — 26 с.

Статья поступила в редакцию 5 декабря 1994 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 4, с. 82—88.

УДК 621.039.51

КОНЦЕПЦИЯ БЕЗОПАСНОГО РЕАКТОРА С ТОПЛИВНЫМИ БЛОКАМИ НА ОСНОВЕ МИКРОТВЭЛОВ ВТГР

А.О. Гольцев, С.В. Попов, В.Ф. Цибульский,
РНЦ «Курчатовский институт», 123182, Москва, пл. Академика Курчатова

Представлена концепция водоохлаждаемого реактора с топливными элементами на основе микротвэлов ВТГР. Основой концепции является гарантия неразрушаемости тепловыделяющих элементов в условиях любых тяжелых аварий, что обеспечивает радиационную безопасность атомной станции в любых ситуациях.

THE CONCEPT OF A SAFE REACTOR WITH THE HTGR PARTICLE-TYPE FUEL SLUGS. A.O. Gol'tsev, S.V. Popov, V.F. Tzybul'skiy. A concept of a water-cooled reactor with the HTGR particle-type fuel slugs is introduced. The essence of the concept is the full warranty of the integrity of the fuel elements in severe emergencies, which ensures radiation safety of a nuclear power plant in any events.

Обеспечение безопасности атомных станций в условиях тяжелой аварии, последствиями которой может стать массовая разгерметизация тепловыделяющих элементов в активной зоне и неконтролируемый выход продуктов деления в окружающую среду, является важнейшей задачей по отношению как к действующим АЭС, так и к вновь проектируемым.

В новых проектах превалируют два основных направления решения проблемы. Первое — развитие инженерных систем, способных в случае тяжелой аварии на станции задействовать специально зарезервированное оборудование и с его помощью не допустить катастрофического развития процесса. Второе направление в большей мере ориентировано на разработку новых реакторов, исключающих на уровне физических закономерностей возможность развития аварийных процессов, способных вызвать разрушение активной зоны.

Принципиально два вида реакторных аварий способны вызвать массовое разрушение твэлов в активной зоне: так называемые теплоотводные, характеризуемые потерей теплоносителя и возникающими сложностями отвода остаточного тепла, и аварии второго вида — реактивностные, когда в реактор может быть введена большая положительная реактивность и начнется неконтролируемый рост мощности.

Одним из направлений кардинального решения проблемы безопасности является использование в топливных композициях активной зоны высокотемпературных микротвэлов типа микротвэлов ВТГР [1], способных до температур порядка 1600 °С и выше сохранять герметичность и практически полностью удерживать продукты деления. На основе этих топливных композиций активной зоны реактора можно предложить такие ее конструкции, для которых полная потеря зоной теплоносителя не приведет к перегреву микротвэлов выше допустимой температуры даже в тех случаях, когда остаточное тепло будет отводиться только излучением и теплопроводностью. В случае же реактивностной аварии большой температурный запас стойкости до разрушения микротвэлов позволяет за счет отрицательного доплеровского коэффициента реактивности на ^{238}U скомпенсировать более 3% «мгновенно» введенной реактивности. Это если не снимает полностью проблему такого вида аварии, то существенно ослабляет ее остроту.

Таким образом, использование топливных композиций на основе высокотемпературных микротвэлов позволяет рассчитывать, что даже в случаях тяжелых аварий в реакторе удастся сохранить целостность твэлов и за счет этого исключить возможность загрязнения окружающей среды радиоактивными продуктами деления. В данной работе предлагается один из вариантов конструкции реактора с водяным теплоносителем и топливной композицией активной зоны на основе микротвэлов.

Тепловыделяющий блок реактора. Один из вариантов конструкции тепловыделяющего блока представлен на рис. 1. Микротвэлы, как и в реакторах ВТГР, распо-

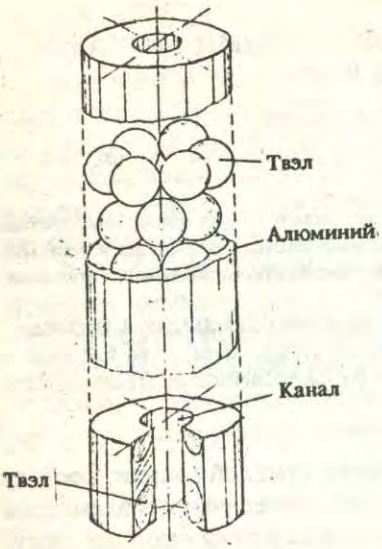


Рис. 1. Схема ТВС

ложены в графитовых шаровых твэлах диаметром 60 мм. Твэлы собраны в виде наиболее плотной упаковки шаровых элементов в цилиндрические колонны и заформованы в алюминиевую матрицу. В пространстве между шаровыми твэлами с целью уменьшения доли алюминия в активной зоне размещены небольшие графитовые шарики. Все это вместе представляет собой цилиндрический тепловыделяющий блок высотой 1000 мм. В сочетании с водяным теплоносителем данная конструкция тепловыделяющего блока обеспечивает в номинальном режиме работы реактора приемлемые условия отвода тепла и неположительные обратные связи по температурам и плотности водяного теплоносителя. Были рассмотрены и другие варианты конструкции тепловыделяющих блоков с развитой поверхностью теплообмена. Это позволило поднять энергонапряженность в активной зоне, а сохранение объемных долей материалов обеспечило важное качество — неположительность обратных связей.

Активная зона реактора. Из тепловыделяющих блоков собирается активная зона реактора. Они расставляются в виде гексагональной решетки. По высоте активной зоны устанавливаются четыре слоя тепловыделяющих блоков. Охлаждение их осуществляется прокачкой водяного теплоносителя в пространстве между и внутри блоков (объемная доля теплоносителя в такой конструкции около 20%). В этих же каналах, где течет теплоноситель, размещаются и органы регулирования. Такая активная зона размещается в корпусе ВВЭР-1000, и параметры водяного теплоносителя аналогичны параметрам этого типа реактора: давление 16 МПа, температура воды ~300 °С. Приведем основные характеристики реакторов для двух типов тепловыделяющих блоков, отличающихся допустимым уровнем энергонапряженности:

Тепловая мощность, МВт	500	1500
Температура теплоносителя, °С:		
на входе	290	290
на выходе	320	320
Давление теплоносителя, МПа	16,0	16,0
Энергонапряженность, МВт/м^3	16,0	39,2
Эквивалентный диаметр а.з., м	3,0	3,3
Высота а.з., м	4,4	4,4
Загрузка топлива в а.з., т	10,1	14,4
Обогащение топлива, %	8,0	8,0
Выгорание, ГВт·сут/т	81,5	82,0
Кампания, сут	1653	807
Коэффициенты реактивности:		
температурный, 1/°С	$-2{,}2\cdot10^{-5}$	$-2{,}6\cdot10^{-5}$
плотностной, 1/(г/см^3)	$5\cdot10^{-2}$	$6{,}1\cdot10^{-2}$
Реактивностный эффект полного осушения активной зоны, %	−31,0	−37,0
Теплогидравлические характеристики:		
средняя (максимальная) температура топлива в номинальном режиме, °С	496 (884)	330 (420)
максимальная температура топлива в аварийном режиме, °С	1460	1700

В расчетах использовались методики и программы, учитывающие гетерогенность размещения топлива в микротвэлах топливной матрицы (FLY, GETERA [3]), программы нейтронно-физического и теплофизического расчета реактора в трехмерной гексагональной геометрии (CITATION, CONSUL), программы решения задачи теплоотвода остаточного энерговыделения (KORSAR, SPERA) через корпус реактора в окружающую среду.

Принципиально новым качеством этого реактора является его поведение в условиях тяжелой аварии, связанной с полной потерей теплоносителя активной зоной. Это событие считается крайне маловероятным, тем не менее его нельзя исключить из рассмотрения, поскольку для существующих типов реакторов возникающие в результате последствия могут привести к крупному радиоактивному загрязнению окружающей среды. Рассмотрим, как будет развиваться авария такого типа в предлагаемом реакторе. Представленные выше характеристики реактора таковы, что в результате потери теплоносителя вводится большая отрицательная реактивность (порядка 30%). Это гарантирует глубокую подкритичность реактора, и единственным источником тепла остается остаточное энерговыделение. Обычно наибольшие трудности с отводом остаточного тепла обусловлены большим температурным сопротивлением между внешней границей активной зоны и корпусом реактора, а также взаимной экранировкой твэлов друг другом. Все это приводит к большим температурным перепадам по активной зоне, между корпусом реактора и внешней границей зоны. В результате активная зона расплавляется. Для существующих реакторов расплавление активной зоны равносильно массовому выходу продуктов деления из твэлов. В предлагаемом проекте это не так. Тепловыделяющие блоки реактора выполнены из алюминия, достаточно легкоплавкого материала, шаровые твэлы с содержащимися в них микротвэлами освободятся из топливных блоков и упадут на дно корпуса реактора. Этот процесс фрагментации активной зоны будет проходить без разрушения микротвэлов, а следовательно, не будет сопровождаться выходом продуктов деления. Находясь в нижней части корпуса реактора, фрагментированная активная зона будет отдавать остаточное тепло непосредственно через стенку корпуса в окружающую среду. При этом отсутствует температурное сопротивление между стенкой корпуса и фрагментами активной зоны; с верхней границы зоны тепло отводится за счет излучения. На рис. 2 представлен график изменения во времени максимальной температуры топлива в результате такой аварии. Первый этап развития аварии соответствует фрагментации активной зоны, второй начинается с времени, когда фрагментированная активная зона переместилась на дно корпуса реактора. В данных расчетах принимались во внимание только такие механизмы теплоотвода, как теплопроводность и тепловое излучение, т.е. рассмотрение проводилось в существенно консервативных приближениях. Представленные на рис. 2 расчеты выполнены для реактора мощностью 500 МВт. Для активной зоны с большим уровнем энергонапряженности следует несколько увеличить размер зоны охлаждения — места, куда перемещается фрагментированная активная зона.

Результаты выполненных исследований ясно показывают, что в течение всего времени развития аварии температура топлива не превышает 1600 °С и тем самым гарантируется удержание продуктов деления в микротвэлах, исключается возможность радиоактивного загрязнения окружающей среды.

По отношению к реактивностным авариям использование микротвэлов хотя и не решает в полном объеме проблемы, связанной с вводом большой положительной реактивности, все же существенно ослабляет ее. Проведенные расчеты показывают, что мгновенный ввод 3%-ной реактивности полностью компенсируется отрицательным реактивностным коэффициентом за счет доплер-эффекта на ^{238}U без перегрева микротвэлов выше допустимой температуры. Если ввод реактивности происходит не так быстро, то успевают включиться отрицательные обратные связи по температуре одного из замедлителей — графита и отрицательный плотностной коэффициент реактивности. В совокупности получается, что этот реактор для реально возможных сценариев развития реактивностных аварий оказывается безопасным.

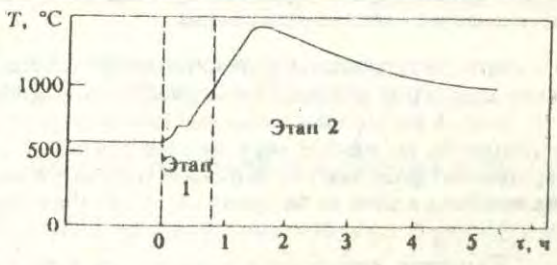


Рис. 2. Изменение максимальной температуры топлива на различных стадиях аварии с полным осушением активной зоны

Здесь следует, конечно, оговориться, что более детальное рассмотрение разного вида аварий и окончательный вывод о характере их развития будут более убедительными при анализе конкретного проекта. В данном рассмотрении в концептуальной постановке отмечены потенциальные возможности реализации критерия безопасности — неразрушения тепловыделяющих элементов в процессе аварии, как теплоотводной, так и реактивностной.

Важно, на наш взгляд, отметить еще одну особенность данного проекта. При доказательстве безопасности обычно используют расчетно-теоретические модели и методики и на их основе делают выводы. Причина этого очевидна: слишком дорого и чрезвычайно опасно экспериментальное моделирование аварийных процессов, связанных с разрушением активной зоны, плавлением топлива и т.д. Поэтому и общественность воспринимает такую «непрямую» доказательность достаточно скептически. В предлагаемом проекте достоверности доказательства безопасности можно добиться экспериментально, проведя фактически прямое моделирование аварии (по крайней мере теплоотводной). Ведь весь температурный диапазон развития аварии доступен современной экспериментальной базе, а необходимости плавить топливо (двуокись урана) нет.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гольцев А.О. и др. Концепция безопасного корпусного водо-водяного реактора с тепловыделяющими блоками на основе микротоплива ВТГР. — Атомная энергия, 1993, т. 75, вып. 6, с. 417—423.
2. Belousov N. et al. The code GETERA for cell and polycell calculations. Nodes and capabilities. — In: Proc. ANS Topl. Mtg on Advances in Reactor Phisics. Mach 810, Charleston, USA, 1992, vol. 2, p. 516—518.

Статья поступила в редакцию 5 декабря 1994 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 4, с. 89—92.

УДК 621.039.51

РАЗВИТИЕ МЕТОДОВ КОНТРОЛЯ И ИХ ПРИМЕНЕНИЕ ДЛЯ ДЕЙСТВУЮЩИХ И ПЕРСПЕКТИВНЫХ РЕАКТОРОВ КАНАЛЬНОГО ТИПА

В.А. Хотылев, Н.В. Щукин,

МИФИ, 115409, Москва, Каширское шоссе, 31,

И.В. Зонов,

концерн «Росэнергоатом», 103074, Москва, Китайгородский пр., 7

Рассматривается быстродействующий алгоритм контроля и прогнозирования трехмерных распределений параметров безопасности в процессе перегрузки ядерного топлива и передвижения стержней СУЗ. Приведены результаты верификационных исследований алгоритмов. На основании результатов расчетных исследований процессов перегрузки предложены пути развития систем контроля на действующих и перспективных реакторах канального типа.

THE DEVELOPMENT AND APLICATION OF THE MONITORING METHODS FOR THE CHANNEL-TYPE REACTORS CURRENTLY OPERATIONAL OR BEING DEVELOPED. V.A. Khotylev, N.V. Shchukin, I.V. Zonov. A fast algorithm is presented for monitoring and predicting the 3-D distributions of the safety-related parameters for the refueling and control rod displacement operations. The results of the verification study of the algorithms are given. Based on the results of the numerical analysis of the refueling processes, the ways of developing the monitoring systems on the operational and developed channel-type reactors are highlighted.

Качество контроля и управления технологическими процессами является одним из основных факторов, определяющих уровень ядерной безопасности и надежности ЯЭУ. Необходимость достижения и поддержания соответствующего современным тре-

бованиям качества контроля обусловливает, в частности, организацию разветвленной системы контроля за поведением параметров безопасности (мощность ТВС, линейная нагрузка на твэл, коэффициент запаса до критической мощности, температура графита кладки) при таком важном и неотъемлемом элементе эксплуатации АЭС с реакторами РБМК, как перегрузка ядерного топлива на мощности. Совершенствование существующих и выработка новых подходов управления реактором РБМК при перегрузках топлива способствует повышению уровня культуры безопасности на АЭС. Исследования поведения параметров безопасности при перегрузках топлива позволяют определить пути совершенствования действующих систем контроля и сформировать требования к проектируемым системам для перспективных канальных реакторов.

Анализ алгоритмов и программ, используемых в настоящее время для расчетного сопровождения перегрузки ядерного топлива в РБМК [1—3], показал, что задачи контроля и прогнозирования совокупности параметров безопасности в процессе перегрузки топлива не нашли должного отражения как на алгоритмическом уровне, так и в практике эксплуатации [4].

АЛГОРИТМЫ РАСЧЕТА ПАРАМЕТРОВ БЕЗОПАСНОСТИ

В данной работе описываются алгоритмы, разработанные для анализа поведения трехмерных распределений параметров безопасности при внесении локальных возмущений в свойства активной зоны, результаты верификации алгоритмов и расчетные исследования, проведенные с их помощью.

На основе физических представлений о протекании процессов в активной зоне реактора РБМК и анализа действий оперативного персонала [4] при ведении технологического процесса предлагается для расчета нейтронного поля в рассматриваемых задачах использовать метод декомпозиции полномасштабной трехмерной задачи на двумерную полномасштабную и трехмерную локальную. Метод основан на выделении ограниченной области активной зоны для детального расчета вносимого возмущения и формировании граничных условий для этой области с помощью решения двумерной полномасштабной задачи в исходном состоянии и некоторого аксиального профиля. Размер области в радиальной плоскости и шаг расчетной сетки по высоте активной зоны определяются величиной и структурой вносимого возмущения, а также необходимостью сочетания приемлемого времени счета и точностных характеристик алгоритмов. Принципиальная возможность использования метода декомпозиции основана на локальном характере деформации нейтронного поля в рассматриваемом классе задач, обусловленном соотношением длины миграции нейтронов и характерным размером ячейки РБМК.

Для моделирования поведения параметров безопасности в процессе внесения локального возмущения разработана следующая расчетная схема:

— двумерный полномасштабный (базовый) расчет энерговыделения с коррекцией макросечений ячеек по показаниям датчиков контроля радиального энергораспределения для исходного состояния;

— трехмерный расчет энерговыделения в выделенном фрагменте с коррекцией макросечений ячеек по показаниям датчиков контроля высотного энергораспределения для исходного состояния;

— трехмерный прогнозный расчет параметров безопасности в процессе внесения возмущения в свойства активной зоны.

Первые два шага составляют алгоритм контроля, а совокупность всех трех шагов — алгоритм прогнозирования.

Поскольку разрабатываемые алгоритмы и программные средства ориентированы на использование в условиях действующих АЭС с реакторами РБМК, к ним предъявлялись специальные требования: быстродействие, простота в применении как для

оперативного управления реактором, так и для инженерно-технической поддержки эксплуатации, привязка к конкретной системе нейтронно-физических констант и базе данных эксплуатационных параметров, возможность применения для анализа архивных файлов данных.

Математическая модель нейтронного поля, реализованная в базовом расчете, описывает нейтронный поток в двумерной $(x-y)$-геометрии в духгрупповом диффузионном приближении. Активная зона представляется в виде композиции квадратных гомогенных ячеек, однородных по высоте, за исключением ячеек со стержнями СУЗ. В данных ячейках проводится одномерный (по оси z) мелкосеточный расчет аксиального распределения нейтронного потока и взвешивание нейтронно-физических свойств с полученным распределением.

В выделенной области V_Ω активной зоны трехмерное описание переноса нейтронов проводится в аналогичных двумерному расчету приближениях с неоднородными граничными условиями на боковых и однородными на торцевых гранях:

$$
\begin{gathered}
-\nabla D^{(g)}(x, y, z)\, \nabla \Phi^{(g)}(x, y, z) + \Sigma_{ad}^{(g)}(x, y, z)\, \Phi^{(g)}(x, y, z) = Q^{(g)}(x, y, z); \\
\Phi^{(g)}(x, y, z)\Big|_{\Omega_R} = R^{(g)}(x, y)\, f(x, y, z)\, S(x, y, z); \\
\left[\nabla \Phi^{(g)}(x, y, z) + \gamma^{(g)}\, \Phi^{(g)}(x, y, z)\, 1\right]\Big|_{\Omega_H} = 0, \qquad (1) \\
g = 1, 2; \\
\Sigma_{\text{топл}}^{(g)}(x, y, z) = \Sigma^{(g)}\left(W(x, y, z), E(x, y, z)\right),
\end{gathered}
$$

где Ω_R, Ω_H — боковая и торцевая части границы V_Ω; $Q^{(g)}(x, y, z)$ — источник нейтронов; $W(x, y, z)$ — энерговыделение в аксиальном слое ТВС; $E(x, y, z)$ — локальное значение энерговыработки ТВС; $R^{(g)}(x, y)$ — решение двумерной задачи (базовый расчет); $S(x, y, z)$ — корректирующая функция, учитывающая искажение нейтронного потока на границе области V_Ω регулирующими стержнями, она определяется из дополнительных расчетов; $\gamma^{(g)}$ — логарифмическая производная потока нейтронов на торцевой части границы; $f(x, y, z)$ — нормированный аксиальный профиль нейтронного потока, полученный обработкой показаний ДКЭВ в исходном состоянии. Система (1) решается сеточным методом на семиточечном шаблоне с использованием для ускорения сходимости метода точечной верхней релаксации.

Для адаптации модели к экспериментальной информации разработан алгоритм коррекции, позволяющий получить заданную дисперсию отклонения расчетного энергораспределения от показаний ДКЭВ.

Математически задача прогноза энергораспределения формулируется аналогично (1) за исключением граничного условия на боковой грани Ω_R:

$$
\Phi^{(g)}(x, y, z)\Big|_{\Omega_R} = \Phi_0^{(g)}(x, y, z)\Big|_{\Omega_R}\, \zeta(x, y)\, \theta(x, y, z), \qquad (2)
$$

где $\Phi_0^{(g)}(x, y, z)\Big|_{\Omega_R}$ — граничное условие в (1) в исходном состоянии; $\zeta(x, y)$ — функция влияния возмущения (ФВВ) на амплитуду граничного условия; $\theta(x, y, z)$ — ФВВ на форму (аксиальное распределение) граничного условия.

Значения ФВВ зависят от расстояния между местом внесения возмущения и граничной ячейкой, от величины и аксиального распределения возмущения. Для определения величины (амплитуды) возмущения используется теория возмущений, причем функция ценности берется из базового расчета. При внесении нескольких возмущений рассчитывается суперпозиция ФВВ без учета их интерференции.

Вид ФВВ находился с помощью дополнительных расчетов из условия наилучшего совпадения с экспериментальными данными.

Согласно технологическому регламенту эксплуатации в качестве параметров безопасности, контроль за которыми требуется осуществлять при перегрузках топлива, рассматриваются: мощность ТВС, линейная нагрузка на твэл, аксиальный коэффициент неравномерности нейтронного потока в ТК с ДКЭВ (K_z), коэффициент запаса до критической мощности ТВС, температура графита кладки. Мощность ТВС, линейная нагрузка и K_z рассчитываются на основе трехмерного нейтронного распределения, полученного решением задачи (1)—(2). Коэффициент запаса до критической мощности и температура графита кладки в исходном состоянии определяются по штатным алгоритмам СЦК СКАЛА [5], а при решении прогнозной задачи с помощью эмпирических зависимостей рассчитываются приращения величин, связанные с изменением режимных параметров технологических каналов (мощность, расход теплоносителя и др.). Коэффициенты эмпирических зависимостей подбирались таким образом, чтобы минимизировать отклонение прогнозных значений параметров безопасности от расчетов по штатным алгоритмам системы контроля, т.е. данные алгоритмы предназначены в основном для целей оперативного управления реактором.

Для задач инженерно-технической поддержки эксплуатации и проведения исследовательских работ дополнительно реализован алгоритм расчета коэффициента запаса до кризиса теплообмена с учетом аксиальной неравномерности тепловыделения в канале, рекомендованный для реактора типа РБМК Руководящим техническим материалом РТМ 95 1181—83.

Принципы, на основе которых построены алгоритмы, позволяют легко перейти от двумерного расчета распределений параметров в исходном состоянии к трехмерным.

Разработанные алгоритмы реализованы в виде программного комплекса ВЕТЕР, ориентированного на использование в условиях действующих АЭС и согласованного по входной информации с базами данных эксплуатационных параметров. Первоначальная версия предназначалась для ЭВМ серии ЕС; с внедрением на АЭС персональных компьютеров при участии основных пользователей комплекса, оперативного персонала и физиков был разработан пользовательский интерфейс и модифицированы алгоритмы; в настоящее время комплекс установлен на ПЭВМ IBM PC AT 286/287 и выше, эффективное использование требует процессора класса 386 с тактовой частотой не ниже 40 МГц. На подобном компьютере расчет трехмерного фрагмента активной зоны характерного размера занимает не более 30 с для исходного состояния и не более 20 с для одного шага при моделировании процесса внесения возмущения.

Программный комплекс ВЕТЕР внедрен в опытно-промышленную эксплуатацию на Курской, Ленинградской и Чернобыльской АЭС. Комплекс применяется для планирования и анализа перегрузок ядерного топлива в отделах ядерной безопасности и надежности и в качестве инструмента информационного обеспечения работы инженера управления реактором непосредственно на блочном щите управления (БЩУ). Результаты расчетов перегрузок ядерного топлива используются для повышения уровня ядерной безопасности реакторной установки, снижения выхода ТВС из строя по негерметичности, повышения маневренности энергоблока, экономии ядерного топлива.

ВЕРИФИКАЦИОННЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

Верификационные исследования, в результате которых была показана достоверность получаемых результатов, проводились на основе реальных исходных данных о состоянии активных зон реакторов РБМК-1000. В качестве реперных программных средств для определения точностных характеристик разработанных алгоритмов были выбраны штатные программы СЦК СКАЛА и широко применяемые в эксплуатационных расчетах на АЭС с РБМК-1000 программы контроля трехмерного энергораспределения ТРОЙКА [6] и КРАТЕР [7].

Для алгоритма контроля были выполнены сравнения аксиальных нейтронного и энергораспределений в ТВС и максимальной по высоте канала линейной нагрузки на твэл, рассчитанных по исследуемому алгоритму, с результатами сканирования нейтронного потока на I блоке Курской АЭС 23 марта 1993 г. и I блоке Ленинградской АЭС 24 декабря 1993 г. и с расчетами по реперным трехмерным программам.

Исследования показали, что разработанный алгоритм контроля обладает достаточно высокими точностными характеристиками: отклонение максимального по высоте канала расчетного значения нейтронного потока от экспериментального не превышает 3,1%; среднеквадратичное отклонение максимальной по высоте ТВС линейной нагрузки на твэл от результатов расчетов по реперным программам не превышает 4%; значение линейной нагрузки на твэл в наиболее энергонапряженном канале определяется с еще большей точностью.

При верификации алгоритма прогнозирования была использована экспериментальная информация о состоянии активных зон двух видов: равновесные распределения параметров до начала и после окончания управляющего воздействия (перегрузки кассеты, перемещения регулирующих стержней) и квазистационарные распределения на временных срезах процесса внесения возмущения. Если информацию первого вида можно было получить, не вмешиваясь в ход технологического процесса, то во втором случае на Курской АЭС были организованы специальные эксперименты, в которых по возможности были учтены ограничения алгоритмов и возмущение подбиралось таким образом, чтобы обеспечить максимальный объем информации и консервативность точностных оценок. Тестирование проводилось следующим образом: по разработанным алгоритмам восстанавливались распределения параметров в исходном состоянии, задавались новые характеристики перегружаемой сборки и положения регулирующих стержней и рассчитывались прогнозные распределения; по реперным программам и из показаний датчиков контроля энергораспределения на прогнозируемый момент времени определялись действительные значения параметров; сравнение прогнозных значений и действительных дало оценку точностных характеристик алгоритма прогноза. В результате проведенных верификационных исследований показано, что предложенный алгоритм прогноза обеспечивает приемлемую для эксплуатационных расчетов точность определения значений параметров — отклонение прогнозных значений от действительных не превышает 5%; отклонение прогнозируемого значения мощности ТВС от результатов расчета по основной программе контроля энергораспределения в РБМК-1000 ПРИЗМА лежит в пределах погрешности восстановления мощности ТВС по данному алгоритму. На рис. 1 приведена картограмма мощностей ТВС, полученных расчетом по программам ПРИЗМА и ТРОЙКА для конечного состояния после перегрузки, и прогнозируемой мощности по программе ВЕТЕР. В табл. 1, 2 представлены результаты сравнения экспериментальной информации — показаний ДКЭ и их расчетных аналогов, полученных

	2,43	1,68	2,17	1,78	2,23	
61	2,38	1,68	2,20	1,83	2,29	
	2,37	1,64	2,17	1,75	2,21	
	2,44	2,42	ДКЭВ	2,28	1,64	
60	2,37	2,51		2,34	1,69	
	2,35	2,45		2,29	1,61	
	1,89	2,27	2,51	2,28	1,71	
57	1,87	2,30	2,58	2,34	1,72	
	1,87	2,26	2,55	2,25	1,67	
	PP	2,44	2,11	2,79	PP	
56	0,2 м	2,42	2,08	2,76	0,4 м	← исходное
	0,9 м	2,41	2,05	2,73	1,6 м	← конечное положение стержней
	2,54	1,75	2,05	2,08	2,46	
55	2,49	1,69	1,94	2,01	2,39	
	2,58	1,70	1,92	2,01	2,46	
	25	26	27	30	31	

Рис. 1. Картограмма мощностей ТВС для конечного состояния после перегрузки ОТВС — СТВС в ТК 5727 на IV блоке КАЭС 16 марта 1989 г. (МВт). Верхние значения — мощность по программе ТРОЙКА, средние — по программе ПРИЗМА, нижние — прогноз по алгоритму ВЕТЕР

Таблица 1. Отклонение прогнозного расчета аксиального нейтронного распределения от показаний ДКЭВ 5017 при выгрузке ДП из ТК 5217, %

Отклонение	$\Delta H_{ДП}$, м							
	0	1	2	3	4	5	6	7
Среднеквадратичное	2,3	2,8	2,8	3,5	3,6	4,4	5,8	5,1
δ_{K_z}	−0,4	−3,3	−2,0	0,5	0,8	0,6	1,6	−0,6

Таблица 2. Относительное изменение показаний ДКЭР (%) и значение K_z по ДКЭВ 5037 при погружении РР в ТК 4641 ($H_{исх} = 2{,}4$ м)

ДКЭР	$H_{РР}$, м			
	4,2		5,7	
	Измерение	Расчет	Измерение	Расчет
5041	−11	−12	−17	−19
4441	−9	−11	−15	−18
K_z^{5037}	1,20	1,21	1,23	1,21

из прогнозного расчета процесса внесения возмущения по алгоритму ВЕТЕР. Моделировались процессы выгрузки ДП на IV блоке Курской АЭС 27 февраля 1989 г. и погружения стержня РР 27 января 1989 г., во время которых через определенные моменты времени проводилась запись экспериментальной информации.

Изучен характер пространственного распределения погрешности расчета параметров. Наряду с известным фактом возрастания погрешности к периферии активной зоны отмечено увеличение отклонений от результатов реперных расчетов при приближении к границам расчетной области, однако показано, что разработанные алгоритмы контроля и прогнозирования обеспечивают лучшую точность результатов именно в тех местах, где запасы до предельно допустимых величин минимальны.

Исследована чувствительность результатов расчета параметров к размеру фрагмента в плане активной зоны и шагу сетки по высоте, и определены оптимальные с точки зрения соотношения быстродействия и точности значения характеристик расчетной сетки. Расчетные исследования показали, что при моделировании процесса перегрузки шаг сетки по высоте более 0,5 м приводит к недопустимому увеличению погрешности определения запасов до предельно допустимых величин. В качестве оптимальных параметров расчетной сетки для описанных алгоритмов выбраны: размер области в плане активной зоны 7×7 ячеек, шаг сетки по высоте 0,33 м.

В целом верификационные исследования показали обоснованность применения в исследуемых задачах метода декомпозиции, а также приемлемые для эксплуатационных расчетов на АЭС точностные характеристики алгоритмов. Достигнутое быстродействие алгоритмов позволяет использовать их для организации контроля за поведением параметров безопасности при перегрузках топлива в режиме реального времени.

ИССЛЕДОВАНИЯ ПОВЕДЕНИЯ ПАРАМЕТРОВ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ЛОКАЛЬНЫХ ВОЗМУЩЕНИЯХ СВОЙСТВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

С помощью разработанных алгоритмов проведен расчетный анализ поведения параметров безопасности в процессе внесения локальных управляющих воздействий (перегрузка кассет, перемещение органов регулирования), в том числе сравнение расчетных объемных распределений величин, их отображения штатной системой контроля и значений пределов безопасной эксплуатации.

Перегрузка технологических каналов. Рассмотрены перегрузки технологических каналов (ТК) различного типа, в том числе реально проведенные на IV энергоблоке Курской АЭС. Поведение параметров безопасности в некоторых из рассмотренных перегрузок иллюстрируют рис. 2—6 (I — ток ДКЭР, K_z — из показаний ДКЭВ, W — мощность ТВС, $K_{зап}$ — коэффициент запаса до критической мощности, q — максимальная по высоте ТВС линейная нагрузка).

На рис. 2-4 представлены результаты моделирования перегрузки стержня ДП на столб воды (СВ) на IV блоке КАЭС 27 февраля 1989 г.: запасы до предельных величин (для показаний ДКЭР — до уставки безопасности, для мощности ТВС — до 3 МВт, для линейной нагрузки — до 350 Вт/см, для ДКЭВ — до уставки по K_z, для $K_{зап}$ — до 1,0) в ближайших к перегружаемому ТК. По оси X отложена координата нижнего торца сборки, отсчитываемая от границы активной зоны с нижним торцевым отражателем (НТО) (т.е. длина извлеченной части сборки).

Минимальный за время выгрузки запас до уставки ДКЭР 5015 составил 10% на момент полного извлечения ДП, минимальный запас до предельной мощности ТВС в ТК 5216 3,5% при $\Delta H_{ДП} = 6$ м. Минимальный запас по K_z ДКЭВ 11% при $\Delta H_{ДП} = 3$ м, по линейной нагрузке — 13% при $\Delta H_{ДП} = 4$ м, по $K_{зап}$ — 5% при $\Delta H_{ДП} = 6$ м.

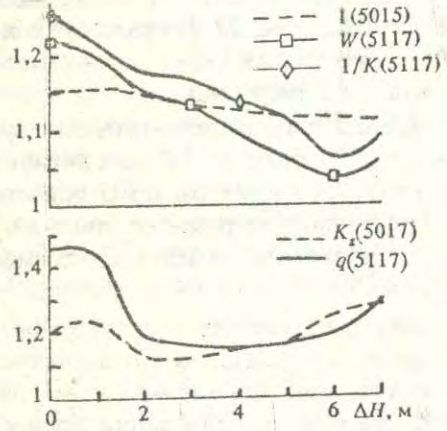


Рис. 2. Запасы до предельно допустимых значений параметров при выгрузке ДП из ТК 5217 (отн. ед.)

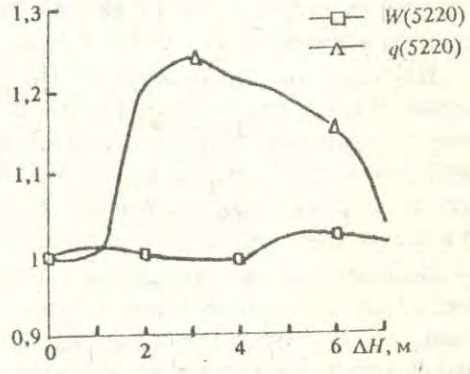


Рис. 3. Относительное изменение параметров ТВС 5220 при выгрузке ДП из ТК 5217

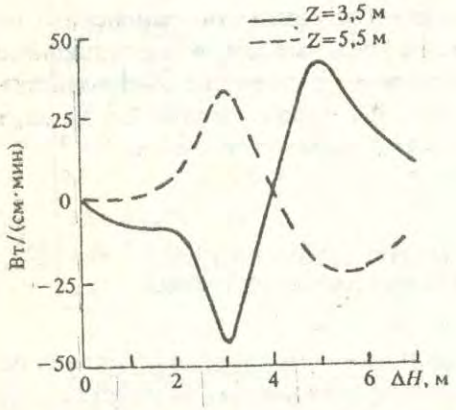


Рис. 4. Скорость изменения линейной нагрузки в ТВС 5220 для двух точек по высоте ТВС при выгрузке ДП из ТК 5217

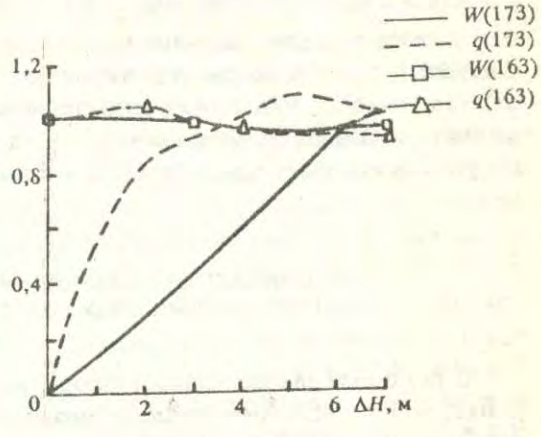


Рис. 5. Относительное изменение параметров при загрузке СТВС в ТК 1737

Результаты расчетов, в том числе приведенные на рис. 3, показывают, что текущее значение параметра может быть заметно (до 25% для линейной нагрузки на твэл) большим, чем конечное; кроме того, в отдельных ТВС при результирующем отрицательном изменении максимальной линейной нагрузки всплеск ее в процессе движения ТВС достигает значительных положительных величин; существенное изменение локальных величин (линейная нагрузка, коэффициент запаса до критической мощности) может происходить при малом изменении интегральных (мощность ТВС). Полученные результаты свидетельствуют, что ориентация только на прогноз мощности ТВС (двумерный прогноз) при планировании перегрузок может привести к неверной оценке текущих запасов до предельно допустимых значений, а моделирование только конечного состояния не позволяет выявлять всплески параметров во время проведения перегрузки.

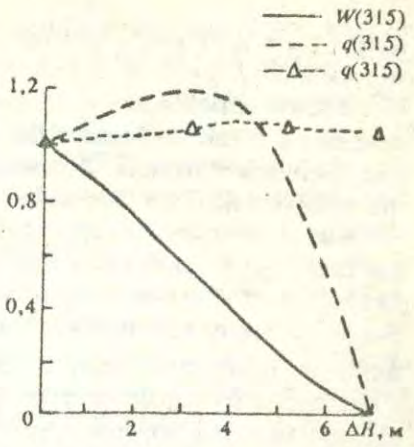


Рис. 6. Относительное изменение параметров при выгрузке ОТВС из ТК 3151

На рис. 5—6 приведены результаты моделирования процессов загрузки свежей ТВС (СТВС) и выгрузки облученной ТВС (ОТВС). Для загружаемой СТВС при близком к линейной зависимости изменении мощности линейная нагрузка примерно к середине процесса достигает результирующего значения (т.е. значения в конечном состоянии) и далее может даже превысить его. Из-за значительного нейтронного всплеска на торце ТВС энергонапряженность топлива в этом районе значительно превышает среднюю практически до окончания загрузки ТВС. В окружающих ТВС изменение параметров меньше и определяется в основном передвижением компенсирующего стержня.

В процессе движения сборки амплитуда скорости изменения линейной нагрузки достигает 150—180 Вт/(см·мин) при движении сборки со скоростью 1 м/мин, что значительно больше, чем при плановом подъеме мощности реактора, а также происходит значительное изменение скорости как в фиксированной точке по высоте ТВС (см. рис. 4), так и ее аксиального профиля.

Рассмотрение совокупности параметров безопасности позволило определить, что для перегрузок с внесением положительной реактивности минимальные запасы до предельно допустимых величин достигаются в различные моменты времени (см. рис. 2—6): для мощности ТВС и критической мощности ТВС — к концу процесса перегрузки, для линейной нагрузки — в средней стадии процесса; максимальные величины скорости изменения линейной нагрузки приходятся на начальную и конечную стадии процесса; таким образом показано, что достоверный контроль за одним из параметров безопасности не гарантирует соблюдения ограничений другими.

На основании расчетного анализа поведения параметров безопасности и их отображения штатной системой контроля в процессе перегрузки сделан вывод, что система контроля из-за разреженности датчиков (особенно высотного контроля) и методических ограничений используемых расчетных моделей [5] не позволяет адекватно отображать деформации полей в окрестности перегружаемого ТК (см. рис. 2). Для повышения качества проведения перегрузок целесообразно использование усовершенствованного матобеспечения для планирования перегрузок, а также объемного контроля и прогнозирования совокупности параметров в процессе внесения управляющих воздействий. Кроме модернизации матобеспечения необходима выработка новых подходов к регулированию объемных распределений параметров. Значительное повышение эффективности системы контроля и, в частности, разработанного матобеспечения,

может быть достигнуто за счет уменьшения времени считывания и обработки параметров в СЦК СКАЛА, а также применения безынерционных детекторов.

Расчет «самоходов» стержней СУЗ. С помощью разработанных алгоритмов проведены расчетные исследования способности обнаружения «самохода» стержня штатной системой контроля. В качестве исходного использовано состояние III блока Ленинградской АЭС от 17 декабря 1993 г., мощность реактора — 2918 МВт.

Согласно технологическому регламенту наиболее вероятное проявление «самохода» стержня на приборах БЩУ будет состоять в появлении аварийной сигнализации (АС) двух ДКЭР и сигналов снижения расходов воды в ТК (СРВ) в одном районе. Корректирующие действия, связанные с уменьшением расхода теплоносителя, регламентом предписано выполнять при достижении расходом значения СРВ 2 м^3. Для ДКЭР с эмиттером из серебра инерционность (задержка формирования сигнала) составляет около 1 мин [8]; задержка появления сигнала СРВ достигает 2 мин и определяется временем опроса датчиков расхода. В данном исследовании не рассматривались вопросы динамики формирования сигнала в датчике и особенности алгоритма опроса датчиков в СЦК, поэтому при моделировании показаний датчиков предполагалось мгновенное отображение им значения параметра.

Устройство шагового перемещения позволяет стержню двигаться 7^{+1} с со скоростью 0,4 ± 0,1 м/с; таким образом, средняя величина непрерывного хода составляет 2,8 м, а консервативная оценка — 4 м. Для стержней УСП устройство шагового перемещения не применяется.

При моделировании «самохода» стержня РР 4057 с исходной глубиной погружения $H_0 = 5{,}7$ м получено: токи ближайших ДКЭР 4055 и 4061 достигают значения уставки безопасности при извлечении стержня на $\Delta H = 3$ м, расход в ТК 4056 достигает уставки СРВ при $\Delta H = 2{,}7$ м, а СРВ 2 м^3/ч — при $\Delta H = 3{,}3$ м; на момент времени, соответствующий $\Delta H = 3$ м (АС в ДКЭР), максимальная мощность ТВС на 6% превышает предельно допустимую, в четырех ТВС мощность больше предельно допустимой, минимальный коэффициент запаса меньше предельного значения на 12%, в 12 ТК $K_{зап}$ меньше 1. Превышение пределов безопасной эксплуатации (в данном случае по $K_{зап}$) происходит при запасе до уставки безопасности ДКЭР 8% и соответствует $\Delta H = 2{,}2$ м, следовательно, до срабатывания устройства шагового перемещения. Мощность ТВС в ТК 4157 (наиболее энергонапряженный ТК рядом со стержнем) при $\Delta H = 3$ м (момент формирования АС по ДКЭР) увеличилась на 49%, линейная нагрузка — на 58%, коэффициент запаса до кризиса теплообмена уменьшился на 44%.

На рис. 7 представлены результаты расчетов «самохода» стержня РР 4241 с $H_0 = 2{,}5$ м. Ток ДКЭР 4441 достигает значения уставки при $\Delta H = 2{,}0$ м, ДКЭР 4041 — при $\Delta H = 2{,}1$ м, при этом $W^{max} = 1{,}03\ W^{пред}$, $K_{зап}^{min} = 0{,}91$, в 6 ТК $K_{зап}$ меньше 1. Нарушение ограничений происходит при запасе до уставки ДКЭР 6%. Таким образом, при «самоходе» стержня с исходной глубиной погружения около 2 м токи ДКЭР или достигают значений уставок при выходе стержня на верхний концевик, или не достигают совсем (инерционность ДКЭР не учитывается), расход в ТК не выходит за уставку СРВ. В то же время предельно допустимые значения параметров могут быть превышены в первую очередь по коэффициенту запаса до критической мощности. Если токи датчиков не достигли значений уставок, «самоход» стержня может быть обнару-

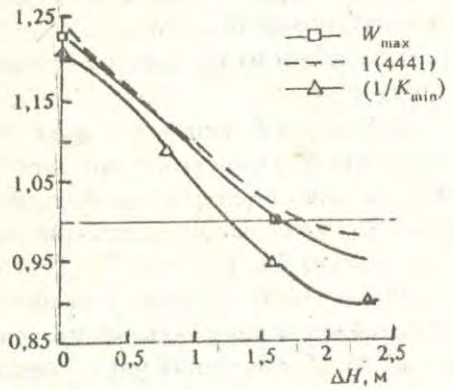


Рис. 7. Относительное изменение параметров при «самоходе» стержня РР в ТК 4241, исходная глубина погружения стержня 2,5 м

жен (если не сработала к этому моменту АЗ) после прохождения цикла расчетов по программе ПРИЗМА (сигнал «$K_{зап} < 1$» на мнемотабло), в этом случае задержка обнаружения «самохода» может достигнуть 30 мин и в течение данного промежутка времени несколько ТВС будут находиться в режиме кризиса теплообмена.

Проведенные исследования показали, что программа ВЕТЕР может эффективно использоваться для экспресс-оценки уровня безопасности реактора по отношению к «самоходам» стержней СУЗ. Малое время работы (подробный расчет одного процесса «самохода» занимает не более 2 мин на IBM PC AT 386/387) и привязка к базе данных параметров энергоблока позволяют использовать программу в оперативном режиме, т.е. после изменения положения одного или группы стержней можно в течение нескольких минут оценить опасность «самоходов» данных стержней и провести корректирующие действия. Получаемые из расчета данные по величине запаса до уставки ДКЭР в момент достижения предельного значения одним из параметров могут быть использованы для коррекции уставок сигнализации в СЦК СКАЛА [9]. Кроме того, предварительный расчет по данному алгоритму может использоваться для формирования списка наиболее опасных стержней для дальнейших подробных расчетов по полномасштабной программе.

Расчет градуировочных характеристик стержней СУЗ. Описанные в данном разделе расчетные исследования направлены на анализ существующих и выработку новых алгоритмов регулирования распределений параметров безопасности стержнями СУЗ.

В качестве характеристик состояния активной зоны рассмотрены максимальные по рассчитываемому фрагменту (7×7 ячеек в плане) значения мощности ТВС и линейной нагрузки, минимальный коэффициент запаса до критической мощности и реактивность, вносимая перемещаемым стержнем. В качестве «наблюдаемого» параметра, т.е. параметра, по которому инженер управления судит о реакции системы на управляющие воздействия, использованы показания ДКЭР и ДКЭВ, ближних к месту внесения воздействия, и реактивность.

При обобщении результатов стержни РР были разделены на три группы, а УСП — на две в зависимости от исходной глубины погружения. Стержни передвигались ступенчато до концевиков и из расчета данного процесса определялись градуировочные характеристики для каждого из рассматриваемых параметров безопасности. Результаты одного из расчетов приведены на рис. 8.

Анализ результатов показал, что поведение параметров имеет индивидуальный характер; практически одинаково во всех рассмотренных случаях вели себя лишь мощность ТВС и вносимая стержнем реактивность, что подтвердило правомерность использования линейной зависимости деформации радиально-азимутального энергораспределения от относительной эффективности погруженной части стержня [5]. Однако по отношению к другим параметрам безопасности данная зависимость соблюдается только в некотором диапазоне перемещения стержня из исходного положения.

Для стержней РР соответствие в пределах 2% градуировочных кривых для мощности ТВС, линейной нагрузки и $K_{зап}$ наблюдалось при перемещении стержня не более чем на 0,5 м, в пределах 5% — не более 2 м, если стержень не находился вблизи верхнего концевика. Наибольшие различия (до 10%) реализовались вблизи концевиков стержней. Погружение стержня РР глубже 5,5 м практически не оказывало влияния на величину линейной нагрузки и $K_{зап}$. При извлечении стержня выше

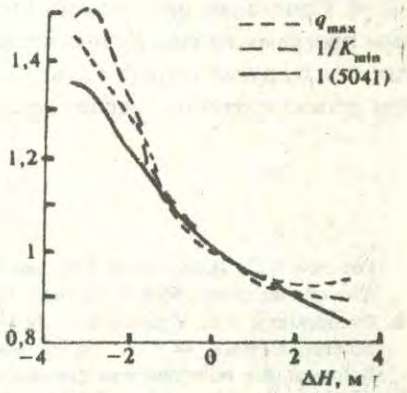


Рис. 8. Градуировочные характеристики стержня РР в ТК 4642, исходная глубина погружения стержня 3,6 м

2 м значительно увеличивалась дифференциальная эффективность стержня по отношению к $K_{зап}$, что связано со смещением энерговыделения в верхнюю часть активной зоны.

Характеру поведения показаний ДКЭР в процессе движения стержня наиболее близка градуировочная зависимость мощности ТВС (максимальной по области). Наибольшие отклонения показаний ДКЭР от поведения параметров безопасности наблюдались вблизи концевиков стержней, причем для стержней РР — не в консервативную сторону: при извлечении стержня мощность ТВС, $K_{зап}$, линейная нагрузка (для исходной глубины стержня более 2 м) росли быстрее, чем отображали ДКЭР, при погружении — медленнее уменьшались. Таким образом, использование показаний ДКЭР для определения отклика системы приводит к занижению эффективности стержня при его извлечении и к завышению — при погружении. Основная причина расхождения заключается в ограниченной способности датчиков отображать локальные объемные деформации полей.

Для стержней УСП поведение градуировочных характеристик оказалось более зависимым от исходного распределения параметров. Общей чертой явилось завышение эффективности стержня на погружение, для $K_{зап}$ даже большее, чем у стержней РР; это можно объяснить взаимной компенсацией эффектов уменьшения мощности ТВС и вытеснения нейтронного поля в верхнюю часть активной зоны.

ВЫВОДЫ

1. Система контроля и система информационной поддержки оператора должны быть модернизованы на действующих реакторах и спроектированы на перспективных таким образом, чтобы обеспечивать трехмерный контроль и прогноз поведения параметров безопасности в процессе перегрузки топлива на мощности реактора и других локальных возмущениях. Возможные пути решения — использование безынерционных датчиков, увеличение числа ДКЭВ, модернизация матобеспечения, создание аппаратно-программных комплексов текущего (on-line) контроля параметров безопасности.

2. Эксплуатационные инструкции должны быть пересмотрены для ведения контроля объемных распределений совокупности параметров безопасности; соответствующим образом должна быть скорректирована подготовка оперативного персонала.

3. Разработка и внедрение в практику расчетов канальных реакторов проблемно-ориентированных алгоритмов, один из которых описан в данной статье, позволит отработать в условиях действующего производства новые методы и средства контроля для перспективных канальных реакторов.

4. Сочетание расчетов по проблемно-ориентированным алгоритмам и комплексным программам может значительно повысить эффективность использования как одних, так и других и внести заметный вклад в повышение уровня культуры безопасности при проектировании, эксплуатации ЯЭУ и в научных исследованиях.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Горелов А.И., Лютов М.А. Назарян В.Г. и др. Оптимизация перегрузок топлива реакторов РБМК. — Атомная энергия, 1990, т. 68, вып. 3, с. 159—163.
2. Глембоцкий А.В., Краюшкин А.В. Программа для моделирования выгорания и перегрузок топлива в реакторах РБМК. — В кн.: Внутренняя безопасность ядерно- энергетических установок: Тез. докл. 7-го Всесоюз. сем. по проблемам физики реакторов (Москва, 3—7 сентября 1991 г.). — М.: ЦНИИатоминформ, 1991, с. 271—273.
3. Погосбекян Л.Р., Лысов Д.А., Бронницкий Л.Л. Расчет трехмерного энергораспределения в РБМК с учетом работы стержней ЛАР. — Атомная энергия, 1993, т. 74, вып 6, с. 486—491.

4. Производственная инструкция. Перегрузка технологического канала реактора разгрузочно-загрузочной машиной (РЗМ) на мощности реактора. ПТО Курской АЭС, Инв. № 1610-ОЯБиН, 1991. — 35 с.
5. Филипчук Е.В., Потапенко П.Т., Постников В.В. Управление нейтронным полем ядерного реактора. — М.: Энергоатомиздат, 1981.
6. Шкурпелов А А. и др. Программа трехмерного физического расчета РБМК ТРОЙКА. — В кн.: Тез. докл. всесоюз. научно-технического совещ. «Совершенствование методов контроля и управления реактором РБМК-1000» (Смоленская АЭС, 21—23 января 1986 г.). — М.: ВНИИАЭС, 1985.
7. Щукин Н.В., Хотылев В.А Физические особенности нового метода трехмерного контроля полей энерговыделения и его практическое использование. — В кн.: Физика и техника реакторов. — Л., 1989. с. 165—181.
8. Володько Ю.И., Гарусов Ю.В., Егоров О.К. и др. Испытания комптоновских эмиссионных детекторов нейтронов с эмиттером, содержащим гафний, в реакторах РБМК-1000. — Атомная энергия, 1987, т. 62, вып. 6, с. 405—406.
9. Система автоматического предотвращения превышений эксплуатационного предела мощности топливного канала реакторов РБМК-1000 Чернобыльской АЭС. Техническое предложение НИКИЭТ и ВНИИЭМ 12. 12 ТП. — М., 1994.

Статья поступила в редакцию 5 декабря 1994 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 4, с. 92—103.

УДК 621.039

РАЗРАБОТКА ИМИТАТОРОВ ТВЭЛОВ ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ АВАРИЙНЫХ ПРОЦЕССОВ В РЕАКТОРАХ С ВОДЯНЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

В.В. Землянухин,
МЭИ, 105835, Москва, ул. Красноказарменная, 14
С.М. Балашов,
ЭНИЦ, 142530, Электрогорск Московской обл.,

Разработаны и опробованы различные конструкции имитаторов твэлов для моделирования различных аварийных ситуаций с потерей теплоносителя в реакторах ВВЭР и РБМК. Средствами термометрирования являются кабельные термопары, расположенные внутри оболочки имитатора твэла, что исключает неверные измерения, которые могут иметь место при наружной заделке термопар. Разработанные имитаторы показали хорошую надежность и повторяемость результатов.

DEVELOPING THE FUEL ROD SIMULATORS FOR STUDYING THE EMERGENCY PROCESSES IN WATER-COOLED REACTORS. V.V. Zemlyanukhin, S.M. Balashov. Different fuel rod simulator designs have been developed and tested for modelling various emergency situations connected with the loss of coolant in the VVER and RBMK type reactors. The fuel rod simulators are instrumented with cable thermocouples positioned inside the simulator cladding to rule out improper measurments that occur when the thermocouples are positioned on the outer surface of the simulator. The developed simulators showed good reliability and replication of the results.

Достижение необходимых тепловыделений, моделирование теплофизических свойств твэла, надежность, корректность измерения температуры оболочки имитатора твэла являются важнейшими условиями и залогом успешной работы крупномасштабных интегральных стендов безопасности. Электрообогреваемые имитаторы твэлов могут быть либо прямого нагрева, когда электрический ток проходит по оболочке, либо косвенного, когда ток проходит через электронагревательный элемент, помещенный внутри имитатора и отделенный от оболочки электроизоляционным материалом с соответствующей теплоемкостью. Наиболее целесообразным при конструировании имитаторов твэлов косвенного обогрева, которое продолжается уже 25 лет, является решение о разработке не универсальной конструкции, а изделий, отвечающих поставленным частным задачам, решаемым в экспериментах.

В рамках продолжения работ по совершенствованию конструкций имитаторов твэлов различных типов реакторов [1, 2] были проведены разработки и испытания имитаторов твэлов ВВЭР-1000 для стендов ЭНИЦ—ФВНИИАЭС (Электрогорск) ПСБ—ВВЭР (169-стержневая сборка) и ИСБ—ВВЭР (19-стержневые сборки с равномерным и косинусоидальным тепловыделением). Для имитатора максимальной мощности $N = 100$ кВт выбран вариант с электронагревательным элементом в виде стержня из нихрома $d = 4{,}2$ мм, электроизолятором в виде сильно уплотненной MgO и пятью внешними термопарами из термопарного кабеля КТМС(ХА) $d = 0{,}5$ мм с изолированным горячим спаем, зачеканенными в фрезерованных пазах «заподлицо» с наружной поверхностью стальной оболочки, причем в месте нахождения горячего спая термопарный кабель припаян к оболочке припоем ПСр-72 (рис. 1). Для имитаторов, рассчитанных для работы на уровне мощности твэла ~20% номинальной, выбран вариант с нагревательным элементом в виде стержня $d = 2{,}5$ мм и одной-шестью внутренними термопарами $d = 0{,}8$ мм (рис. 2). Испытания подтвердили работоспособность этих конструкций при линейных тепловых потоках $q_1 = 30$ и 20 кВт/м соответственно.

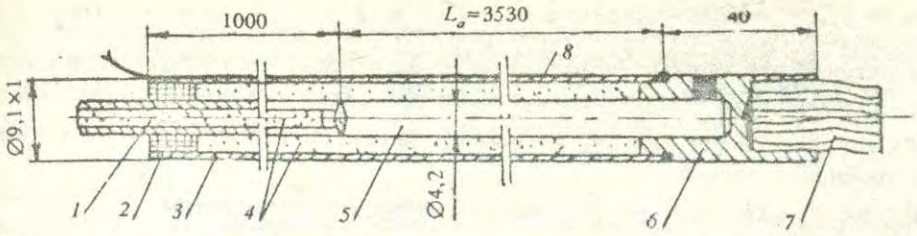


Рис. 1. Имитатор твэла ИСБ ВВЭР с равномерным энерговыделением: *1* — токоподвод (медь); *2* — узел герметизации; *3* — оболочка (сталь 12Х18Н10Т); *4* — заполнитель (MgO — периклаз); *5* — нагревательный элемент (Х20Н80Н); *6* — втулка-наконечник (сталь 12Х18Н10Т); *7* — гибкий токоподвод (медь); *8* — кабельная термопара КТМС(ХА) d = 0,5 мм

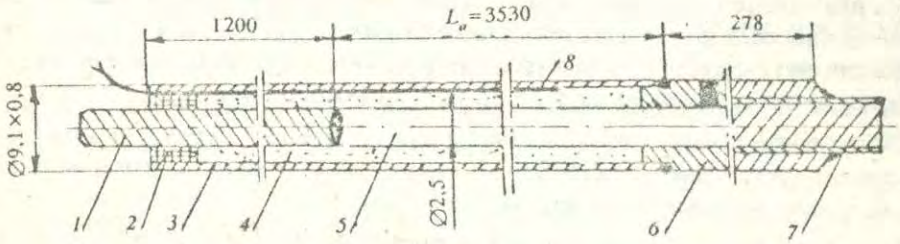


Рис. 2. Имитатор твэла ИСБ ВВЭР 20%-ной мощности: *1* — нижний токоподвод (медь); *2* — узел герметизации; *3* — оболочка имитатора — твэл; *4* — заполнитель (MgO — периклаз); *5* — нихромовый нагревательный элемент; *6* — втулка-наконечник (сталь 12Х18Н10Т); *7* — верхний токоподвод (медь); *8* — кабельная термопара КТМС(ХА) d = 1,0 мм

Следует отметить, что использование имитаторов косвенного нагрева помимо более точного моделирования теплофизических свойств твэла позволяет организовать прямоточный выход теплоносителя через модель ТВС в верхнюю камеру, не затесняя проходное сечение токоподводами, что важно для воспроизведения аварийных процессов, связанных с образованием уровня и противотоком фаз. В этом случае возможно хорошее моделирование защитной решетки ТВС, а вывод сборки имитаторов из корпуса можно выполнить через нижний фланец корпуса модели реактора. Это решение имеет много преимуществ по сравнению со случаем использования имитаторов прямого нагрева, в частности, при этом появляется возможность контролировать и регулировать электрическую нагрузку любого имитатора в модели ТВС, создавая необходимый профиль энерговыделения по радиусу.

В случае выполнения верхнего токоподводящего фланца электрически «заземленным» упрощаются уплотнения модели реактора и появляется возможность использования в качестве теплоносителя раствора H_3BO_3. Вывод многостержневых пучков из корпуса модели реактора с высоким давлением является довольно сложной технологической задачей, которая в мировой практике решается с использованием сварки, пайки или механических уплотнений. В 1984 г. для стенда АМТ (ЗуЭТЭЦ) был разработан и успешно реализован вывод 19-стержневого пучка имитаторов твэлов ВВЭР-440 с помощью графитового узла уплотнения, позже это решение было использовано для вывода 19-стержневых пучков в других организациях.

Температура оболочки имитаторов твэлов является важнейшим из всех измерений на стендах безопасности. Точность измерения этой температуры в переходных и аварийных процессах напрямую зависит от способа установки и крепления термопар. Сравнению показаний термопар, установленных различными способами, в таких процессах, как повторное затопление, были посвящены специальные исследования [3, 4]. В настоящее время наиболее распространенными являются три способа установки термопар:

— в продольных пазах по наружной поверхности оболочки иногда с последующим нанесением металла плазменным напылением (реже используется установка с уплощенным рабочим спаем на внешней поверхности оболочки) — внешние термопары;

— в пазу внутренней толстостенной оболочки, за внешней тонкой оболочкой имитатора — в двойной оболочке;

— на внутренней поверхности оболочки — внутренние термопары.

В случае установки термопар на внешней поверхности, когда участки термопарного кабеля находятся на поверхности оболочки или в межтвэльных зазорах, они могут захватывать капли из потока и вызывать стекание жидкости вдоль них в виде ручьев («эффект ребра»). Как показано в [5], это приводит к более раннему фиксированию наступления повторного смачивания. Кроме того, термопары фиксируют более позднее осушение поверхности. Для процесса повторного затопления различия показаний внутренних и внешних термопар в зависимости от режимных параметров составляют по времени охлаждения τ_q (quench) от 5 до 15 с, а по температуре T_q от 50 до 100 °С. Очевидно, что для подобных аварийных процессов такой способ крепления не может считаться вполне корректным, поскольку не только не дает точного измерения температуры оболочки, но и искажает картину процесса.

Для исследования кризиса теплообмена на модельной жидкости (фреон) были разработаны имитаторы твэлов реактора PWR $d = 9{,}5$ мм и $L_a = 3$ м с внутренними термопарами (2—4 штуки), которые успешно проработали в 25-стержневой сборке при мощности до $N_c = 450$ кВт в течение ≈100 ч. Для проведения исследований повторного затопления на воде была разработана новая конструкция имитатора твэла с косинусоидальным профилем (15 ступеней, $K_z = 1{,}55$, $N = 7$ кВт, $L_a = 3{,}66$ м). Электронагревательный элемент был составлен из прутков нихрома $d = 2 \div 3{,}7$ мм (рис. 3). Для уменьшения разброса по продольным координатам внутренних термопар было реализовано решение, связанное с меньшей степенью обжатия конструкции ($\rho_{MgO} = 2{,}6 \cdot 10^3$ кг/м^3). Для установки термопар был применен получивший патент способ, позволяющий путем применения термопар специальной конструкции $0{,}3 \le d_{каб} \le 1$ мм и тонкостенных профильных колец устанавливать в полости трубок малого диаметра увеличенное число кабельных термопар [6, 7]. Испытания образца имитатора подтвердили его работоспособность в пяти циклах испытаний на воздухе в течение 5 ч при ступенчатом подъеме мощности, а также при резких сбросах и набросах нагрузки до $q_{1max} = 4{,}2$ кВт/м и температуре оболочки до 1000 °С. Следует отметить, что этот способ установки термопар не дает брака по обрывам термопар в процессе проковки по сравнению с ранее используемым способом крепления термопар к внутренней поверхности оболочки точечной сваркой. Кроме того, он универсален для любого материала оболочки имитатора.

Для исследования повторного залива сверху в рамках обоснования эффективности САОР РБМК в НИКИЭТ были выполнены эксперименты на двух 19-стержневых сбор-

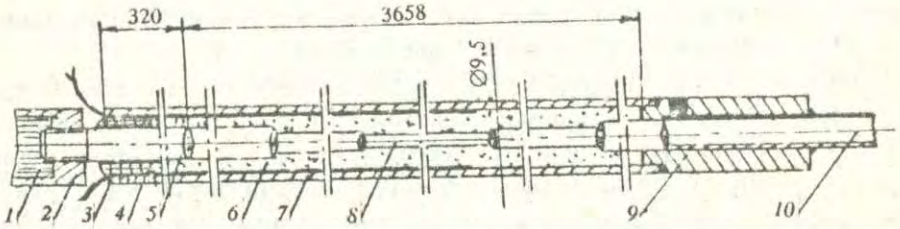


Рис. 3. Имитатор твэла реактора PWR: *1* — медный жгут; *2* — втулка (медь); *3* — термопары (6 штук); *4* — узел герметизации; *5* — токоподвод (медь); *6* — изолятор (MgO); *7* — оболочка (сталь 12Х18Н10Г); *8* — ступенчатый нагревательный элемент (нихром Х20Н80Н); *9* — заглушка; *10* — токоподвод

ках имитаторов твэлов с трубчатыми (L_a = 1 м) и стержневыми (L_a = 5,5 м) электронагревательными элементами и шестью внутренними термопарами при температурах 700—1000 °С. Результаты этих экспериментов подтвердили влияние сохранения натурной геометрии верхней соединительной решетки ТВС, а также всей конструкции подвески на распределение поступающей сверху воды при охлаждении в режиме стекающей пленки.

Для обоснования запаса до кризиса ТВС реактора МКЭР была разработана конструкция имитатора твэла с L_a = 5,5 м с 23-ступенчатым профилем энерговыделения и шестью внутренними термопарами для оснащения полномасштабной модели ТВС на стенде, сооружаемом в ЭНИЦ (рис. 4).

Для исследования поведения твэлов РБМК с оболочкой из сплава ZrNb1 была изготовлена партия имитаторов с электронагревательным элементом в виде молибденовой спирали L_a = 1 м, наполнителем MgO ($\rho = 2{,}4 \cdot 10^3$ кг/м^3) и шестью внутренними термопарами d = 0,7 мм (рис. 5). Проведенные испытания в воздухе показали, что при U = 141 В, I = 27 А, q_1 = 3,8 кВт/м температура оболочки достигает 1000 °С, а при температуре 1200 °С образец проработал до отказа в течение ≈1 ч. Поскольку при изготовлении имитаторов из ZrNb1 оболочка не деформируется, можно использовать эту конструкцию для исследования процесса раздутия оболочки под действием внутреннего давления газов при высоких температурах. В этом случае для заполнения полости имитатора инертным газом предусмотрен полый токоподвод, через который

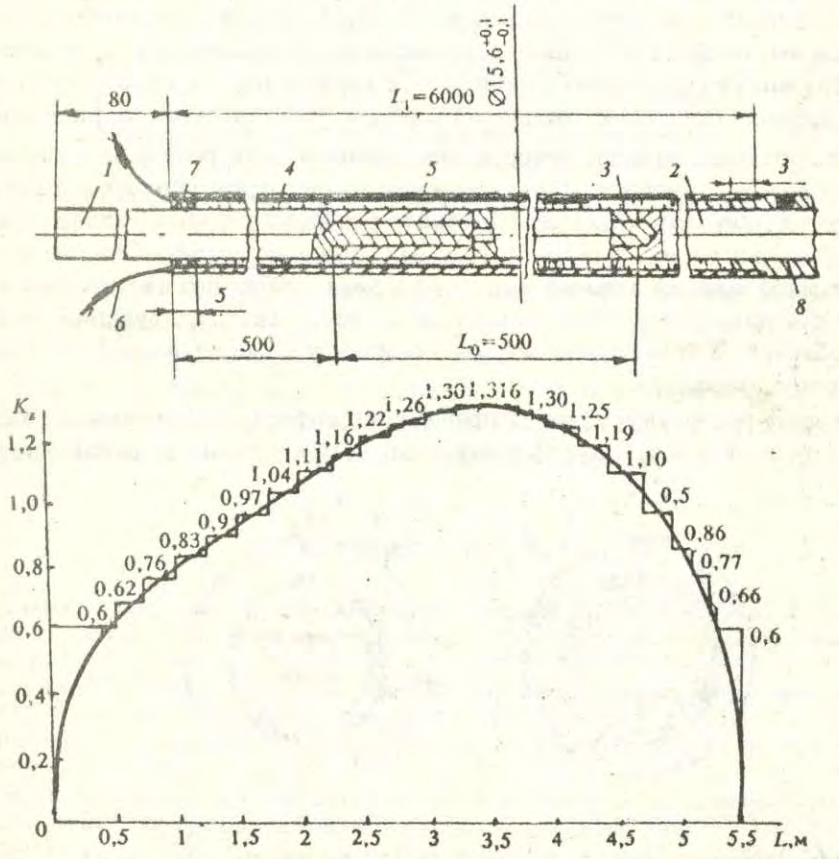


Рис. 4. Конструкция имитатора твэла и эпюра тепловыделения в реакторе МКЭР: *1, 2* — токоподвод (медь); *3* — нагревательный элемент (сталь 12Х18Н10Т); *4* — изолятор (периклаз MgO); *5* — оболочка (сталь 12Х18Н10Т); *6* — термопара КТМС(ХА) d = 1,0 мм (6 штук); *7* — узел герметизации (лак КО-811, кремн. нить); *8* — наконечник (сталь 12Х18Н10Т)

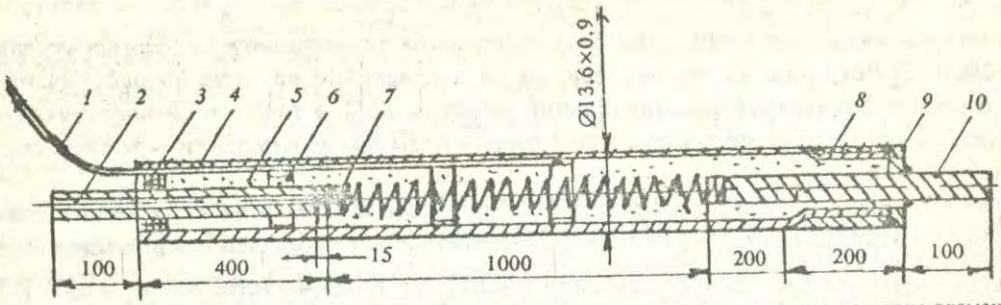


Рис. 5. Конструкция имитатора твэла с оболочкой из сплава со спиральным нагревательным элементом: *1* — кабельная термопара КТМС(ХА) $d = 0{,}7$ мм (6 штук); *2* — токоподвод (медь); *3* — узел герметизации; *4* — оболочка (Zr—1%Nb); *5* — периклаз; *6* — кольцо (фольга 12Х18Н10Т); *7* — спираль (Mo); *8* — внешняя оболочка (12Х18Н10Т); *9* — заглушка; *10* — токоподвод (медь)

газ диффундирует в засыпку из MgO, которая по температуропроводности наиболее близко соответствует UO_2 [8]. Для точного определения зависимости коэффициента теплопроводности MgO от температуры и плотности методом аксиального теплового потока на образцах длиной 20 мм были проведены измерения. Полученные зависимости позволяют корректно решать обратную задачу теплопроводности при расчете температуры внешней поверхности оболочки.

Для ряда задач важным является условие сохранения в имитаторе газового зазора, имеющегося в твэле между топливом и оболочкой. Это обычно достигается с помощью кольцевых спеченных либо спрессованных втулок (таблеток) из керамики или других решений. Для имитатора твэла ВВЭР в качестве электронагревательного элемента был взят стержень из сплава ниобия $d = 7$ мм с нанесенным на него методом плазменного напыления слоем Al_2O_3 толщиной 0,25 мм (рис. 6,*а*). Окись алюминия нанесена и на токоподводы из меди, которые соединяются с электронагревательным элементом резьбовым соединением. Для измерения температуры оболочки в канавках устанавливаются кабельные термопары $d = 0{,}3$ мм, поджатые фольгой из тантала, приваренной к оболочке точечной сваркой. Еще одно решение представлено на рис. 6,*б*, где электронагревательный элемент выполнен в виде трубчатого нагревателя из жаростойкой стали или тугоплавкого металла диаметром, соответствующим диаметру топливной таблетки. В этом случае нетрудно выполнить заданный профиль тепловыделения по длине имитатора.

Следует особо подчеркнуть, что от правильного выбора конструкции и надежной работы имитаторов твэлов зависит эффективность всей крупномасштабной установки.

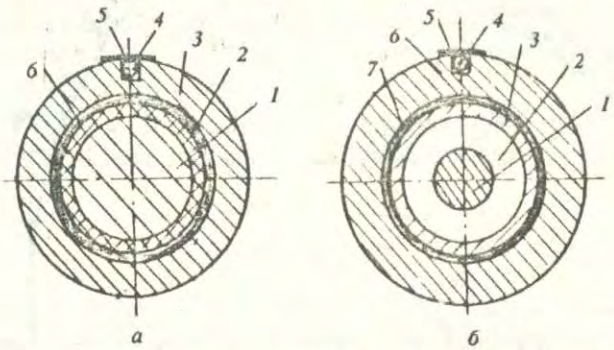


Рис 6. Поперечные сечения имитаторов твэлов с оболочкой из сплава: *а* — *1* — электронагреватель (стержень из сплава ниобия); *2* — изолятор (Al_2O_3); *3* — оболочка (Zr—1%Nb); *4* — термопара КТМС(ХА) $d = 0{,}3$ мм; *5* — фольга (тантал); *6* — газовый зазор; *б* — *1* — электронагреватель (жаростойкая сталь или сплав ниобия); *2* — изолятор (MgO или BN); *3* — оболочка (сталь, сплавы Zr, Nb и др.); *4* — термопара; *5* — фольга (тантал); *6* — оболочка (Zr—1%Nb); *7* — газовый зазор

Практически во всех крупномасштабных стендах по исследованию аварий с потерей теплоносителя применяются имитаторы твэлов без газового зазора, при изготовлении которых в той или иной степени используется технология производства трубчатых электронагревателей. Как было показано в работе [9], измерения температуры оболочек в этом случае представляются консервативными по отношению к реальным твэлам, в частности, в таком процессе, как повторное затопление. К преимуществам таких конструкций относятся технологичность, высокий ресурс работы и надежность, решенные вопросы по температурным измерениям. Примером гибкости технологии являются конструкции имитаторов твэлов с односторонними токоподводами, используемыми в тех случаях, когда предъявляются жесткие требования по сохранению точного соответствия геометрии модели и реальной ТВС. На рис. 6 показаны поперечные сечения имитаторов твэлов ВВЭР-1000 и АСТ-500, разработанные для стендов ФЭИ и ОКБМ соответственно. Другим примером демонстрации возможностей технологии является конструкция имитатора твэла реактора кипящего типа с изменяемым в ходе эксперимента профилем тепловыделения по высоте. На рис. 7 показана схема разработанного устройства имитатора, имеющего семь независимых источников электропитания с возможностью регулирования нагрузки каждой ступени. Следует сказать, что интерес к работам с такого рода имитаторами твэлов проявлялся пока за рубежом и лишь в последнее время в связи с решением задач теплообмена при загрузке в реактор МКЭР свежей кассеты появилась потребность в имитаторах с регулируемым профилем энерговыделения.

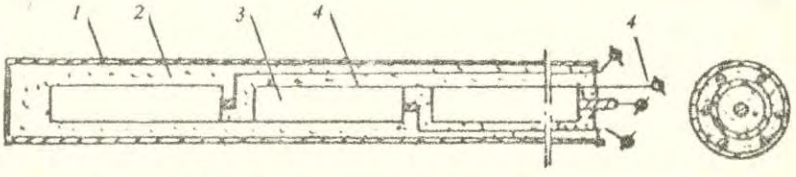


Рис. 7. Схема устройства имитатора твэла реактора кипящего типа с изменяемым профилем тепловыделения: *1* — оболочка; *2* — изолятор; *3* — трубчатый нагревательный элемент; *4* — токоподводы

В заключение можно отметить, что накопленный к настоящему времени опыт и технические возможности позволяют решить задачу серийного производства имитаторов твэлов энергетических реакторов практически любого типа. Следует подчеркнуть более низкую стоимость их изготовления по сравнению с ценами известных аналогов [10], что немаловажно, поскольку стоимость сборки имитаторов твэлов представляется значительной, особенно для крупномасштабных стендов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Балашов С.М., Кумской В.В., Павлов А.М., Улановский А.А. Имитатор твэла для исследования аварийных теплогидравлических процессов водо-водяных реакторов. — Атомная энергия, 1992, т. 73, вып. 6, с. 470—474.
2. Балашов С.М., Павлов А.М., Емельянов А.И., Назаров С.В. Разработка имитаторов твэлов РБМК и АСТ. — Атомная энергия, 1993, т. 74, вып. 2, с. 104—108.
3. Shires G.L. An experimental study of the effect of external thermocouple on rewetting during reflood. — AEEW-R-1357, 1980.
4. Блага В., Котрнах Й., Кретт В. Теплофизическая проблематика исследования залива активной зоны реактора. — СЭВ, Семинар ТФ-78, Будапешт, 1978, т. 1, с. 319—333.
5. Gunnerson F.S., Yackle T.R. Quenching and rewetting of nuclear fuel rods. — Nucl. Techn., 1981, vol. 54, № 1, p. 113—117.
6. Балашов С.М., Коньков А.С., Павлов А.М. А.с. № 1340441, МКИГ 21С 17/06. Имитатор тепловыделяющего элемента ядерного реактора.
7. Балашов С.М., Коньков А.С., Улановский А.А. А.с. № 1499569, МКИГ 21С 17/06. Имитатор тепловыделяющего элемента ядерного реактора.

8. Piggott B., Duffey R. The quenching of irradiated fuel pins. — Nucl. Engng. Des., 1975, vol. 32, № 2, p. 182—190.
9. Sugimoto J., Sudo T., Murao J. Analytical study of thermal response simulirity between simulated fuel rods and nuclear fuel rods during reflood phase of PWR—LOCA. — J. Nucl. Sci. Techn., 1986, vol. 23, № 4, p. 315—325.
10. Kjellström B., Hernborg G. Combined Blowdown and Emergency Core Cooling Heat Transfer Experiment. S-467, Sweden, 1973.

Статья поступила в редакцию 5 декабря 1994 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 4, с. 104—110.

СОДЕРЖАНИЕ

ДИНАМИКА И УПРАВЛЕНИЕ

Митенков Ф.М., Знышев В.В., Сабаев Е.Ф., Смирнов Л.В., Пригоровский А.Л. Некоторые особенности математического моделирования динамики ядерных энергоустановок 3
Щукин Н.В., Зимин В.Г., Романин С.Д., Витрук С.Г., Корсун А.С., Батурин Д.М. Программный комплекс SKETCH для моделирования пространственной динамики перспективных быстрых реакторов 8
Беляков И.М., Санталов С.П., Шагалиев Р.М., Шумилин В.А. Программа ДГУП расчета переноса нейтронов и энерговыделения для реакторных установок 28
Гарин В.П., Ермошин М.Ю., Скорлыгин В.В. Управление по температуре теплоносителя для достижения заданного уровня мощности реактора при пуске космической ЯЭУ ТОПАЗ-2 30
Волков Ю.В., Макаренков Ю.Д., Матков А.Г. Оценка возможности безаварийного пуска космической ЯЭУ без пускового источника нейтронов 33

ИССЛЕДОВАНИЯ ПЕРЕХОДНЫХ И АВАРИЙНЫХ ПРОЦЕССОВ

Котельников Н.А. Использование рекуррентного метода для расчета ксеноновых переходных процессов в ядерном реакторе 37
Калиненко В.Н., Калмыков А.В., Елкин И.В. SiTAP: Программа моделирования переходных и аварийных режимов работы АЭС с ВВЭР . . . 40
Гольцев А.О., Мартынов Д.Н. Расчетные исследования поведения водоохлаждаемого реактора с большой теплоемкостью активной зоны при реактивностной аварии 47
Леончук М.П., Сивак З.В., Кумаев В.Я., Смирнов В.С. Расчет аварийных режимов реактора БРЕСТ-300 при нарушении целостности корпуса . . 55
Парафило Л.М., Долгов В.В., Абрамьян Р.И. Тяжелые запроектные аварии для РУ АТУ.2 (2-я очередь БиАЭС) 60
Пупко В.Я., Волков Ю.В., Ионкин В.И., Кузнецов В.И., Литицкий В.А., Макаренков Ю.Д., Марин С.Н., Овчаренко М.К., Раскач Ф.П., Шестеркин А.Г. Возможность возникновения ядерных аварий (включая запроектные) на всех этапах жизненного цикла космической ЯЭУ 70
Пупко В.Я., Макаренков Ю.Д., Марин С.Н., Матков А.Г. Исследование некоторых возможных аварий при пусковых режимах космической ЯЭУ 77

БЕЗОПАСНОСТЬ

Ионайтис Р.Р. Комплекс критериев для определения, обеспечения и повышения уровня безопасности энергоустановок 82
Гольцев А.О., Попов С.В., Цибульский В.Ф. Концепция безопасного реактора с топливными блоками на основе микротвэлов ВТГР 89
Хотылев В.А., Щукин Н.В., Зонов И.В. Развитие методов контроля и их применение для действующих и перспективных реакторов канального типа 92

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

Землянухин В.В., Балашов С.М. Разработка имитаторов твэлов для исследования аварийных процессов в реакторах с водяным теплоносителем 104

CONTENTS

DIAGNOSTICS AND CONTROL

Mitenkov F.M., Znyshev V.V., Sabayev Ye.F., Smirnov L.V., Prigorovsky A.L. Some peculiarities of the mathematical simulation of NPP's dynamics 3
Shchukin N.V., Zimin V.G., Romanin S.D., Vitruk S.G., Korsun A.C., Baturin D.M. SKETCH — a computer code for simulating the spatial dynamics of the promising fast reactors 8
Belyakov I.M., Santalov S.P., Shagaliev R.M., Shumilin V.A. Program DGUP for analysing the neutron transport and energy release in reactor plants . 28
Garin V.P., Yermoshin M.Yu., Skorlygin V.V. Achieving the disigned reactor power level during the start-up of the TOPAZ-2 space NPS using the coolant temperature control 30
Volkov Yu.V., Makarenkov Yu.D., Matkov A.G. Estimation of the possibility of a fail-safe start-up for a space nuclear power system without a neutron source 33

THE STUDY OF NON-STATIONARY AND EMERGENCY PROCESSES

Kotel'nikov N.A. Application of the recurrence method for analysing the transient xenon processes in a nuclear reactor 37
Kalinenko V.N., Kalmykov A.V., Yolkin I.V. SiTAP: Transient and emergency mode simulation program for a NPP with a VVER 40
Gol'tsov A.O., Martynov D.N. Numerical study of the behaviour of a water-cooled reactor with a high heat-capacity core in the event of a reactivity accident 47
Leonchuk M.P., Sivak Z.V., Kumayev V.Y., Smirnov V.S. Numerical analysis of the BREST-300 reactor emergency operation modes in case of the shell integrity failure 55
Parafilo L.M., Dolgov V.V., Abramyan R.I. Hypothetical severe accidents at the ATU.2 reactor (the second stage of the bilibino NPP) 60
Pupko V.Ya., Volkov Yu.V., Ionkin V.I., Kuznetsov V.I., Lititskiy V.A., Makarenkov Yu.D., Marin S.N., Ovcharenko M.K., Raskatch F.P., Shestyorkin A.G. Possibility of nuclear accidents (including those not invisaged in the project) at all the stages of a space nuclear power system's life 70
Pupko V.Ya., Makarenkov Yu.D., Marin S.N., Matkov A.G. Investigation of some possible failures in the start-up modes of a space NPP 77

SAFETY

Ionaitis R.R. A complex of criteria for determining, ensuring and increasing the safety level of power plants 82
Gol'tsev A.O., Popov S.V., Tzybul'skiy V.F. The concept of a safe reactor with the HTGR particle-type fuel slugs 89
Khotylev V.A., Shchukin N.V., Zonov I.V. The development and aplication of the monitoring methods for the channel-type reactors currently operational or being developed 92

EXPERIMENTAL STUDIES

Zemlyanukhin V.V., Balashov S.M. Developing the fuel rod simulators for studying the emergency processes in water-cooled reactors 104

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

Серия: Физика ядерных реакторов

Выпуск 4

Ответственный за выпуск С.М. Зарицкий

Редакторы О.В. Базанова, Г.Я. Кармадонова
Технический редактор С.К. Сведлова
Корректор В.П. Горячева

Подписано в печать 19.02.96. Формат 70×108/16
Печать офсетная. Усл. печ. л. 9.8. Уч.-изд. л. 10,0+0,5 вкл.
Тираж 200. Индекс 3646. 16 статей. Заказ 20

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

1.120

Индекс 3646

ISSN 0205—4671. Вопросы атомной науки и техники
Сер. Физика ядерных реакторов, 1995, вып. 4, 1—112