8. **Гончаров В.В., Егоренков П.М., Архангельский Н.В. и др.** Создание реактора ИР-8 в ИАЭ им. И.В. Курчатова (реконструкция реактора ИРТ-М). — Труды совещания специалистов по обмену опытом реконструкции исследовательских реакторов в странах—членах СЭВ. 22—25 июня 1982 г. М., 1984, с. 1—27.
9. **Буслаев В.С., Червяцов А.А., Яшин А.Ф. и др.** Опыт проведения демонтажных и монтажных работ при создании реактора ИР-8 в ИАЭ им. И.В. Курчатова. — Там же, с. 27—67.
10. **Ryazantsev E.P., Kolyadin V.I., Yakovlev V.V. e.a.** Utilization of reactor MP for testing fuel elements and construction materials. — In: Proc. of Intern. Symp. on the Utilization of Multipurpose Research Reactors and Related International Cooperation Organized by the IAEA and Held in Grenoble. 19—23 October 1987. Vienna: IAEA-SM-300/104, 1988, p. 107.
11. **Николаев Ю.Г.** Экспериментальный ядерный реактор на обыкновенной воде и обогащенном уране. I Женевск. конф., 1955. М.: Физматгиз, 1958, т. 2: Физика. Экспериментальные реакторы, с. 461—468.
12. **Миллионщиков М.Д., Кухаркин Н.Е., Пономарев-Степной Н.Н. и др.** Высокотемпературный реактор-преобразователь «Ромашка». — Атомная энергия, 1964, т. 17, вып. 5, с. 329—335.

Поступила в Редакцию 21.07.99

УДК 621.039.5

МОДЕЛИРОВАНИЕ ДИНАМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В РБМК СРЕДСТВАМИ ПОЛНОМАСШТАБНОГО ТРЕНАЖЕРА

Батурин Д.М., Страшных В.П., Выговский С.Б. (МИФИ)

Математические модели, предназначенные для описания процессов в рамках трехмерной поканальной нестационарной нейтронно-физической модели РБМК в режиме реального времени с учетом обратных связей по теплогидродинамическим параметрам активной зоны и контура циркуляции, реализованы в программном комплексе CONUKS.

CONUKS в виде модуля, описывающего поведение систем паропроизводящей установки с РБМК [1, 2], может входить в программные комплексы, описывающие энергоблок в целом, и использоваться для анализа штатных и аварийных нестационарных режимов для решения следующих задач эксплуатационной поддержки:

разработка и проверка симптомно-ориентированных инструкций для персонала АЭС;

многовариантный экспресс-анализ и планирование программ экспериментов;

проведение учебных занятий для операторов реакторной установки и энергоблока.

В настоящее время сдан в эксплуатацию полномасштабный тренажер для 2-го блока Игналинской АЭС с РБМК-1500, где CONUKS использован в качестве одного из программных модулей.

В числе рассчитываемых параметров:

реактивность, подкритичность реактора, энерговыделение;

температура топлива, паросодержание, расход теплоносителя, температура графита;

давление, расход, температура воды в элементах КМПЦ, системе продувки и расхолаживания, системе аварийного охлаждения реактора, контуре охлаждения стержней СУЗ, уровень воды в барабанах-сепараторах, гидробаллонах системы аварийного охлаждения реактора, баках контура охлаждения стержней СУЗ.

В рамках тренажера моделируются штатные и аварийные режимы работы, в том числе:

пуск и останов реактора;

переходы по мощности реактора в ручном и автоматическом режиме управления;

срабатывание штатных систем защиты реактора;

перегрузка технологических каналов;

переходные процессы на ^{135}Xe и ^{149}Sm;

аварийные процессы (их начальная стадия), связанные с полной или частичной потерей теплоносителя в результате разрывов или течей в оборудовании активной зоны и контура циркуляции теплоносителя.

В ходе верификации тренажера и CONUKS результаты численных экспериментов сопоставляли с экспериментами на реальном энергоблоке, расчетами по общепризнанным программам STEPAN, SADCO, данными нормативных документов эксплуатации энергоблока, экспертными оценками специалистов по эксплуатации энергоблока с РБМК. Результаты верификации позволили сделать вывод о пригодности CONUKS для моделирования переходных штатных и аварийных процессов в РБМК.

Программный комплекс построен по модульному принципу.

Блок нейтронно-физического расчета реактора. Рассматривается нестационарное уравнение баланса нейтронов в одногрупповом диффузионном приближении с шестью группами запаздывающих нейтронов. Уравнение записано в конечно-разностном виде с эффективным коэффициентом диффузии в каждом узле. Пространственная дискретизация определена как одна точка на каждый канал в радиальном плане и восемь точек по высоте. Решение нестационарного уравнения представлено в виде произведения амплитудной и формфункций. Для расчета амплитудной функции решается уравнение обратных часов. Система линейных алгебраических уравнений для расчета формфункции решается методом Гауса—Зейделя [3]. Блок нейтронно-физического расчета реактора использует библиотеку нейтронных констант, рассчитанных по программе GETERA [4]. Расчеты проводили для полиячеек размером 4×4 канала различного состава.

Блок теплогидравлики. Модель теплогидравлики активной зоны и контура циркуляции описывает движение двухфазного теплоносителя тремя уравнениями сохранения массы, импульса и энергии с эмпирическими поправками на неравновесность и проскальзывание фаз. Расчет средней температуры топлива базируется на предварительных прецизионных расчетах температурных полей в твэле [5, 6]. Все топливные каналы в активной зоне моделируются индивидуально с нодализацией восьми точек по высоте. В данном блоке проводится расчет трехмерных полей температуры графитовой кладки с учетом перетечек тепла между соседними ячейками.

Для проверки правильности и физической непротиворечивости работы модели нейтронной кинетики были проведены численные эксперименты по моделированию переходных процессов в РБМК-1000 без учета изменения теплотехнических параметров.

Падение одиночного стержня быстрой аварийной защиты. Методическое преимущество исследований реакции модели на возмущение сбросом отдельных стержней быстрой аварийной защиты состоит в том, что оно вводится мгновенно (по сравнению с действием запаздывающих нейтронов), влияет, в основном, на радиально-азимутальный компонент объемного распределения и должно давать очевидный легко проверяемый результат [7].

В реакции модели должны присутствовать следующие очевидные моменты:

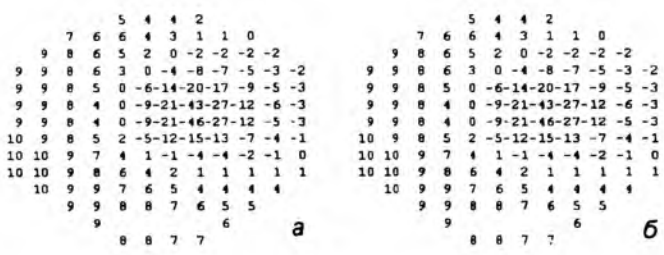
мгновенная реакция нейтронной мощности (среднего по объему потока нейтронов) на быстрое введение реактивности — скачок на мгновенных нейтронах;

характерная деформация относительного радиально-азимутального распределения плотности потока нейтронов в виде резкого провала в ближайшей окрестности упавшего стержня быстрой аварийной защиты и монотонного повышения по мере удаления от места внесения возмущения;

амплитуда деформации для стержня быстрой аварийной защиты, находящегося вблизи периферии реактора, больше по сравнению с близкими к центру стержнями;

после остановки стержня быстрой аварийной защиты наблюдается дальнейший спад нейтронной мощности с установившимся периодом, соответствующим введенной реактивности.

На рис. 1 представлены результаты моделирования ввода стержней быстрой аварийной защиты в активную зону.



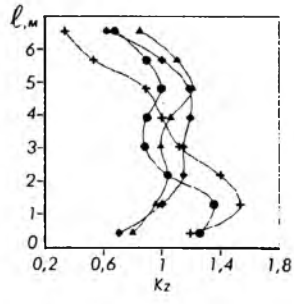
Р и с. 1. Изменение радиальной формы поля при падении стержней быстрой аварийной защиты 30-43 (*а*) и 64-27 (*б*)

Срабатывание аварийной защиты и останов реактора. Режим со срабатыванием аварийной защиты и остановом реактора (АЗ-5 для РБМК-1000, АЗ-1 для РБМК-1500) интересен, в частности, для оценки достоверности моделирования динамики аксиального компонента объемного распределения нейтронного потока.

В условиях теста относительное среднее по радиусу распределение потока по высоте должно вести себя следующим образом:

в начале движения стержней в активную зону основная часть поглотителя вводится стержнями ручного регулирования в верхнюю часть активной зоны, что увеличивает поток внизу реактора. На определенной стадии ввода стержня ручного регулирования высотное распределение выравнивается, затем возникает перекос вверх, связанный с меньшим выгоранием верхней части ТВС и перераспределением поглотителя на стержнях СУЗ;

после остановки всех стержней в полностью погруженном положении нейтронная мощность продолжает снижаться. На последней стадии остановка на уровне долгоживущих источников нейтронов период реактора равен периоду распада самой долгоживущей группы запаздывающих нейтронов (~ 80 с). В период после остановки стержней перекос аксиального поля вверх сначала незначительно увеличивается, затем при выходе на уровень долгоживущих источников заметно уменьшается, так как профиль распределения потока нейтронов начинает существенно определяться распределением долгоживущих источников, близким к профилю энерговыделения на номинальной мощности (достаточно равномерным).



Р и с. 2. Изменение аксиального профиля поля нейтронов в режиме АЗ-1 по времени: 0 (◆), 3 (●), 10 (+) и 30 с (▲)

Изменение аксиального профиля нейтронного поля в процессе режима АЗ-1, рассчитанное с помощью CONUKS, представлено на рис. 2. Очевидно, что модель адекватно воспроизводит динамику аксиального профиля.

Самоход стержня ручного регулирования 10-39. Рассмотрим аварийный процесс, вызванный заданием неисправности в блоке управления сервопривода ручного стержня 10-39, что привело к его самопроизвольному извлечению на полный ход с рабочей скоростью 40 см/с.

1. На 4-й секунде в 7-й зоне локального автоматического регулирования произошло превышение уставки безопасности по локальной мощности и сформировался сигнал АЗ-6 (локальное аварийное превышение мощности), приведший к выработке сигнала АЗ-3 (снижение мощности реактора до 50%).

2. Стержень локального автоматического регулирования 18-43 в 7-й зоне заблокировался.

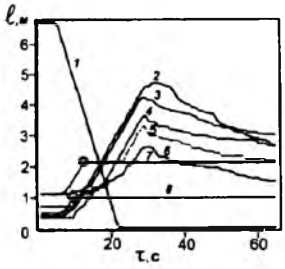
3. Все стержни системы локального автоматического регулирования (кроме 7-й зоны) начинают вводиться в активную зону по сигналу АЗ-3.

4. Несмотря на снижение интегральной мощности реактора, происходит повторное формирование сигнала АЗ-6 в 7-й зоне локального автоматического регулирования и

8-й зоне, соседней к ручному стержню 10-39, что приводит к блокированию стержня локального автоматического регулирования 06-31. Снижение локальной мощности в 7-й и 8-й зонах обеспечивается системой локальной аварийной защиты.

5. Максимальное значение разбаланса устройств задания мощности наблюдается для боковой ионизационной камеры номер 9, расположенной непосредственно напротив ручного стержня 10-39. Разбаланс устройств задания мощности для камер № 11 и 7 достигает максимум 6%, что недостаточно для срабатывания аварийной защиты по мощности и останова реактора.

6. Максимальное увеличение локальной мощности топливного канала 11-39, расположенного рядом с ручным стержнем 10-39, составило 200%, повышение средней мощности топливного канала — 155%. При этом мощность в начале самохода увеличивалась в нижних слоях, где перемещался поглотитель стержня 10-39, и уменьшалась в верхних, где больше сказывалось влияние стержней системы локального автоматического регулирования, перемещавшихся с верха активной зоны.



Р и с. 3. Положение стержней системы локального автоматического регулирования 18-31 (*2*), 30-07 (*3*), 18-19 (*4*), 18-07 (*5*), 06-19 (*6*), 06-31 (*7*), 18-43 (*8*) в процессе самохода стержня ручного регулирования 10-39 (*1*): ○, ❖ — момент появления сигнала АЗ-6 в 8-й и 7-й зоне соответственно

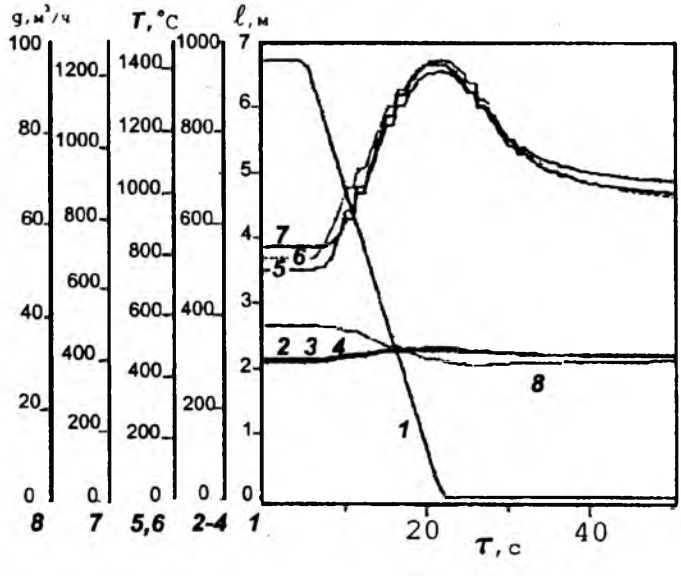
7. Максимальное увеличение температуры в центре топлива в топливном канале 11-39 составило 600 °С.

8. Максимальный рост средней температуры оболочки топлива в топливном канале 11-39 составил 25 °С.

9. Снижение расхода теплоносителя в топливном канале 11-39 составило 9 т/ч при начальном расходе 38 т/ч.

На рис. 3, 4 представлена информация о положении стержней СУЗ и теплофизических параметрах в соседнем топливном канале в процессе самохода ручного стержня 10-39, хорошо согласующаяся с экспериментальными и расчетными данными.

Разрыв опускного трубопровода. Рассматривается разрыв опускного трубопровода в помещении барабана-сепаратора. При разрыве опускного трубопровода возникает утечка теплоносителя из КМПЦ в помещение барабана-сепаратора, где возрастает давление. По сигналу повышения давления в помещении барабана-сепаратора выше 2 кПа (избыточного) срабатывает система защиты реактора и формируется сигнал системе аварийного охлаждения реактора. Уровень воды в барабане-сепараторе снижается. По сигналу снижения уровня до −1000 мм срабатывает САОР. По ее сигналу открываются быстродействующие задвижки на линии подачи воды из гидробаллонов САОР и питательных электронасосов



Р и с. 4. Изменение максимальной температуры оболочки твэла в топливном канале 10-38 (*2*), 10-40 (*3*), 11-39 (*4*), максимальной температуры топлива в топливном канале 10-38 (*5*), 10-40 (*6*), 11-39 (*7*) и расхода теплоносителя в топливном канале 11-39 (*8*) в процессе самохода стержня СУЗ 10-39 (*1*)

в коллекторы САОР. Эти задвижки открываются только на линии подачи воды в аварийную петлю. Одновременно вводятся в действие подсистемы длительного расхолаживания: включаются аварийные питательные электронасосы и насосы САОР, начинают открываться клапаны на линии подачи воды от этих насосов в коллекторы САОР обеих половин.

Через 45 с после старта САОР задвижки на линии подачи воды из гидробаллонов частично закрываются и расход из гидробаллонов уменьшается. В дальнейшем по сигналу снижения уровня в гидробаллонах закрываются соответствующие задвижки, и подача воды из гидробаллонов прекращается.

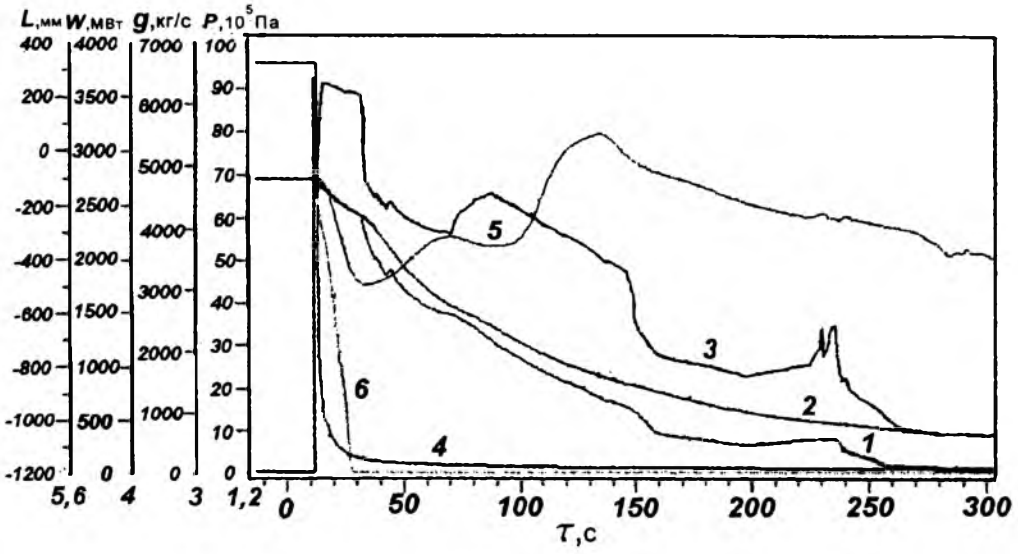
Главный циркуляционный насос в аварийной петле отключается по сигналу снижения расхода или вследствие запаривания при исчерпании запаса воды в барабане-сепараторе. Питательные электронасосы отключаются при исчерпании запаса воды в деаэраторах. После этого дальнейшее охлаждение реактора осуществляется посредством подачи воды от насосов САОР.

В качестве сравнительных данных для рассмотрения аварии, связанной с разрывом опускного трубопровода, принят расчет [8], в котором приведены расчетные данные для режима с одновременным разрывом двух опускных трубопроводов в одной петле при начальном уровне в барабане-сепараторе −400 мм. Утечка в первый момент при этом достигает 13 т/с.

Уровень в барабане-сепараторе аварийной петли вследствие утечки быстро снижается и через 10 с достигает границы шкалы прибора −1200 мм. Уровень в барабане-сепараторе неаварийной петли сначала снижается до −700 мм вследствие режима АЗ-1, затем из-за работы регуляторов и подачи воды САОР растет. Давление в барабанах-сепараторах обеих половин снижается. САОР срабатывает через 8 с.

В тесте модели CONUKS рассматривается разрыв одного опускного трубопровода при начальном уровне в барабане-сепараторе −100 мм (рис. 5). Утечка в первый момент 6500 кг/с.

Уровень в барабане-сепараторе аварийной половины снижается до −1200 м за 18 с, неаварийной петли сначала уменьшается до −450 мм, затем растет, давление в барабанах-сепараторах обеих половин снижается. САОР срабатывает после 15 с. Вслед-



Р и с. 5. Давление в барабане-сепараторе аварийной (*1*) и неаварийной петли (*2*), расход утечки (*3*), мощность реактора (*4*), уровень воды в барабане-сепараторе неаварийной (*5*) и аварийной петли (*6*) при разрыве опускного трубопровода

ствие вдвое большей утечки процессы, описанные в исследованиях [8], идут быстрее. Различия начального уровня в барабанах-сепараторах обусловливают разную глубину провала в барабане-сепараторе неаварийной петли.

Таким образом, качественное поведение параметров в тесте модели CONUKS соответствует ожидаемому.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Almenas K., Kaliatka A., Uspuras E. IGNALINA RBMK-1500. A Source Book. Kaunas, 1994.
2. Отчет по безопасности. Описание систем. ИАЭС, 1995.
3. Фейнберг С.М., Шихов С.Б., Троянский В.Б. Теория ядерных реакторов. Т. 1. Элементарная теория реакторов. Учебник для вузов. М.: Атомиздат, 1978.
4. Белоусов Н.И., Бычков С.А., Марчук Ю.В. и др. Краткое описание программы GETERA. Отчет МИФИ, 1990.
5. Методика теплогидравлического расчета сборок тепловыделяющих элементов ядерных реакторов типа РБМК. НИКИЭТ, РТМ 95 1181-83.
6. Кузнецов А.М., Стерман Л.С., Стюшин Н.Г. Гидродинамика и теплообмен при парообразовании. М.: Энергоатомиздат, 1989.
7. Экспертное заключение по результатам обследования качества воспроизведения физических процессов в энергоблоках второй очереди ЛАЭС в полномасштабном тренажере. НИКИЭТ, 1997.
8. Отчет по безопасности. Игналинская АЭС, 1997.

Поступила в Редакцию 12.05.99

УДК 621.039.577+519.2+541.15

НОВЫЙ ПОДХОД К АНАЛИЗУ ПОКАЗАТЕЛЕЙ ВОДНО-ХИМИЧЕСКОГО РЕЖИМА ПЕРВОГО КОНТУРА РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК АЭС С ВВЭР

Бельнов В.К., Сердюков С.И. (Химический факультет МГУ им. М.В. Ломоносова), Кабакчи С.А. (ГНЦ РФ — НИФХИ им. Л.Я. Карпова), Архипов О.П. (ОКБ «Гидропресс»), Бугаенко В.Л. (ГНЦ РФ — ИТЭФ)

Результаты штатного контроля состава теплоносителя первого контура реакторных установок АЭС с ВВЭР свидетельствуют о том, что концентрация веществ, входящих в его состав, не является стационарной. Ее колебания обусловлены, во-первых, технологическими причинами, связанными с режимом работы реактора, — изменением мощности, расхода продувки первого контура, дозировки химических реагентов и др., во-вторых, физико-химическими, зависящими от состава теплоносителя и его взаимодействия с поверхностью оборудования, и, наконец, методическими, обусловленными погрешностью аналитических методик. Сочетание этих факторов приводит к тому, что фиксируемые при химическом контроле колебания концентрации большинства компонентов теплоносителя следует рассматривать как случайный процесс. Вместе с тем в некоторых случаях необходимо выявить объективные закономерности поведения и взаимовлияния веществ, входящих в состав теплоносителя. К таким случаям относят расследование инцидентов, одной из вероятных причин которых могут быть особенности водно-химического режима на конкретном реакторе в определенный промежуток времени, обоснование корректировки его норм для их оптимизации, когда требуется объективно установить влияние технологических добавок на поведение различных примесей теплоносителя. Кроме того, знание этих закономерностей необходимо при разработке математических моделей и верификации расчетных кодов, моделирующих поведение теплоносителя.