

Татаринский А. Ю. (ш. 39.)

ISSN 0205—4671

**РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
“КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ”**

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ:

Физика ядерных реакторов

ВЫПУСК

1

2005

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР “КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ”

**В О П Р О С Ы
А Т О М Н О Й
Н А У К И
И
Т Е Х Н И К И**

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

СЕРИЯ:

Ф И З И К А Я Д Е Р Н Ы Х Р Е А К Т О Р О В

ИЗДАЕТСЯ С 1989 г.

ВЫПУСК 1

**ДИНАМИКА И БЕЗОПАСНОСТЬ
ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК**

ИЗДАЕТСЯ С 1971 г.

МОСКВА – 2005

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

Редакционная коллегия серии :

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

Редакционная коллегия выпуска :

В.В. Безлепкин, С.Н. Богдан, В.Н. Васекин, А.Д. Ефанов, О.Б. Клочков, А.И. Колесников,
А.С. Коршунов, А.Е. Крошилин, Э.С. Куропатенко, С.Д. Малкин (гл. редактор), В.М. Махин,
О.И. Мелихов, В.В. Пчелин (отв. секретарь выпуска), Е.Ф. Сабаев, Л.В. Смирнов (зам. гл.
редактора), В.П. Соловьев, В.Ф. Стрижов, С.Б. Чебышов, Н.В. Щукин, К.И. Яковлев

В выпусках "Динамика и безопасность ядерных энергетических установок" публикуются материалы по следующим вопросам:

- математическое моделирование динамических процессов в ЯЭУ и их элементах;
- результаты экспериментов по устойчивости стационарных процессов и обоснованию математических моделей ЯЭУ;
- расчетные исследования управления, переходных и аварийных процессов;
- расчетные исследования устойчивости стационарных режимов ЯЭУ;
- диагностика систем и оборудования ЯЭУ;
- описания и аннотации программ расчетов динамики и экспериментальных исследований;
- расчетно-теоретическое обоснование работоспособности и ресурса оборудования ЯЭУ.

The issues of "Dynamics and Safety of Nuclear Power Plants" contain information on the following subjects:

- mathematical simulation of dynamic processes in NPP and their components;
- experimental results on the stability of stationary processes and substantiation of mathematical models of the NPP dynamics;
- computational analysis of controlling the transient and emergency processes;
- computational analysis of stability of NPP's stationary modes;
- diagnostics of NPP's equipment and systems;
- description and summaries of programs for dynamic analysis and experimental studies;
- computational and theoretical substantiation of serviceability and resource of the NPP equipment.

**Настоящий выпуск сборника "Динамика и безопасность ЯЭУ"
посвящается 40-летию
корпусного кипящего реактора ВК-50 (г. Димитровград)**

ДИНАМИКА И УПРАВЛЕНИЕ

УДК 621.039.512/519

**Характеристики активной зоны реактора ВК-50 с повышенным
водно-топливным отношением**

С.Н. Антонов, И.И. Семидоцкий, Н.П. Туртаев, В.Е. Шмелев,
ФГУП "ГНЦ РФ НИИАР", 433510, г. Димитровград-10 Ульяновской обл.

Представлены результаты модернизации активной зоны реактора ВК-50 при переходе от конструкции ТВС с водно-топливным отношением (ВТО) 2,2 на ТВС с ВТО 3,0. Показано, что при таком переходе сохранились высокие саморегулирующие свойства реактора при одновременном повышении глубины выгорания топлива и запаса устойчивости.

VK-50 REACTOR CORE CHARACTERISTICS WITH INCREASED WATER-FUEL RATIO. S.N. ANTONOV, I.I. SEMIDOTSKY, N.P. TURTAEV, V.E. SHMELEV. The results of VK-50 reactor core refurbishment are presented with regard to replacement of the fuel assembly having 2.2 water-fuel ratio for fuel assembly with 3.0 water-fuel ratio. It is demonstrated that high self-control reactor capabilities are preserved with provision for simultaneous fuel burnup and stability margin increase.

Высокие значения отрицательного парового эффекта реактивности в реакторе ВК-50 и естественная циркуляция теплоносителя обеспечивают высокий уровень внутренних свойств безопасности, но это приводит к уменьшению выгорания топлива по сравнению с реакторами ВВЭР и ВВР [1, 2]. Одним из способов повышения глубины выгорания топлива является выбор оптимального ВТО в активной зоне.

Сложность оптимизации заключается во взаимозависимости всех характеристик реактора, в том числе таких базовых для рабочего режима, как мощность, давление, расход теплоносителя и положение органов регулирования. Поскольку гидравлические характеристики определяются конструкцией не только активной зоны, но и всего контура естественной циркуляции, конкретный характер указанной взаимосвязи существенно зависит от конструктивных особенностей реактора. Поэтому не представляется возможным при выборе конструктивных параметров топливной решетки дать обоснованные рекомендации по определению конкретного объемного соотношения воды и топлива, оптимального для всех кипящих реакторов, работающих в различных режимах. В принципе оптимизация топливной решетки должна производиться для каждой установки индивидуально. Тем не менее представленный здесь материал в целом позволяет определить эффективные пути решения проблемы повышения экономичности установок типа ВК.

1. Конструкция реактора и активной зоны

Реактор ВК-50 состоит из корпуса высокого давления и размещенных в нем таких элементов, как активная зона; обечайка, создающая тяговый и опускной участки контура есте-

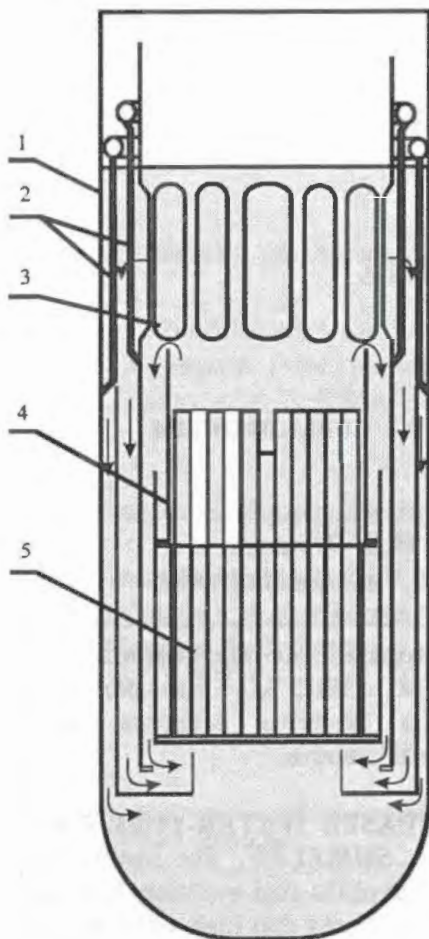


Рис. 1. Реактор ВК-50: 1 – корпус; 2 – патрубки подачи питательной воды; 3 – переливные окна; 4 – тяговый участок; 5 – активная зона

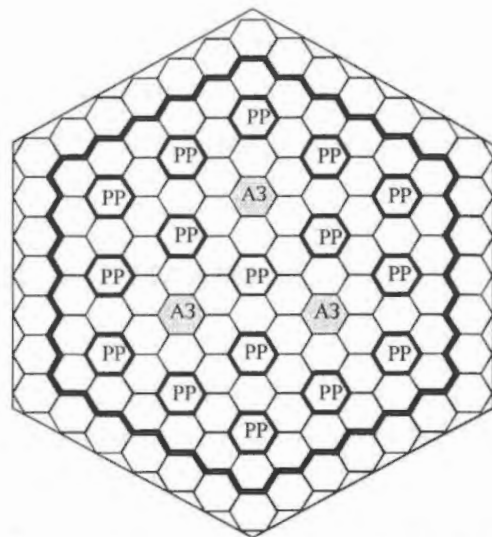


Рис. 2. Активная зона реактора ВК-50: \bigcirc – ТВС; PP – кассета с ручным регулированием (РР); АЗ – кассета АЗ

ственной циркуляции; рабочие органы СУЗ с исполнительными механизмами для перемещения; устройства подачи питательной воды и отвода пара и др. (рис. 1). Активная зона включает 72 рабочих ТВС, 16 рабочих органов с ручным управлением и 3 кассеты аварийной защиты (АЗ). Схема активной зоны приведена на рис. 2.

Водяной теплоноситель в активную зону поступает снизу в периферийные ТВС по “горячему” опускному участку без недогрева, а в центральные ТВС по “холодному” опускному участку с недогревом 3...5 °С. Вода закипает на начальном участке активной части ТВС и паросодержание увеличивается по высоте активной зоны.

2. Изменение конструкции ТВС при повышении ВТО

Таблица 1. Характеристики твэла

Параметр	Значение
Длина, мм	2 078 ± 3,3
Внешний диаметр оболочки, мм	9,1
Толщина оболочки, мм	0,65
Материальный состав оболочки, мм	Сплав Э110 (Zr + 1 %Nb)
Плотность материала оболочки, г/см ³	6,5
Внешний диаметр таблетки, мм	7,58
Высота таблетки, мм	10
Высота топливной части, мм	1 980 ± 5
Диаметр отверстия в твэле, мм	1,4
Материальный состав таблетки	Двуокись урана
Плотность двуоксида урана, г/см ³	10,4
Обогащение урана-235, %	2,4; 3,0

Тепловыделяющие сборки РУ ВК-50 с ВТО 2,2 представляют собой пучок из 162-х стержневых твэлов и 6-ти СВП, помещенный в правильном шестигранном чехле из циркониевого сплава с “размером под ключ” 176 мм и толщиной 1,5 мм (рис. 3). На концах ТВС имеются хвостовики, изготовленные из нержавеющей стали. Переход на ВТО 3,0 осуществлялся путем замены отдельных твэлов (табл. 1) на циркониевые трубки длиной 800 мм, заглушенные снизу и открытые сверху (рис. 4). Твэлы с аналогичным топливом и конструктивными характеристиками хорошо зарекомендовали себя на реакторах ВВЭР.

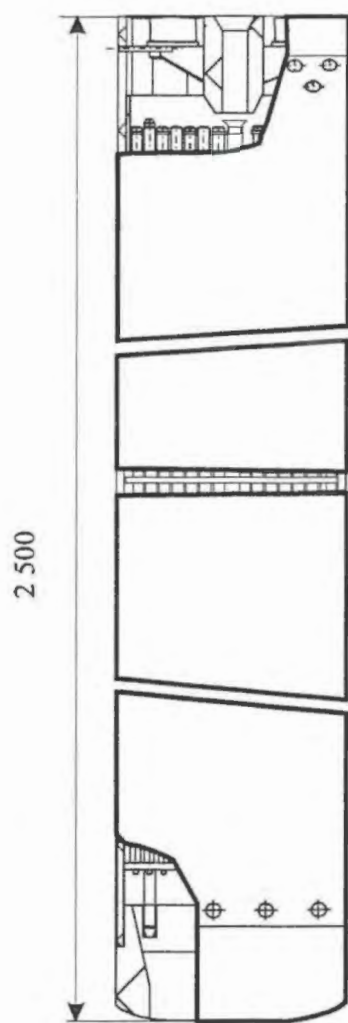
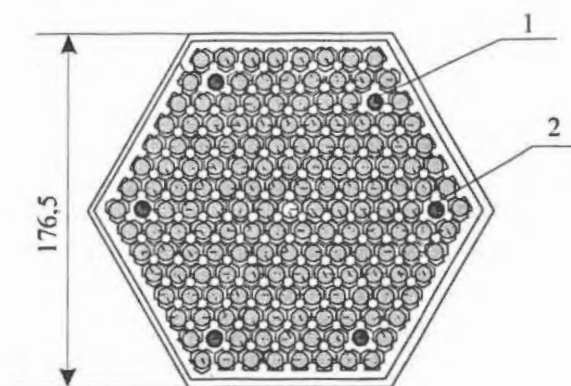
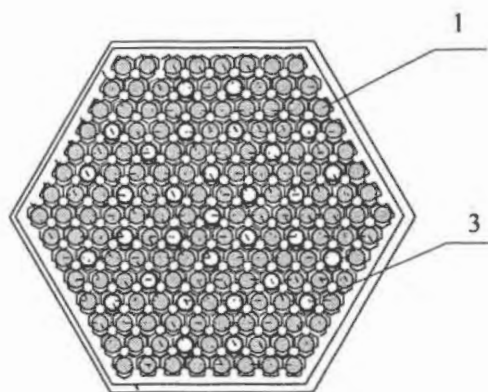


Рис. 3. ТВС



ВТО 2,2



ВТО 3,0

Рис. 4. Сечение ТВС: 1 – твэл; 2 – СВП; 3 – водяные трубки

3. Сравнительные характеристики активных зон с ВТО 2,2 и 3,0

ТВС с ВТО 3,0 начали загружать в активную зону, начиная с 1985 г. В период до 1990 г. все загружаемые ТВС имели обогащение топлива 2,4 % по ^{235}U . С 1991 г. начался постепенный перевод активной зоны на ТВС с обогащением топлива 3 % (с сохранением ВТО 3,0) по ^{235}U , который закончился в 1995 г.

В процессе перехода на новые ТВС и в последующий период проводились эксперименты с определением температурного эффекта реактивности, неравномерности энерговыделения по объему активной зоны, границы резонансной неустойчивости. Исследовались переходные процессы при изменении подачи питательной воды и расхода пара, а также при введении положительной реактивности. В табл. 2 приводятся экспериментальные данные по наиболее важным интегральным характеристикам активных зон с различным ВТО.

Основным результатом перехода на новую конструкцию ТВС явилось увеличение глубины выгорания топлива. Оно обусловлено прежде всего уменьшением температурного и парового эффектов реактивности и увеличением расхода теплоносителя.

Устойчивость реактора в режимах выхода в критическое состояние и разогрева теплоносителя до кипения определяется величиной и знаком температурного эффекта реактивности. На стадии оптимизационных расчетов знак температурного эффекта реактивности стал основным ограничивающим фактором по увеличению ВТО [3]. Эффект реактивности должен быть достаточно малым, но оставаться отрицательным во всем диапазоне температур.

Т а б л и ц а 2. Сравнительные характеристики активных зон с ВТО 2,2 и 3,0 при мощности 200 МВт и давлении 5 МПа

Параметр	ВТО	
	2,2	3,0
Общая масса топливной загрузки, т	10,5	8,5
Скорость теплоносителя на входе в ТВС, м/с	0,9...1,0	1,0...1,1
Температурный эффект реактивности при разогреве от 20 до 220 °С, % $\Delta k/k$	-3,0	-1,5
Паровой эффект реактивности при увеличении мощности до 200 МВт, % $\Delta k/k$	-10	-5
Неравномерность энерговыделения по поперечному сечению ТВС	1,25	1,08
Неравномерность энерговыделения по радиусу активной зоны	1,3...1,5	1,3...1,5
Неравномерность энерговыделения по высоте ТВС для полностью извлеченных РР	1,5...1,7	1,3...1,7
Выгорание выгружаемого топлива для обогащения 3 % по ^{235}U , МВт·сут/кг урана	21...22	25...27

Поэтому в начале почти всех кампаний реактора по специальной методике проводились измерения температурного эффекта реактивности [4]. На рис. 5 приведены зависимости температурных эффектов реактивности активных зон для ВТО 2,2 и 3,0. Общий температурный эффект для активной зоны с ВТО 3,0 при разогреве от 20 до 220 °С составляет величину $(1,5 \pm 0,5) \% \Delta k/k$, а для активной зоны с ВТО 2,2 – величину $(3 \pm 0,5) \% \Delta k/k$ [5].

Пусковые режимы реактора ВК-50 предполагают использование раствора борной кислоты, которая выводится по мере повышения мощности реактора. Значения концентрации, соответствующие выходу в критическое состояние, составляют ~ 3,5 г/л для ВТО 2,2 и ~ 1,7 г/л для ВТО 3,0 (рис. 6). Это позволило разработать безопасный режим выхода в критическое состояние и повышения мощности с борной кислотой при концентрации 1,5 г/л.

Одним из важных параметров, характеризующих работу кипящего реактора, служит паровой эффект реактивности. Знак и величина парового эффекта реактивности определяющим образом влияют на статические и динамические свойства кипящего реактора, а также стабильность его работы (рис. 7). Паровой эффект определялся расчетом, в котором моделировались критические состояния на различных уровнях мощности для активных зон с ВТО 2,2 и 3,0. Затем при тех же параметрах активной зоны реактора определялись паровые эф-



Рис. 5. Зависимость температурного эффекта реактивности от температуры воды: 1 – ВТО 3,0; 2 – ВТО 2,2



Рис. 6. Зависимость температурного эффекта реактивности от концентрации борной кислоты: 1 – ВТО 3,0; 2 – ВТО 2,2

факты реактивности при полностью выведенных из активной зоны органах регулирования. Паровой эффект реактивности определялся как $\rho_{\phi} = \rho_i - \rho_0$, где ρ_i – реактивность на имитируемом уровне мощности; ρ_0 – реактивность при рабочей температуре теплоносителя без пара в активной зоне.

4. Динамические характеристики активной зоны с ВТО 3,0

Повышение ВТО улучшило стабильность активной зоны (запас до границы устойчивости), что позволило обеспечить достаточно высокий уровень мощности при снижении рабочего давления с 7,0 до 5,0 МПа. При этом свойства саморегулирования реактора сохранились на достаточно высоком уровне. На рис. 8...12 представлены результаты динамических экспериментов с нанесением возмущений по реактивности, подаче питательной воды и отбору пара, выполненных на мощности до 170 МВт и рабочем давлении до 4,0 МПа. Во всех режимах устанавливалось новое стационарное состояние, процесс во времени развивался плавно, всплесков мощности и давления не наблюдалось.

На рис. 8 показано поведение реактора при вводе положительной реактивности с помощью трех центральных органов СУЗ. В исходном стационарном состоянии реактора три центральных регулятора непрерывно извлекались из активной зоны. В первом случае вводилась реактивность $\sim 2,5\% \Delta k/k$, а во втором $\sim 1,2\% \Delta k/k$. После внесенных возмущений реактор в течение первых 6...7 мин не подвергался оперативному вмешательству персонала. В первом случае мощность реактора после ввода положительной реактивности стала плавно повышаться и увеличилась на 38...40% за ~ 180 с. Во втором случае мощность повысилась за ~ 90 с на $\sim 19\%$.

На рис. 9 и 10 представлены переходные процессы в реакторе при изменении расхода питательной воды. В исходном состоянии реактор работал в стабильном режиме. Возмущение вносилось с помощью регулирующего клапана на расход питательной воды. В первом случае при увеличении расхода питательной воды на ~ 9 кг/с мощность реактора плавно в течение 270...300 с повысилась на $\sim 16\%$, а давление в течение ~ 360 с на $\sim 0,275$ МПа. Увеличение расхода питательной воды вызвало соответствующее увеличение уровня воды в корпусе с 40 до 80% в течение ~ 180 с, после чего уровень стал постепенно снижаться. Во втором случае при резком уменьшении расхода питательной воды на $\sim 19,5$ кг/с (рис. 10) мощность реактора плавно в течение 96 с снизилась на 16...17% от исходного значения, а давление монотонно снижалось в течение ~ 420 с (на $\sim 0,07$ МПа). Уровень воды за ~ 150 с снизился с 62 до 38%. Анализ данных режимов свидетельствует о высоких свойствах саморегулирования реактора при этих возмущениях.



Рис. 7. Зависимость парового эффекта реактивности от мощности реактора: 1 – ВТО 3,0; 2 – ВТО 2,2

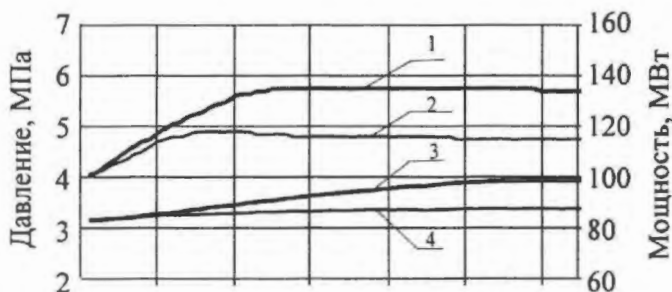


Рис. 8. Ввод положительной реактивности: 1 – изменение мощности при вводе $2,5\% \Delta k/k$; 2 – изменение мощности при вводе $1,2\% \Delta k/k$; 3 – изменение давления при вводе $2,5\% \Delta k/k$; 4 – изменение давления при вводе $1,2\% \Delta k/k$

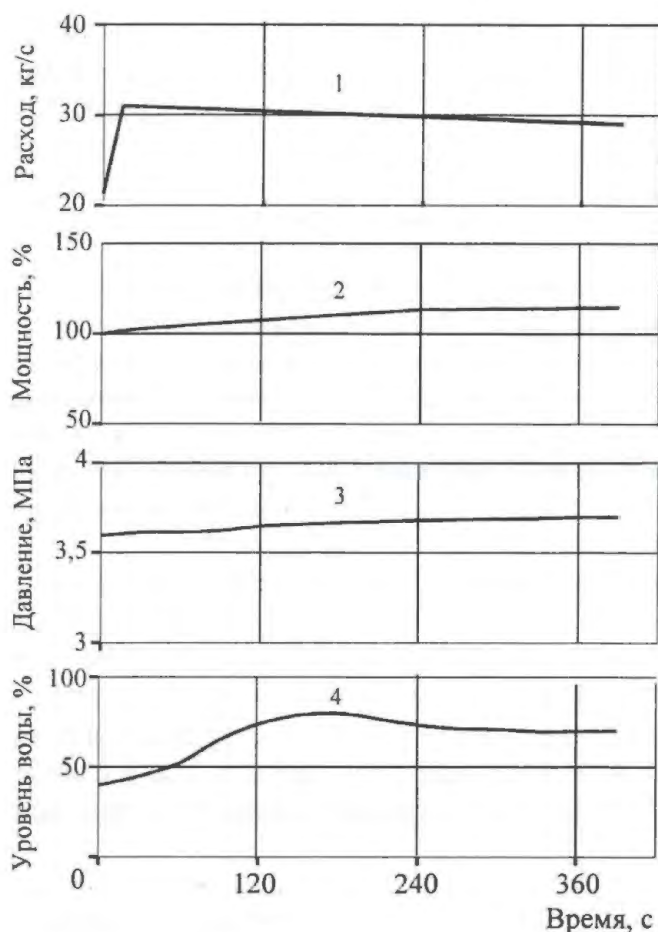


Рис. 9. Увеличение расхода питательной воды на 32 т/час: 1 – расход питательной воды; 2 – мощность; 3 – давление; 4 – уровень воды

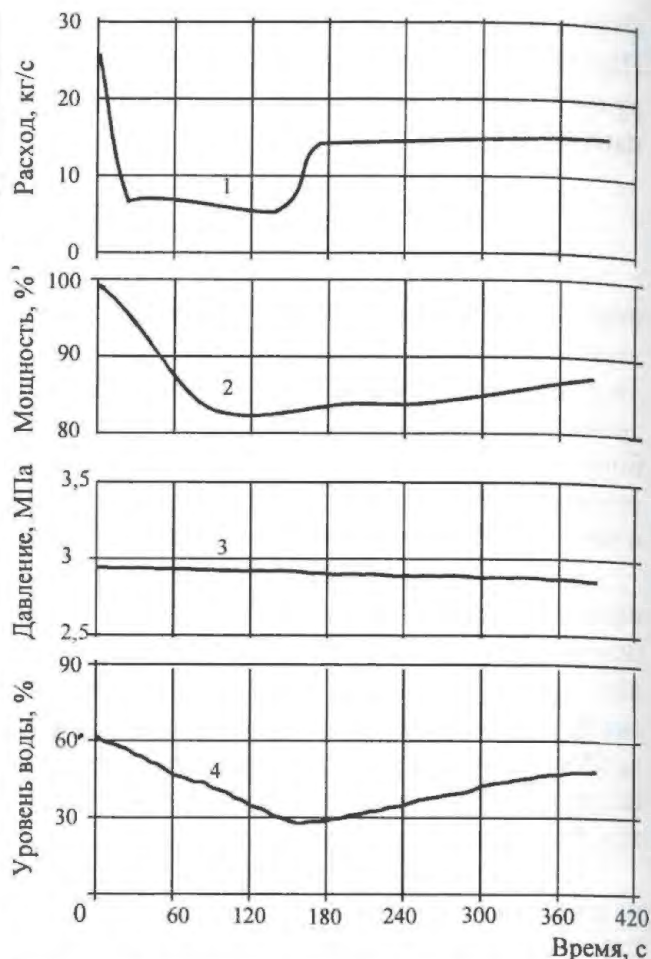


Рис. 10. Уменьшение расхода питательной воды: 1 – расход питательной воды; 2 – мощность; 3 – давление; 4 – уровень воды

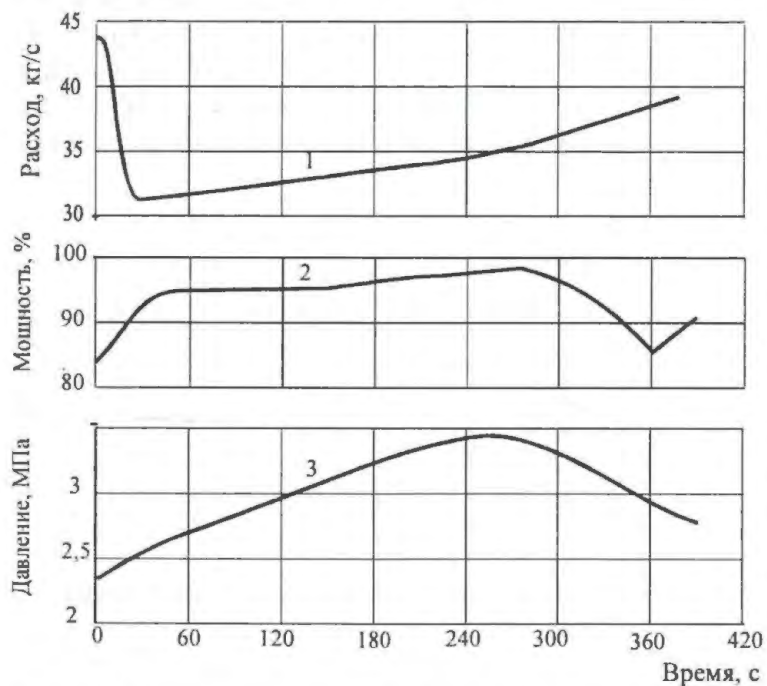


Рис. 11. Уменьшение расхода пара: 1 – расход пара; 2 – мощность; 3 – давление

Переходные процессы в реакторе при изменении расхода пара представлены на рис. 11 и 12. В стационарном исходном состоянии с помощью одного из регулирующих клапанов на главных паропроводах вносилось возмущение по расходу пара и регистрировались параметры переходного режима.

На рис. 11 представлены переходные процессы при резком уменьшении расхода пара из реактора по одному из паропроводов (на рисунке представлено изменение расхода пара именно по этому паропроводу). Уменьшение расхода пара на ~ 12 кг/с вызвало в течение ~ 50 с повышение мощности примерно на 35 %, причем наиболее интенсивный рост мощности отмечен в течение первых ~ 30 с. В интервале 60...120 с мощность практически

стабилизировалась, а затем стала медленно повышаться в связи с продолжающимся ростом давления.

Давление непрерывно повышалось в течение ~ 250 с (с 2,85 до 3,86 МПа), после чего начало снижаться в связи с оперативным вмешательством по увеличению расхода пара. Это вмешательство вызвано тем, что давление в реакторе могло выйти за установленные пределы (т.е. выше 4,0 МПа). Этим также вызвано и понижение мощности после ~ 270 с.

Изменение мощности и давления явно выходит за рамки статической характеристики особенно на начальном этапе процесса. Интенсивный рост мощности на начальном этапе в первую очередь обусловлен повышением разности температур воды и пара в связи с неравновесным характером процесса, что эквивалентно увеличению недогрева воды на входе в активную зону. По мере стабилизации процесса изменение мощности начинает приближаться к статической характеристике.

Интенсивный рост давления в реакторе вызвал уменьшение перепада давления между напором питательного насоса и реактором, что естественно привело к значительному снижению расхода питательной воды. Резкое уменьшение расхода пара вызывает значительный рост мощности и давления, что в условиях нормальной эксплуатации может быть ограничено срабатыванием АЗ (по уровню мощности и давления). Однако и в этом случае очевидны свойства саморегулирования, ограничивающие повышение мощности, если защитные системы не срабатывают.

В другом эксперименте (рис. 12) при резком увеличении расхода пара из реактора (представлен расход пара по одному паропроводу) мощность реактора в первые 12...13 с резко снизилась на $\sim 12\%$, а затем через 25...30 с от начала процесса восстановилась до уровня $\sim 96\%$ от исходного значения. В дальнейшем процессе мощность постепенно понижалась в связи с понижением давления.

Резкое снижение мощности на первом этапе процесса обусловлено интенсивным вскипанием теплоносителя, что вызвало повышение объемного паросодержания в активной зоне. Частичная стабилизация расхода пара привела к некоторому восстановлению мощности, обусловленному соответствующей динамикой паросодержания.

Давление в реакторе с начала процесса непрерывно снижалось и стабилизировалось через ~ 240 с после восстановления расхода пара. Увеличение расхода пара, естественно, привело к повышению паросодержания теплоносителя, что вызвало и соответствующее повышение уровня воды. Анализ переходных процессов в данном эксперименте показывает плавный характер изменения основных параметров, не приводящий к нарушению пределов безопасной эксплуатации.

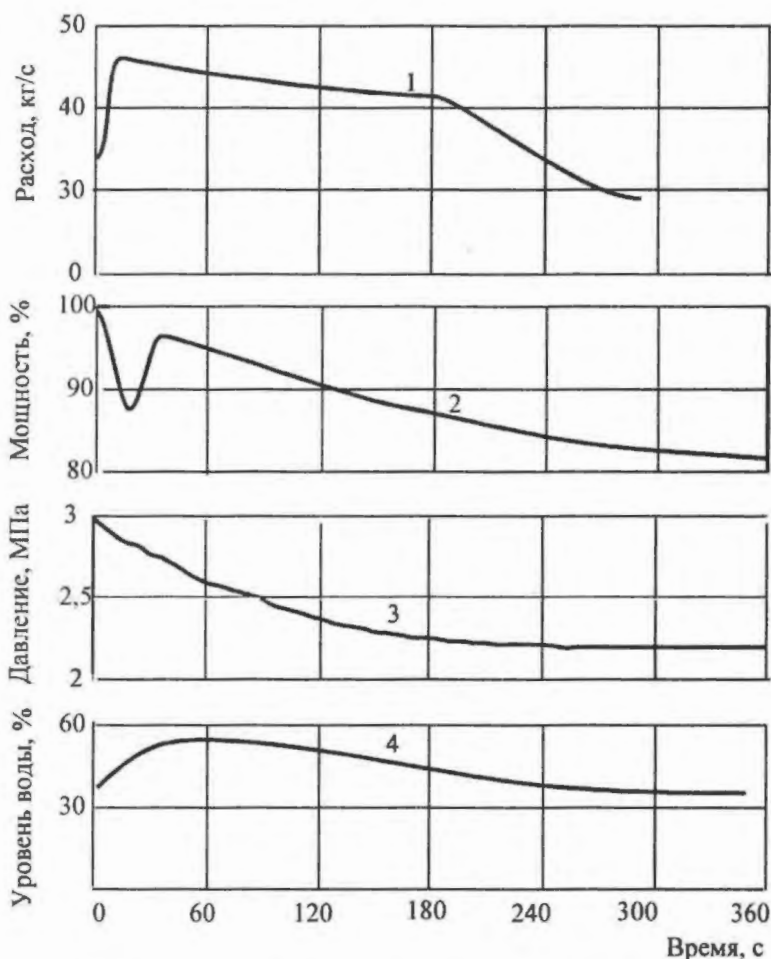


Рис. 12. Увеличение расхода пара: 1 – расход пара; 2 – мощность; 3 – давление; 4 – уровень воды

Прямое сопоставление с экспериментальными данными для зоны с ВТО 2,2 не представляется возможным, поскольку для таких зон аналогичные эксперименты проводились на сильно отличающихся режимах. Тем не менее, анализируя, например, данные работ [5, 6], можно заключить, что активная зона с ВТО 3,0, обладающая меньшими по абсолютной величине значениями парового и температурного эффектов реактивности, на изменение расхода питательной воды реагирует более плавно и менее значительно, чем активная зона с ВТО 2,2. Это служит косвенным показателем того, что колебательные свойства системы уменьшились в области не только высоких, но и низких частот.

При определенных условиях, когда паросодержание теплоносителя в активной зоне достигает некоторого критического значения, в кипящем реакторе возникает нейтронно-физическая неустойчивость. При этом происходит быстрый рост амплитуды флуктуаций нейтронной мощности с резонансной частотой около 1 Гц. Признаков других видов неустойчивости, например гидродинамической, при эксплуатации РУ ВК-50 в широком диапазоне основных параметров не обнаружено. Предельная мощность реактора по нейтронно-физической неустойчивости зависит от парового эффекта реактивности и скорости естественной циркуляции. Переход на ТВС с ВТО 3,0 не только уменьшил по абсолютной величине (в ~ 1,5 раза) паровой эффект реактивности, но и за счет расширения проходного сечения в верхней части ТВС увеличил скорость циркуляции теплоносителя на ~ 10 %. В совокупности это привело к увеличению границы резонансной неустойчивости на 35...40 МВт [5].

Заключение

В результате проведенных на РУ ВК-50 исследований нейтронно-физических и эксплуатационных характеристик реактора показано, что перевод активной зоны на ВТО 3,0 сохраняет свойства саморегулирования и самоограничения мощности и обеспечивает более высокие технико-экономические показатели, а именно:

- топливная загрузка уменьшилась на ~ 15 %;
- температурный эффект уменьшился по абсолютной величине в 2 раза и равен 1,5 % $\Delta k/k$ при разогреве от 20 до 220 °С;
- паровой эффект реактивности уменьшился в 2 раза и равен ~ - 5 % $\Delta k/k$ при увеличении мощности от 0 до 200 МВт;
- коэффициенты неравномерности по радиусу активной зоны зависят в основном от конкретной загрузки и положения органов регулирования при загрузке ТВС как с ВТО 2,2, так и с ВТО 3,0, и равны 1,3...1,5;
- осевой коэффициент неравномерности в первоначальных загрузках был достаточно высок, но по мере выгорания топлива и извлечения органов регулирования уменьшился до 1,3...1,7;
- выгорание в выгружаемых ТВС с ВТО 3,0 обогащением 3,0 % по ^{235}U по сравнению с ВТО 2,2 благодаря уменьшению парового и температурного эффектов реактивности увеличилось на ~ 25 % и равно 25...27 МВт-сут/кг урана;
- граница мощностной резонансной неустойчивости сдвинулась на ~ 30% в сторону больших уровней мощности, что связано с увеличением скорости циркуляции и уменьшением парового эффекта реактивности.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Рип Ф., Адамантиадес А., Кентон Дж. и др. Справочник по ядерной энерготехнологии: Пер. с англ. под ред. В.А. Л е г а с о в а. – М.: Энергоатомиздат, 1989.
2. Овчинников Ф.Я., Голубев Л.И., Добрынин В.Д. и др. Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических реакторов. – М.: Атомиздат, 1979.

3. Антонов С.Н., Садулин В.П., Семидоцкий И.И. Исследования нейтронно-физических характеристик корпусного кипящего реактора с естественной циркуляцией // ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1988. – С. 56 – 60.
4. Аборина И.Н. Физические исследования реакторов ВВЭР. – М.: Атомиздат, 1978.
5. Антонов С.Н., Семидоцкий И.И., Шмелев В.Е. и др. Нейтронно-физические характеристики и ядерная безопасность корпусного кипящего реактора (по результатам исследований реакторной установки ВК-50) / Сб. трудов ГНЦ НИИАР, вып. 3, Димитровград, 1996. – С. 29 – 46.
6. Шмелев В.Е., Козин Е.В. Экспериментальное изучение переходных режимов кипящего реактора при изменении уровня воды, давления пара и мощности: Препринт НИИАР-35(488). – М.: ЦНИИА-томинформ, 1981.

Статья поступила в редакцию 20 апреля 2005 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 1, с. 3 – 11.

УДК 621.039.51

DINA: программа моделирования нестационарных нейтронно-физических процессов в активной зоне реакторной установки

В.Н. Васекин, Е.Н. Данилова,

ФГУП НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала, 107140, Москва, ул. Малая Красносельская, 2/8

Дано краткое описание физических моделей, реализованных в программе DINA, для моделирования нестационарных нейтронно-физических процессов в активной зоне РУ. Приведены результаты тестовых расчетов.

DINA: THE PROGRAM OF MODELING OF NON-STATIONARY NEUTRON PHYSICAL PROCESSES IN AN CORE REGION REACTOR FACILITY. V.N. VASEKIN, E.N. DANILOVA.
The brief description of physical models realized in code DINA for modeling non-stationary neutron physical processes in core region reactor facility is given. Results of test calculations are resulted.

В нейтронно-кинетической программе DINA [1, 2] реализованы алгоритмы решения нестационарного уравнения переноса нейтронов в активной зоне РУ в многогрупповом диффузионном приближении с предварительной гомогенизацией нейтронно-физических свойств по расчетным объемам.

При построении указанных алгоритмов использовались два подхода. Первый основан на прямом численном решении нестационарного уравнения с применением неявной схемы по времени. Второй подход использует представление решения нестационарного уравнения переноса в виде произведения амплитудной функции $P(t)$ и форм-функции $\Psi(r, E, t)$, которые определяются системами уравнений [3]

$$\left. \begin{aligned} \frac{dP(t)}{dt} &= \frac{\rho(t) - \beta(t)}{\Lambda(t)} P(t) + \sum_{j=1} \lambda_j c_j(t) + Q(t); \\ \frac{dc_j(t)}{dt} &= \frac{\beta(t)}{\Lambda(t)} P(t) - \lambda_j c_j(t); \end{aligned} \right\} \quad (1)$$

$$\left. \begin{aligned}
 & \frac{1}{v} \left[\frac{\partial \Psi(r, E, t)}{\partial t} + \frac{\Psi(r, E, t)}{P(t)} \frac{dP(t)}{dt} \right] + \nabla J(r, E, t) + \Sigma_t(r, E, t) \Psi(r, E, t) = \\
 & = \sum_{\alpha \neq f} \int \Sigma_{\alpha}(r, E, E', t) \Psi(r, E', t) + \int \chi(E) [1 - \beta(t)] v \Sigma_f(E', r, t) \Psi(r, E', t) dE' + \frac{Q(t) + Q_d(t)}{P(t)}; \\
 & Q_d(t) = \int \int v \Sigma_f(E', r, t') P(t') \Psi(r, E', t') \sum_{j=1} \lambda_j c_j(t) \chi_j(E) \exp(-\lambda_j(t-t')) dE' dt'.
 \end{aligned} \right\} \quad (2)$$

Величины $\rho(t)$, $\beta(t) = \sum \beta_j(t)$, $\Lambda(t)$, $c_j(t)$ и $Q(t)$ определяются как функционалы форм-функции $\Psi(r, E, t)$ и функции $\Phi^+(r, E)$, для определения которой в программе DINA реализовано решение соответствующей сопряженной задачи.

Для решения пространственной задачи используется метод переменных направлений Писмена – Рэчфорда [4] с нодальной аппроксимацией оператора диффузии нейтронов. В рамках второго из указанных подходов в нейтронно-кинетической программе DINA реализованы алгоритмы решения нестационарного уравнения переноса нейтронов для ряда приближений.

Приближение точечной кинетики применяется для моделирования динамических процессов, когда не учитывается изменение форм-функции во времени. В качестве форм-функции используется соответствующее начальному стационарному состоянию распределение плотности потока нейтронов $\Psi_0(r, E)$, определяемое как решение условно-критической задачи для исходного состояния.

Адиабатическое приближение основано на предположении, что в любой момент времени концентрации предшественников запаздывающих нейтронов имеют значения, близкие к равновесным. В качестве форм-функции берется решение $\Psi_i(r, E)$ условно-критической задачи для текущего состояния.

Квазистатическое приближение учитывает тот факт, что в каждый момент времени концентрация предшественников запаздывающих нейтронов имеет неравновесное значение. В этом случае в качестве форм-функции используется решение стационарного уравнения переноса нейтронов с источником Q_d , описывающим неравновесный вклад запаздывающих нейтронов.

Составной частью программы DINA является библиотека гомогенизированных нейтронно-физических макроскопических ячеечных констант, подготовленная с использованием результатов ячейечных расчетов по программе WIMS [5]. Библиотека включает константы для нетопливных и топливных ячеек в зависимости от обогащения, энерговыработки, концентрации ксенона, плотности теплоносителя, температуры топлива, замедлителя и теплоносителя. Диапазон изменения указанных параметров выбран с учетом возможного их изменения в процессе эксплуатации РУ в стационарных состояниях на разрешенных уровнях мощности при реализации штатных переходных режимов и аварийных процессов.

В работе [2] были представлены некоторые результаты верификации программы DINA в части расчетного моделирования стационарных состояний РУ. Верификация проводилась по результатам расчета реальных стационарных состояний активной зоны РУ РБМК на разрешенных уровнях мощности.

Здесь приведены результаты верификации программы DINA в части расчетного моделирования нестационарных нейтронно-физических процессов в активной зоне РУ с использованием тестовых задач, в качестве которых брались тесты, предложенные в [5...7]. Тестовые расчеты выполнялись с применением опции программы DINA, реализующей метод решения нестационарного уравнения, основанный на представлении решения в виде произведения амплитудной функции и форм-функции. Кроме того, для сравнения проводились рас-

четы с использованием опции программы DINA, реализующей прямой метод численного решения нестационарного уравнения переноса нейтронов.

Первая из рассмотренных в настоящей работе тестовых задач (тест TWIGL) предложена в [5], где дано подробное описание теста, включая необходимые для проведения расчетов исходные данные, детальное изложение методики расчета и результаты соответствующих расчетов по программе CUBBOX. Тестовая задача представляет собой расчеты динамического процесса для двумерного реактора без отражателя. Геометрия расчетной области показана на рис. 1. Реактор состоит из квадратной активной зоны, окруженной бланкетом (область 3), и с бланкетом внутри. Свойства областей 1 и 2 в исходном состоянии одинаковы. Размер расчетной области $160 \times 160 \text{ см}^2$, шаг счета 8 см по пространству. Динамический процесс, рассмотренный в тестовой задаче, состоит во вводе положительной реактивности путем извлечения поглощающего стержня. Ввод реактивности порядка $2 \text{ \$/с}$ осуществляется в течение 0,2 с по линейному закону и моделируется соответствующим изменением сечения поглощения нейтронов в тепловой группе.

На рис. 2 дано сравнение данных тестовой задачи TWIGL, полученных по программе CUBBOX, с результатами расчетов, выполненных в квазистатическом приближении с использованием программы DINA. На рисунке приведены результаты расчетов изменения во времени интегральной мощности Q_{int} , полученные по указанным программам, с одинаковым расчетным шагом 0,01 с по времени. Мощность приводится в относительных единицах.

Максимальное отличие результатов расчетов мощности, полученных по программе DINA, от соответствующих данных тестовой задачи не превышает 2,1 % и наблюдается при временах, больших времени 0,2 с извлечения поглощающих стержней. При временах, меньших 0,2 с, отличие не превышает 1 %.

В качестве второй тестовой задачи (тест LMW) в настоящей работе рассмотрен трехмерный тест, моделирующий переходный процесс в упрощенной модели реактора PWR. Рассматривается расчетная область в плане $110 \times 110 \text{ см}$, которая представляет собой $\frac{1}{4}$ часть зоны реактора PWR. Ширина отражателя 20 см. Число слоев по высоте – 10 (1-й слой – верхний отражатель, 10-й – нижний отражатель). Ширина слоев по высоте одинакова – 20 см. В активной зоне присутствуют топливо 2-х типов и поглощающие стержни, которые представляют собой топливо 1-го типа с увеличенным сечением поглощения в 1-й и 2-й энергетических группах. В качестве исходных данных заданы двухгрупповые макросечения, доли и постоянные времени для 6-ти групп запаздывающих нейтро-

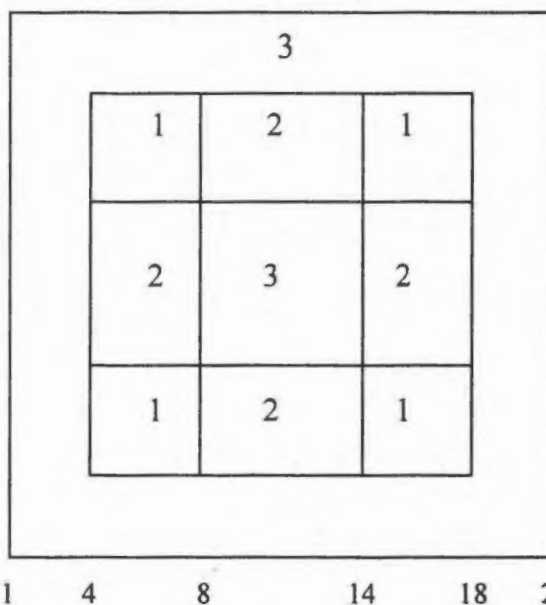


Рис. 1. Геометрия расчетной области для теста TWIGL

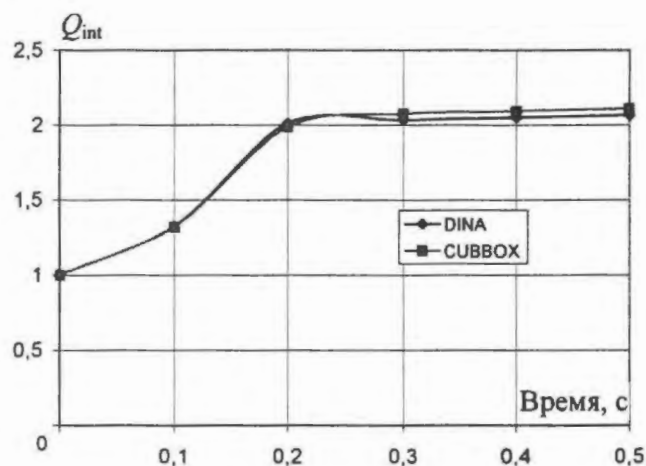


Рис. 2. Тест TWIGL. Изменение мощности с шагом 0,01 с по времени

нов. Рассматриваемый динамический процесс начинается с извлечения с заданной скоростью первой группы частично погруженных поглощающих стержней. Затем через 7,5 с с той же скоростью в активную зону вводится вторая группа поглощающих стержней. Подробное описание теста дано в работе [6].

Расчетное моделирование описанного выше динамического процесса по программе DINA осуществлялось в квазистатическом приближении. На рис. 3 приведены результаты расчетного моделирования по программе DINA рассматриваемого в тесте LMW динамического процесса и результаты соответствующих расчетов по программе CUBBOX, приведенные в [6]. Расчеты выполнены с достаточно большим временным шагом 0,5 с. На рисунке показаны временные зависимости интегральной мощности Q_{int} реактора в относительных единицах.

На рис. 4 представлена полученная по программе DINA зависимость, характеризующая соответствующее изменение во времени реактивности ρ системы в $\beta_{эфф}$, что в некоторой степени расширяет представительность рассматриваемой тестовой задачи.

Сравнение представленных на рис. 3 результатов расчетов по программам DINA и CUBBOX показывает, что максимальное значение мощности достигается в один и тот же момент времени. При этом отличие мощности, полученной по программе DINA, от соответствующих данных тестовой задачи не превышает 3 %.

На рис. 5 приведены результаты расчетов по программе DINA в квазистатическом приближении временной зависимости изменения локальных мощностей W . Изменение локальных мощностей представлено в относительных единицах в точках $p11...p14$, для которых есть соответствующие временные зависимости изменения локальных мощностей, полученные по программе CUBBOX в рамках тестовой задачи LMW. Указанные зависимости изображены на рис. 6. Кроме того, на рис. 5 и 6 приведены соответствующие данные для интегральных мощностей Q_{int} .

Анализ результатов расчетов изменения во времени локальных мощностей по программе DINA и тестовых данных на рис. 5 и 6, соответственно, позволяет сделать вывод о хорошем совпадении с данными теста результатов моделирования по программе DINA пространственного распределения мощности.

С целью определения зависимости результатов моделирования от величины используемого в расчетах временного шага по программе DINA проводились расчеты тестовых задач в квазистатическом приближении с различными временными шагами. Расчеты выполнялись с временными

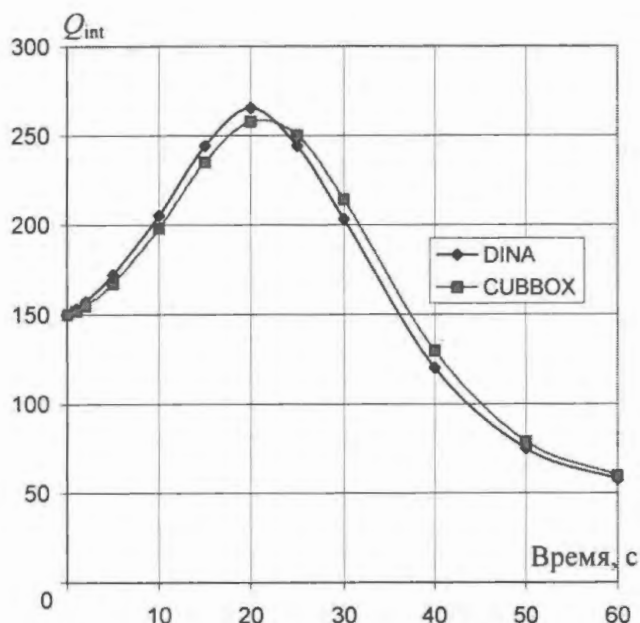


Рис. 3. Тест LMW. Изменение мощности реактора

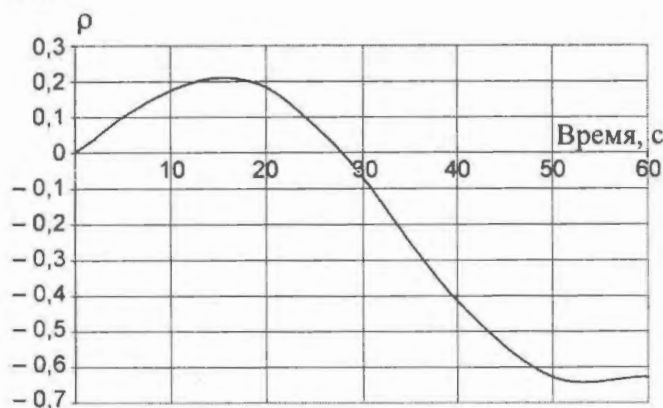


Рис. 4. Тест LMW. Изменение реактивности системы

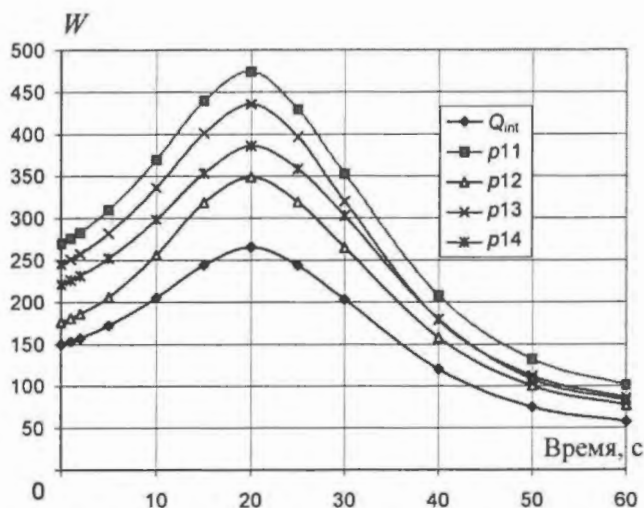


Рис. 5. Тест LMW. Изменение локальных мощностей по программе DINA

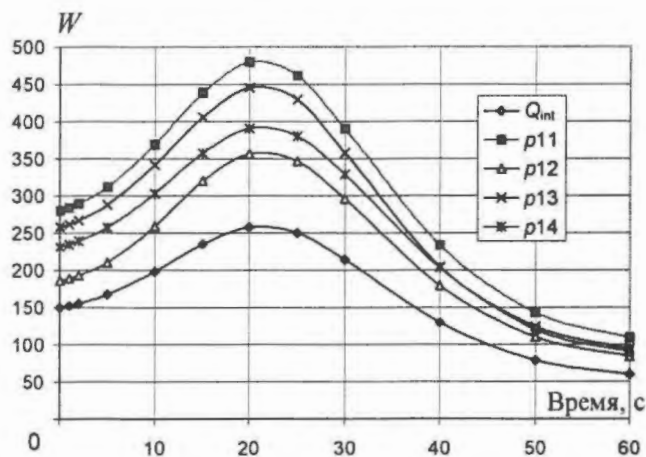


Рис. 6. Тест LMW. Изменение локальных мощностей по программе CUBBOX

шагами 0,001, 0,01 и 0,05 с для теста TWIGL и 0,001, 0,01, 0,1, 0,5, 1,0 с для теста LMW. Результаты расчетов интегральной мощности Q_{int} в относительных единицах приведены на рис. 7 и 8, соответственно. Для тестовой задачи TWIGL результаты расчетов при различных шагах по времени отличаются не более, чем на 0,2 %. Максимальное отличие результатов расчета интегральной мощности с шагами 1 и 0,001 с для тестовой задачи LMW составляет 7 %.

Для оценки влияния пространственных эффектов на динамику поведения интегральной мощности Q_{int} по программе DINA проводились расчеты тестовых задач TWIGL и LMW в квазистатическом приближении и в приближении точечной кинетики. Расчеты выполнялись с временным шагом 0,001 с. Анализ полученных результатов показал, что для тестовой задачи TWIGL приближение точечной кинетики дает занижение изменения мощности примерно на 5 %. Для тестовой задачи LMW приближение точечной кинетики дает завышение мощности в точке максимума примерно на 15 % по сравнению с квазистатическим приближением.

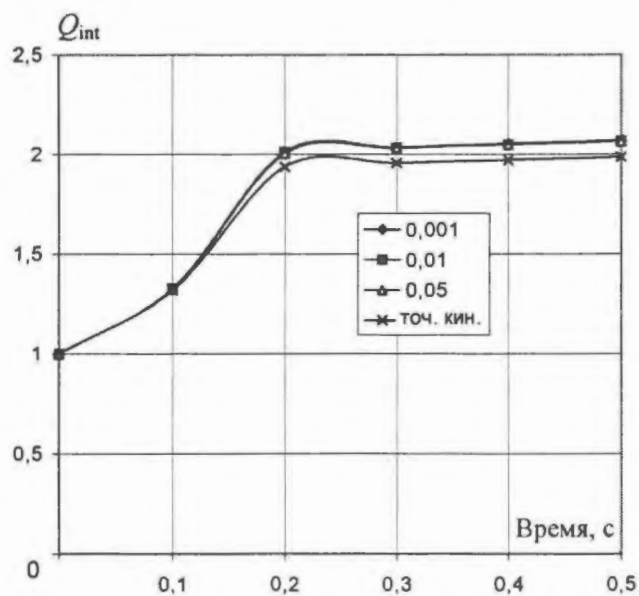


Рис. 7. Тест TWIGL. Результаты расчетов тестовой задачи (изменение мощности с шагом 0,001 с по времени)

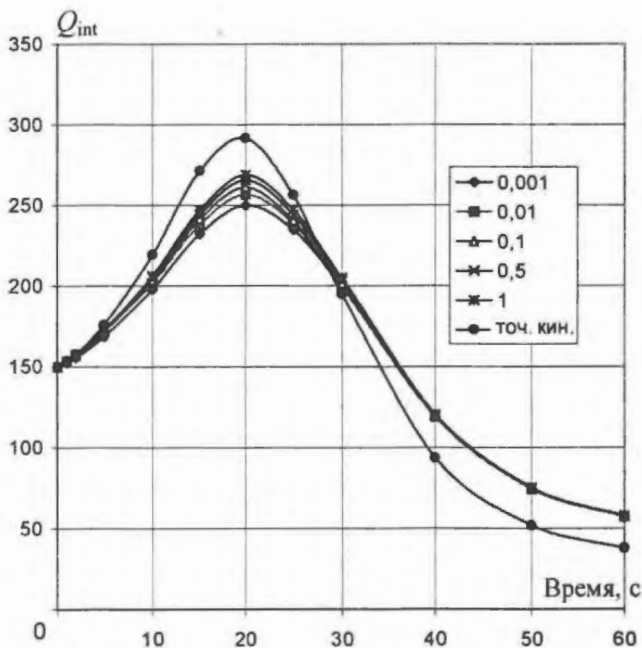


Рис. 8. Тест LMW. Изменение во времени интегральной мощности

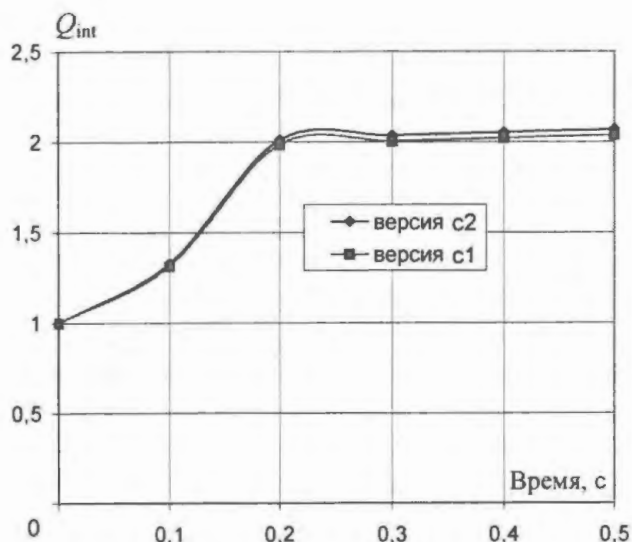


Рис. 9. Тест TWIGL. Изменение мощности с шагом 0,001 с по времени

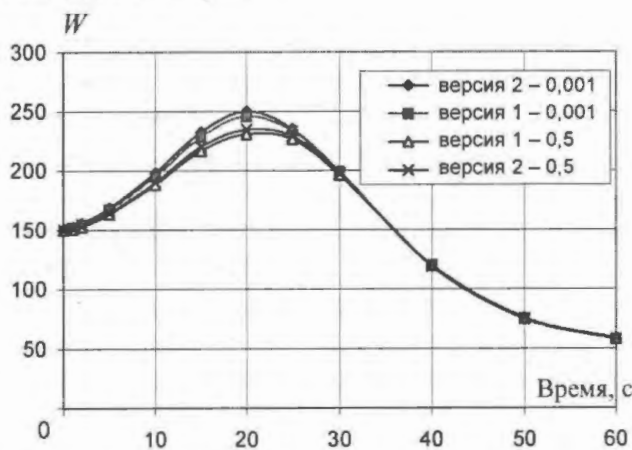


Рис. 10. Тест LMW. Изменение во времени интегральной мощности

позволили для рассмотренных тестовых задач оценить влияние пространственных эффектов на моделирование временного изменения интегральной мощности. В конечном счете используемый подход дает возможность проводить оценки влияния пространственных эффектов на величину реактивности системы, эффекты и коэффициенты реактивности.

На рис. 9 и 10 представлено сравнение результатов расчетов тестовых задач TWIGL и LMW, полученных по программе DINA с использованием прямого численного решения нестационарного уравнения переноса нейтронов (с1) и квазистатического приближения (с2). Мощность приведена в относительных единицах. Оба расчета для теста TWIGL проводились с шагом 0,001 с по времени. Отличия временных зависимостей интегральных мощностей Q_{int} не превышают 1,5 %. Для теста LMW расчеты проводились с шагами 0,001 и 0,5 с по времени. Для шага 0,001 с по времени отличия не превышают 2 %. При шаге счета 0,5 с отличие составляет 12 %.

Представленные результаты тестовых расчетов, выполненных по программе DINA, показали, что в части моделирования временного поведения интегральной и локальных мощностей имеется хорошее совпадение с соответствующими данными тестов, приведенными в работах [5, 6].

Заключение

Расчеты по версии программы DINA, реализующей подход, основанный на представлении решения нестационарного уравнения переноса в виде произведения амплитудной функции $P(t)$ и форм-функции $\Psi(r, E, t)$,

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Danilova E.N., Podlazov L.N., Ivont'eva T.N. et al. Package of Codes of DINA Series Intended for Solution of Neutron Spatial Kinetics Equations. – In: Topical meeting on 3D computer codes for RBMK core and system analysis, München, 18 – 22 November 1996, p. 111.
2. Васекин В.Н., Данилова Е.Н., Ионов А.И., Кулаков А.С., Останина М.А., Трехов В.Е. DINA-RBMK: программный комплекс моделирования стационарных состояний и штатных переходных режимов РУ RBMK // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2004, вып. 3. – С. 51 – 61.
3. Peaceman D.W., Rachford H.H. The numerical solution of parabolic and elliptic differential equations // J. Soc. Industr. Appl. Math. 3, № 1, 1955, pp. 28 – 42.
4. Белл Д., Глестон С. Теория ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1974.
5. Askew J.R., Fayers F.J., Kemshell F.B. A General Description of the Lattice Code WIMS // Journ. of the Brit. Nucl. Energy Soc., 5, 4, 564, 1966.

6. *Wight A.L., Hansen K.F., Ferguson D.R.* Application of Alternating-Direction Implicit Methods to the Space-Dependent Kinetics Equations // Nuclear Science and Engineering, v. 44, № 2, 1971, p. 239.
7. *Langenbuch S., Maurer W., Werner W.* Coarse-Mesh Flux-Expansion Method for the Analysis of Space-Time Effects in Large Light Water Reactor Cores // Nuclear Science and Engineering, v. 63, 1977.

Статья поступила в редакцию 31 мая 2005 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 1, с. 11 – 17.

УДК 621.039.51

Влияние неравномерности полей энерговыделений на обратные связи в реактивных авариях

Д.Г. Кресов,

ФГУП “ОКБМ им. И.И. Африкантова”, 603074, Н. Новгород, Бурнаковский проезд, 15

На основе теории возмущений и ряда упрощающих посылок представлен анализ влияния неравномерности полей энерговыделений на реактивные связи.

INFLUENCE OF NON-UNIFORMITY OF POWER DENSITY FIELDS ON FEEDBACK DURING REACTIVITY-INITIATED ACCIDENTS. D.G. KRESOV. Analysis of influence of power density fields non-uniformity on reactivity feedback performed on the basis of perturbation theory and a number of simplifying assumptions.

В ряде расчетных исследований (например, [1]) обращается внимание на зависимость характера переходных процессов и, соответственно, динамики определяющих безопасность параметров от формы поля энерговыделений в активной зоне. Очевидно, что эта зависимость реализуется через обратные связи по реактивности. Однако сложность объемного профиля поля и связанных с ним особенностей распределения нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик каналов, тем более в динамике, ограничивает возможности аналитического исследования указанного влияния. Вместе с тем оно может быть существенным. Так, в [2] показана сильная зависимость величины “всплеска” нейтронного потока от высотного профиля энерговыделения при моделировании вариантов развития начальной стадии аварии на Чернобыльской АЭС. Констатируется, что изменение высотного профиля до 10 % приводит к десятикратному увеличению мощности реактора. Полученный результат представляет интерес для понимания “механизмов”, ответственных за подавление СЦР. Поэтому возможность рассмотрения причинно-следственных связей, по крайней мере, в упрощенном квазистатическом приближении представляется актуальной.

1. Методика оценки эффектов от учета неравномерности энерговыделений

В соответствии с теорией возмущения для исходно критического реактора изменение эффективного коэффициента размножения в одностационарном приближении можно представить формулами [3]

$$\delta k_{\text{эфф}} = \int \frac{\delta k(r)}{k_0} \Phi_0^2(r) dr / \int \Phi_0^2(r) dr, \quad (1)$$

пригодной для оценок возмущений сечений поглощения (деления, рассеяния), или для случая возмущения граничных условий

$$\delta k_{\text{эфф}} = M^2 \int \frac{\partial \Phi}{\partial n} \Phi_0(r) dS / k_0 \int \Phi_0^2(r) dr. \quad (2)$$

Очевидные обозначения в (1), (2) соответствуют принятым в [3].

С целью оценки влияния неравномерности полей на коэффициенты реактивности введем упрощающие посылки. Примем равенство нейтронного поля и поля энерговыделений. Представим активную зону тремя объемами с различными коэффициентами K неравномерности поля энерговыделений, а суммарную реактивность в соответствии с (1) в виде

$$\rho_{\Sigma} = \frac{v_1 K_1^{\gamma} \rho(T_1) + v_2 K_2^{\gamma} \rho(T_2) + v_3 K_3^{\gamma} \rho(T_3)}{v_1 K_1^{\gamma} + v_2 K_2^{\gamma} + v_3 K_3^{\gamma}}, \quad (3)$$

где v – относительный объем соответствующей группы каналов; T_j – средняя по j -му объему температура, $j = 1, 2, 3$; γ – обобщенный показатель, учитывающий вклад поля энерговыделений в эффект реактивности и зависящий от распределения по зоне ценности нейтронов (при двух- и более групповом приближении); $\rho(T) = \delta k(T) / (k_0 k_{\text{эфф}})$.

Условия нормировки:

$$\left. \begin{aligned} v_1 + v_2 + v_3 &= 1; \\ v_1 K_1 + v_2 K_2 + v_3 K_3 &= 1. \end{aligned} \right\} \quad (4)$$

Полагая $K_1 = 1$, обозначим T_1 как \bar{T} . Примем, что температурное состояние соответствующих участков активной зоны прямо пропорционально полю энерговыделений [4]. В упрощенной записи $T_2 = \bar{T} K_2$, $T_3 = \bar{T} K_3$. Коэффициенты неравномерности для удобства представим в виде $K_2 = 1 + \Delta K_2$, $K_3 = 1 - \Delta K_3$. Иными словами, будем считать вторую и третью группы каналов находящимися в поле с напряженностью соответственно выше и ниже средней по зоне.

Тогда, представляя в (3) функцию $\rho(T)$ как αT (α – коэффициент реактивности), после несложных преобразований и с учетом условий нормировки (4) получим:

– для $\gamma = 2$ (односкоростное приближение)

$$\rho_{\Sigma} = \alpha \left[1 + \frac{v_2 (2\Delta K_2^2 + \Delta K_2^3) + v_3 (2\Delta K_3^2 - \Delta K_3^3)}{1 + v_2 \Delta K_2^2 + v_3 \Delta K_3^2} \right] \bar{T}; \quad (5)$$

– для $\gamma = 1$ (предельный случай неоднородной зоны, когда ценность нейтронов является функцией, слабо зависящей от координат)

$$\rho_{\Sigma} = \alpha \left[1 + v_2 \Delta K_2^2 + v_3 \Delta K_3^2 \right] \bar{T}. \quad (6)$$

Качественный вывод не меняется, если функцию $\rho(T)$ представить как $\alpha \sqrt{T}$. Раскладывая функцию (3) в ряд и ограничиваясь членами в третьей степени (для рассматриваемых значений полей вклад “старших” членов ряда мал из-за быстрого спада коэффициентов с ростом показателя степени у параметра разложения [5]), получим:

для $\gamma = 2$

$$\rho_{\Sigma} \approx \alpha \left[1 + \frac{\frac{1}{8} \left\{ v_2 \left(7\Delta K_2^2 + \frac{15}{6} \Delta K_2^3 \right) + v_3 \left(7\Delta K_3^2 - \frac{15}{6} \Delta K_3^3 \right) \right\}}{1 + v_2 \Delta K_2^2 + v_3 \Delta K_3^2} \right] \sqrt{\bar{T}}; \quad (7)$$

для $\gamma = 1$

$$\rho_{\Sigma} \approx \alpha \left[1 + \frac{3}{8} \left\{ v_2 \left(\Delta K_2^2 + \frac{1}{6} \Delta K_2^3 \right) + v_3 \left(\Delta K_3^2 - \frac{1}{6} \Delta K_3^3 \right) \right\} \right] \sqrt{\bar{T}}. \quad (8)$$

В правой части (5)...(8) комплекс, стоящий после единицы, представляет собой поправку $\delta\rho_{2,3}$ к коэффициенту, рассчитанному для усредненного по объему зоны поля энерговыделений. Из (5)...(8) следует, что неравномерность распределения поля энерговыделений усиливает действие обратных связей (условие $\delta\rho_{2,3} > 0$, как правило, выполняется для условий с существенной неравномерностью).

Учет во втором уравнении системы (4) потери энергии в замедлителе межканального пространства (например, по опыту проектирования канальных зон в правой части вместо 1 нужно 0,97...0,98) приводит к тому, что (5)...(8) видоизменяются. Так, (6) без учета второго уравнения нормировки запишется в виде

$$\rho_{\Sigma} = \alpha \bar{T} [1 + \nu_2(\Delta K_2^2 + 2\Delta K_2) + \nu_3(\Delta K_3^2 - 2\Delta K_3)]. \quad (9)$$

Из (9), в частности, следует, что для поля энерговыделений, близкого к равномерному ($\Delta K_i^2 \rightarrow 0$, $i = 1, 2$), ослабление обратных связей может превалировать над усилением, а коэффициенты реактивности будут снижены в соответствии с новой нормировкой на 4...6 % (относительно их абсолютной величины)¹.

Следует заметить, что переменные, входящие в (5)...(8), взаимосвязаны соотношением, следующим из нормировки (4), $\nu_2\Delta K_2 = \nu_3\Delta K_3$. Вместе с тем использованный вид представления позволяет обратить внимание на положительный вклад в поправку от области зоны с пониженной напряженностью, иллюстрируя эффект "передавливания" поля в меньший объем (в пределе $\Delta K_3 \rightarrow 1$, $K_3 \rightarrow 0$) с возрастанием $\partial\Phi/\partial n$ на границе последнего и соответствующим (2) увеличением $\delta k_{\text{эфф}}$ (при $\nu_3 \rightarrow 0$ изменением Φ_0 можно пренебречь).

2. Некоторые результаты применения полученных соотношений

Полученные соотношения позволяют, в частности, оценить влияние изменения высотного профиля энерговыделений, осуществленного в [2], например, на изменение доплеровского коэффициента реактивности (данные по радиальному распределению нейтронного поля взяты из работы [6]; здесь по-прежнему считаем, что форма поля энерговыделений близка форме поля нейтронного потока [7]). Данные в части распределения полей энерговыделений по объему зоны в настоящей работе с целью получения оценки усреднены под представление активной зоны двумя областям с повышенной и пониженной напряженностями поля энерговыделений ($\nu_1 = 0$). В итоге при указанной в [2] деформации исходного поля (рис. 1) поправка $\delta\rho_{2,3}$ по (7) и (8) изменилась с 0,13 до 0,08 и с 0,07 до 0,039, соответственно, т.е. доплеровский коэффициент уменьшился, что способствовало в расчетах [2] превысить мгновенную надкритичность, а следовательно, существенно увеличить интегральное энерговыделение.

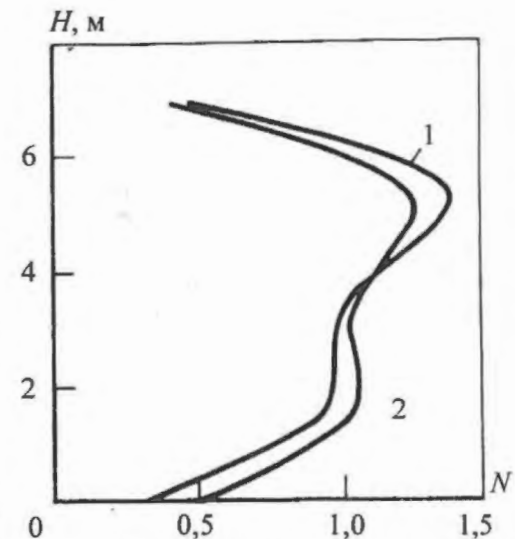


Рис. 1. Усредненные по сечению реактора высотные профили нейтронного потока: 1 — профиль соответствует исходному значению, 2 — деформированному (данные взяты из работы [2])

¹ При моделировании аварийных режимов типа "Стоп ГЦН" в реакторе с отрицательными обратными связями осреднение характеристик каналов по объему зоны из областей как с повышенным, так и пониженным значениями полей энерговыделений, приводит к неоправданному завышению теплотехнических запасов в переходном процессе.

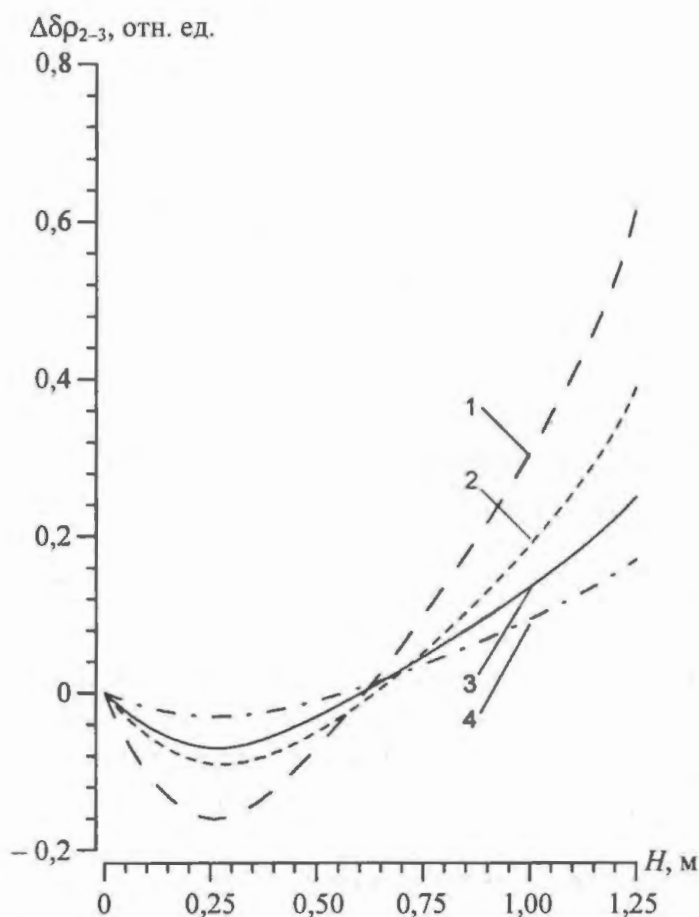


Рис. 2. Отклонение поправки $\delta\rho_{2-3}$ от исходного значения в зависимости от глубины погружения стержней СУЗ: кривая 1 соответствует поправке, рассчитанной по (5); кривые 2...4 – поправкам, рассчитанным соответственно по (6)...(8)

(5)...(8). Поэтому представляет интерес возможность проведения оптимизации физического профилирования в направлении снижения локальных градиентов полей в окрестностях экстремумов нейтронного потока (повышая тем самым $v\Delta K$), что будет способствовать в условиях отрицательных обратных связей по топливу более эффективному ограничению мощности.

Учитывая преимущественное использование в проектных расчетах динамики моделей точечной кинетики с представлением активной зоны ограниченным количеством каналов, в методическом плане следствиями полученных результатов могут быть следующие.

Ожидается большая корректность такой нодализации активной зоны, которая исключает в любом расчетном канале наличие ТВС из областей с коэффициентами неравномерности по радиусу зоны, большими и меньшими единицы (запрет на “аннигиляцию”). На практике экспериментальные предельные значения энерговыделений, полученные при импульсном

Таблица 1. Результат обработки представленных в [6] данных

Положение органов СУЗ, м	K_2/v_2	K_3/v_3	$\delta\rho_{2-3}$ по (5)/(6)/(7)/(8)
0	1,5/0,4	0,667/0,6	0,31/0,17/0,13/0,06
0,25	1,3/0,46	0,744/0,54	0,15/0,08/0,06/0,03
0,5	1,46/0,37	0,73/0,63	0,24/0,12/0,10/0,05
1,25	2,1/0,315	0,494/0,69	0,93/0,56/0,38/0,23

На рис. 2 приведена обработка данных работы [6] по распределению нейтронных полей в объеме зоны (также усреднены автором под представление активной зоны двумя областями) в виде зависимостей поправок $\delta\rho_{2-3}$ по формулам (5)...(8) от положения стержней СУЗ. Результат усреднения вместе с поправками к коэффициентам реактивности представлен в табл. 1.

В терминах зависимостей, изображенных на рис. 2, интересны условия, при которых правомерно рассматривать переходы между “четными” и “нечетными” кривыми. Очевидно, что в динамике в этом случае реализуется внесение дополнительной реактивности. Предпосылками для этого могут быть, например, вариации функциональной зависимости ценности от координат или изменения жесткости активной зоны (по [3] – отношения квадратов длины замедления к длине диффузии) в переходном процессе.

“Выполаживание” поля энерговыделений по объему активной зоны снижает величину поправок к коэффициентам реактивности, что подтверждает проведенный в [2] расчет, и связано с уменьшением значений ΔK_2 и ΔK_3 в

нагружении твэлов [8], для наиболее напряженных участков зоны снижаются обратно пропорционально значению объемной неравномерности K_v . Соответственно, недостижение выделившейся в

топливной композиции энергии сниженных таким образом пороговых значений и рассматривается в качестве критерия безопасного прохождения режима. При этом зачастую динамика режима исследуется в упрощенных посылках равномерного поля. В действительности неравномерность полей энерговыделений, повышая локальные термические нагрузки твэлов в реактивных авариях, в интегральном плане вносит позитивную поправку в отрицательные эффекты реактивности, а ее учет при моделировании динамики аварийных процессов повышает реалистичность прогноза [9]. По опыту исследований запроектных аварий предельно допустимая реактивность в этом случае может возрастать до 30 %.

Возможно уточнение оперативной оценки максимальных температур топлива и выделившейся энергии при резких возмущениях реактивности. Расчеты по полной модели показывают, что хорошим приближением здесь оказывается “наложение” на известные соотношения Нордгейма – Фукса [10] дополнительного множителя (например, для $\gamma = 1$):

$$T = \frac{2\Delta\rho}{\alpha_d} \frac{1}{[1 + \nu_2\delta k_2^2 + \nu_3\delta k_3^2]}; \quad E = \frac{2\Delta\rho C}{\alpha_d} \frac{1}{[1 + \nu_2\delta k_2^2 + \nu_3\delta k_3^2]},$$

где $\Delta\rho$ – надкритичность на мгновенных нейтронах; α_d – доплеровский коэффициент реактивности, 1/°С; C – теплоемкость реактора, Дж/°С.

Автор выражает признательность В.И. Алексееву за обсуждение ряда вопросов, связанных с применением теории возмущений.

Контактный тел.: (831-2)-75-45-08, Кресов Дмитрий Геннадьевич; E-mail: ezekov@okbm.nnov.ru

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Алехин Г.В., Беляев Ю.В., Быков М.А., Зайцев С.И., Кинаш П.М., Надинский Ю.Н.* Модернизация программного комплекса ТРАП-97 для расчета пространственного распределения параметров в реакторе и активной зоне // ВАНТ. Сер. Обеспечение безопасности АЭС. Вып.1. Реакторные установки с ВВЭР. 2002. – С. 71 – 86.
2. *Абагян А.А., Аршавский И.М., Дмитриев В.М., Крошилин А.Е, Краюшкин А.В., Халимончук В.А.* Расчетный анализ начальной стадии аварии на Чернобыльской АЭС // Атомная энергия, 1991, т. 71, вып. 4. – С. 275.
3. *Галанин А.Д.* Введение в теорию ядерных реакторов на тепловых нейтронах: Учеб. пособие для вузов. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – С. 149.
4. *Петухов Б.С., Генин Л.Г., Ковалев С.А.* Теплообмен в ядерных энергетических установках: Учеб. пособие для вузов. 2-е изд., перераб. и доп. / Под ред. Б.С. Петухова. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – С. 37.
5. *Двайт Г.Б.* Таблицы интегралов и другие математические формулы. – М.: Наука, 1973.
6. *Подлазов Л.Н., Терехов В.Е., Черкашов Ю.М., Лоиццо П., Галати А., Норелли Ф.* Расчетное моделирование аварии на четвертом энергоблоке Чернобыльской АЭС // Атомная энергия, 1994, т. 77, вып. 2. – С. 93 – 100.
7. *Романенко В.С.* Некоторые вопросы физики РБМК (обзор) // ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1981, вып. 5(18). – С. 17.
8. *Седов А.А.* Некоторые безопасные и феноменологические аспекты быстрых реактивных аварий водоохлаждаемых реакторов. Методологические проблемы их моделирования // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1996, вып. 3.
9. *Митенков Ф.М., Кресов Д.Г., Панов В.А., Пахомов В.А.* Влияние расширения объема первого контура на самозащищенность реакторов // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2004, вып. 2. – С. 20 – 28.
10. *Хетрик Д.* Динамика ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1975. – С. 164 – 168.

Статья поступила в редакцию 12 июля 2005 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 1, с. 17 – 21.

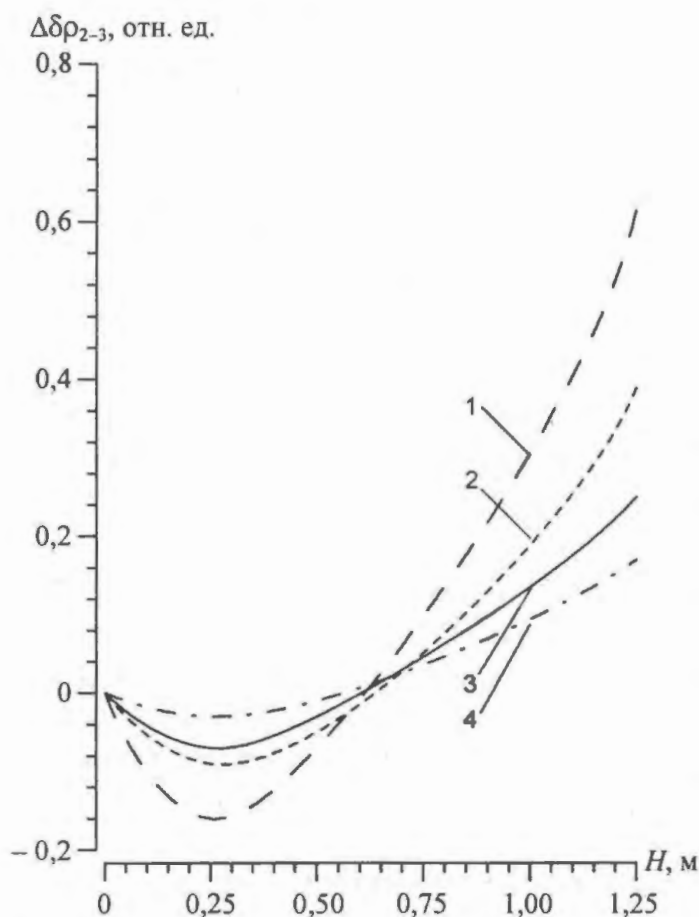


Рис. 2. Отклонение поправки $\delta\rho_{2-3}$ от исходного значения в зависимости от глубины погружения стержней СУЗ: кривая 1 соответствует поправке, рассчитанной по (5); кривые 2...4 – поправкам, рассчитанным соответственно по (6)...(8)

(5)...(8). Поэтому представляет интерес возможность проведения оптимизации физического профилирования в направлении снижения локальных градиентов полей в окрестностях экстремумов нейтронного потока (повышая тем самым $v\Delta K$), что будет способствовать в условиях отрицательных обратных связей по топливу более эффективному ограничению мощности.

Учитывая преимущественное использование в проектных расчетах динамики моделей точечной кинетики с представлением активной зоны ограниченным количеством каналов, в методическом плане следствиями полученных результатов могут быть следующие.

Ожидается большая корректность такой нодализации активной зоны, которая исключает в любом расчетном канале наличие ТВС из областей с коэффициентами неравномерности по радиусу зоны, большими и меньшими единицы (запрет на “аннигиляцию”). На практике экспериментальные предельные значения энерговыделений, полученные при импульсном

Таблица 1. Результат обработки представленных в [6] данных

Положение органов СУЗ, м	K_2/v_2	K_3/v_3	$\delta\rho_{2-3}$ по (5)/(6)/(7)/(8)
0	1,5/0,4	0,667/0,6	0,31/0,17/0,13/0,06
0,25	1,3/0,46	0,744/0,54	0,15/0,08/0,06/0,03
0,5	1,46/0,37	0,73/0,63	0,24/0,12/0,10/0,05
1,25	2,1/0,315	0,494/0,69	0,93/0,56/0,38/0,23

На рис. 2 приведена обработка данных работы [6] по распределению нейтронных полей в объеме зоны (также усреднены автором под представление активной зоны двумя областями) в виде зависимостей поправок $\delta\rho_{2-3}$ по формулам (5)...(8) от положения стержней СУЗ. Результат усреднения вместе с поправками к коэффициентам реактивности представлен в табл. 1.

В терминах зависимостей, изображенных на рис. 2, интересны условия, при которых правомерно рассматривать переходы между “четными” и “нечетными” кривыми. Очевидно, что в динамике в этом случае реализуется внесение дополнительной реактивности. Предпосылками для этого могут быть, например, вариации функциональной зависимости ценности от координат или изменения жесткости активной зоны (по [3] – отношения квадратов длины замедления к длине диффузии) в переходном процессе.

“Выполаживание” поля энерговыделений по объему активной зоны снижает величину поправок к коэффициентам реактивности, что подтверждает проведенный в [2] расчет, и связано с уменьшением значений ΔK_2 и ΔK_3 в

нагружении твэлов [8], для наиболее напряженных участков зоны снижаются обратно пропорционально значению объемной неравномерности K_v . Соответственно, недостижение выделившейся в

топливной композиции энергии сниженных таким образом пороговых значений и рассматривается в качестве критерия безопасного прохождения режима. При этом зачастую динамика режима исследуется в упрощенных посылках равномерного поля. В действительности неравномерность полей энерговыделений, повышая локальные термические нагрузки твэлов в реактивных авариях, в интегральном плане вносит позитивную поправку в отрицательные эффекты реактивности, а ее учет при моделировании динамики аварийных процессов повышает реалистичность прогноза [9]. По опыту исследований запроектных аварий предельно допустимая реактивность в этом случае может возрастать до 30 %.

Возможно уточнение оперативной оценки максимальных температур топлива и выделившейся энергии при резких возмущениях реактивности. Расчеты по полной модели показывают, что хорошим приближением здесь оказывается "наложение" на известные соотношения Нордгейма – Фукса [10] дополнительного множителя (например, для $\gamma = 1$):

$$T = \frac{2\Delta\rho}{\alpha_d} \frac{1}{[1 + \nu_2\delta k_2^2 + \nu_3\delta k_3^2]}; \quad E = \frac{2\Delta\rho C}{\alpha_d} \frac{1}{[1 + \nu_2\delta k_2^2 + \nu_3\delta k_3^2]},$$

где $\Delta\rho$ – надкритичность на мгновенных нейтронах; α_d – доплеровский коэффициент реактивности, 1/°С; C – теплоемкость реактора, Дж/°С.

Автор выражает признательность В.И. Алексееву за обсуждение ряда вопросов, связанных с применением теории возмущений.

Контактный тел.: (831-2)-75-45-08, Кресов Дмитрий Геннадьевич; E-mail: ezekov@okbm.nnov.ru

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Алехин Г.В., Беляев Ю.В., Быков М.А., Зайцев С.И., Кинаш П.М., Надинский Ю.Н.* Модернизация программного комплекса ТРАП-97 для расчета пространственного распределения параметров в реакторе и активной зоне // ВАНТ. Сер. Обеспечение безопасности АЭС. Вып.1. Реакторные установки с ВВЭР. 2002. – С. 71 – 86.
2. *Абаган А.А., Аршавский И.М., Дмитриев В.М., Крошилин А.Е., Краюшкин А.В., Халимончук В.А.* Расчетный анализ начальной стадии аварии на Чернобыльской АЭС // Атомная энергия, 1991, т. 71, вып. 4. – С. 275.
3. *Галанин А.Д.* Введение в теорию ядерных реакторов на тепловых нейтронах: Учеб. пособие для вузов. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – С. 149.
4. *Петухов Б.С., Генин Л.Г., Ковалев С.А.* Теплообмен в ядерных энергетических установках: Учеб. пособие для вузов. 2-е изд., перераб. и доп. / Под ред. Б.С. Петухова. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – С. 37.
5. *Двайт Г.Б.* Таблицы интегралов и другие математические формулы. – М.: Наука, 1973.
6. *Подлазов Л.Н., Терехов В.Е., Черкашов Ю.М., Лоиццо П., Галати А., Норелли Ф.* Расчетное моделирование аварии на четвертом энергоблоке Чернобыльской АЭС // Атомная энергия, 1994, т. 77, вып. 2. – С. 93 – 100.
7. *Романенко В.С.* Некоторые вопросы физики РБМК (обзор) // ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1981, вып. 5(18). – С. 17.
8. *Седов А.А.* Некоторые безопасные и феноменологические аспекты быстрых реактивных аварий водоохлаждаемых реакторов. Методологические проблемы их моделирования // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1996, вып. 3.
9. *Митенков Ф.М., Кресов Д.Г., Панов В.А., Пахомов В.А.* Влияние расширения объема первого контура на самозащищенность реакторов // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2004, вып. 2. – С. 20 – 28.
10. *Хетрик Д.* Динамика ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1975. – С. 164 – 168.

Статья поступила в редакцию 12 июля 2005 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 1, с. 17 – 21.

БЕЗОПАСНОСТЬ

УДК 621.039.524.4-97.519.86

Разработка и совершенствование систем безопасности исследовательского реактора ВК-50

И.И. Семидоцкий, Н.П. Туртаев, В.Е. Шмелев,
ФГУП "ГНЦ РФ НИИАР", 433510, г. Димитровград-10 Ульяновской обл.

Рассмотрены особенности работы систем безопасности РУ ВК-50, предназначенных для ввода в реактор водного раствора борной кислоты и защиты от потери теплоносителя. Расчетная оценка эффективности систем основана на математической модели установки, разработанной на базе теплогидравлического кода улучшенной оценки RELAP5/MOD3.2.

DEVELOPMENT AND ADVANCEMENT OF THE VK-50 SAFETY SYSTEMS. I.I. SEMIDOTSKY, N.P. TURTAEV, V.E. SHMELEV. The specific character of some VK-50 safety systems operation is analyzed. The systems are intended for introduction of boric acid water solution in the reactor and core protection in the loss of coolant accident. Estimation of the safety system efficiency is based on the reactor mathematical model that has been developed on the basis of best estimate thermal-hydraulic computer code RELAP5/MOD3.2.

1. Основные направления повышения безопасности РУ ВК-50

Исследовательский реактор ВК-50, относящийся к первому поколению энергетических реакторов, проектировался в соответствии с концепциями безопасности, существенно отличавшимися от современных. Вплоть до 1987 г. (разработка ПБЯ-74, ОПБ-82) эти концепции основывались на детерминистском подходе при выборе исходных событий, относительно простых моделях, упрощенность которых, как показала практика, не всегда могла быть скомпенсирована консервативным подходом. Анализ безопасности ограничивался рассмотрением только проектных аварий и постулированных исходных событий, при этом число учитываемых в процессе их развития отказов ограничивалось принципом единичного отказа.

Переход к современной концепции безопасности за сравнительно короткий промежуток времени потребовал значительных усилий для приведения РУ ВК-50 в соответствие этим требованиям. Эта деятельность связана прежде всего с направлениями технического и расчетно-методического обоснования безопасности. Вопросы расчетно-методического обеспечения рассматриваются в статье [1] настоящего сборника. Здесь дается описание разработок по обеспечению технической безопасности установки.

2. Особенности аварийных режимов РУ ВК-50

Решение задачи продления эксплуатации установки базировалось на использовании принципов внутренней безопасности, изначально заложенных в конструкцию реактора, — это глубокая отрицательная обратная связь между ядерными и теплогидравлическими процессами, естественная циркуляция теплоносителя и относительно невысокие тепловые нагрузки.

Указанные свойства внутренней безопасности иллюстрирует рис. 1, на котором сопоставлены результаты расчета динамики мощности реактора для двух режимов. Первый пред-

ставляет запроекную аварию типа ATWS с большой течью и одновременным отказом всех защитных систем. Второй режим – проектная авария с тем же исходным событием, сопровождающимся срабатыванием аварийной защиты (АЗ), с обычными отказами, предусмотренными для анализа проектных аварий (в том числе с отказом на ввод в активную зону – “зависанием” наиболее эффективного органа СУЗ).

Различие в динамике мощности для этих двух режимов наблюдается в первые 10 с. В проектном режиме (кривая 2) совместное действие отрицательной обратной связи по паровому эффекту реактивности и реактивности органов СУЗ обеспечивает быстрый спад мощности до уровня остаточного тепловыделения. В режиме с полным отказом всех систем спад мощности определяется только обратными связями. В этих условиях система становится подкритичной после того, как объемная доля воды в активной зоне на 10-й секунде снизится до 10 %. Таким образом, отрицательный паровой эффект реактивности в этом режиме фактически дублирует ввод в активную зону рабочих органов СУЗ реактора.

Дальнейшее запаривание активной зоны при полном отсутствии подпитки реактора приводит к постепенному разогреву зоны, который начинается через минуту после разгерметизации. Темп разогрева не превышает $2\text{ }^{\circ}\text{C}/\text{с}$, что обеспечивается рядом факторов, в том числе низкими по сравнению с ВВЭР тепловыми нагрузками активной зоны и механизмом кризиса теплоотдачи (кризис 2-го рода). Промежуток времени от исходного события до достижения максимальной температуры оболочки твэлов в $950\text{ }^{\circ}\text{C}$ оценивается для режима 1 как 7...8 минут.

Указанное значение температуры оболочки является пределом для сплава $\text{Zr} + 1\% \text{ Nb}$, выше которого возможна разгерметизация оболочки в условиях дальнейшего разогрева зоны или ее повторного залива [2]. Отсюда следует, что организация в условиях запроекных аварий с большими течами подпитки реактора на указанном временном интервале позволяет существенно ограничивать их последствия, т.е. осуществлять эффективное управление авариями.

За указанное время системы безопасности реактора должны:

- идентифицировать аварийный режим, перевести реактор в подкритическое состояние, предотвратить обезвоживание и разогрев активной зоны (проектные аварии);
- свести к минимуму последствия исходного события и дополнительных отказов, для чего необходимо обеспечить повторный залив активной зоны в указанном временном интервале и тем самым сохранить первый защитный барьер – оболочку твэлов (запроекные аварии).

Идентификация аварийных режимов РУ ВК-50 осуществляется по ряду параметров, в том числе и по уровню теплоносителя в корпусе реактора. Особенностью системы измерения уровня является то, что он контролируется по массе жидкости в области перелива. Эта область включает пространство от нижней кромки перелива тягового участка до отметки, расположенной выше нее на 1,6 м (рис. 2). При отсутствии пара в этой области уровнемер показывает 100 %-е значение уровня. Аварийное значение уровня определено в 15 % шкалы уровнемера. Поскольку кромка перелива удалена от выхода активной зоны на 3 м, в авариях с течами теплоносителя показания уровнемера могут не отражать истинной динамики паросодержания в активной зоне.

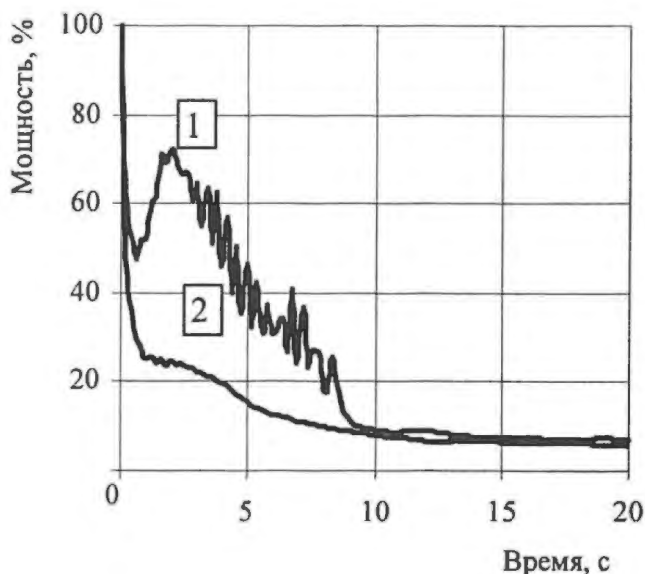


Рис. 1. Изменение мощности реактора в запроекной аварии с одновременным отказом всех защитных систем (1) и в проектной аварии (2)

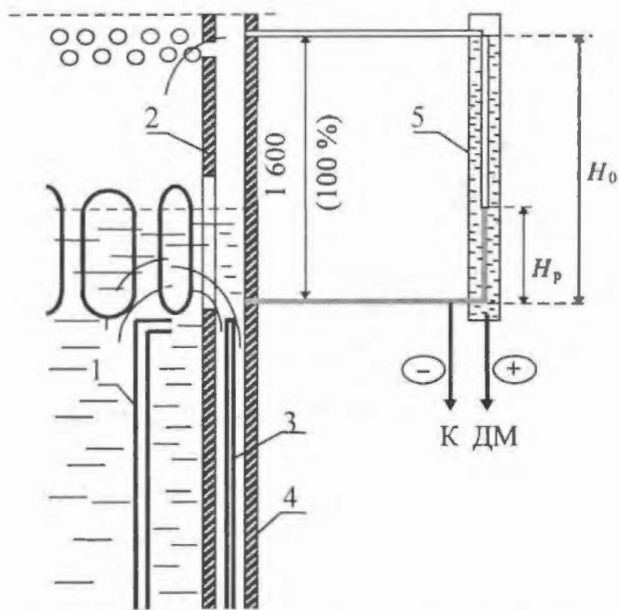


Рис. 2. Схема подключения уровнемера к реактору ВК-50: 1 – выгородка тягового участка; 2 – шахта; 3 – разделительная обечайка; 4 – корпус реактора; 5 – сосуд постоянного уровня; H_p – уровень по показаниям уровнемера; H_0 – максимальный уровень; ДМ – дифманометр

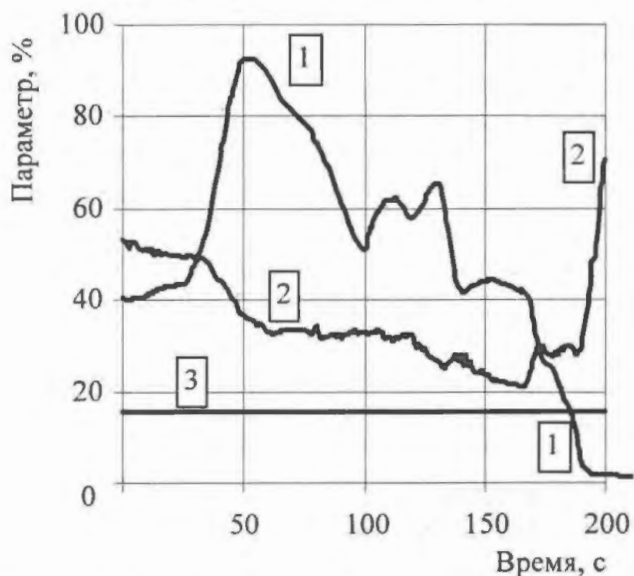


Рис. 3. Изменение уровня теплоносителя по показаниям уровнемера (1) и фактического содержания воды в активной зоне (2); значение аварийной уставки по уровню теплоносителя (3)

остальными РО не обеспечивается. Для обеспечения гарантированной подкритичности созданы системы ввода в реактор борированного теплоносителя.

3. Системы ввода в реактор борированного теплоносителя

Система ввода борного раствора в реактор состоит из трех независимых источников (подсистем) ввода борного раствора:

В случае больших течей это не влияет на идентификацию аварии – в таких режимах временной сдвиг между исходным событием (разрыв) и формированием сигнала АЗ практически отсутствует. Обеспечивается это тем, что сигнал АЗ служит реакцией на быстрое заполнение горячим паром шахты реактора. Для средних и малых течей место разрыва может быть удалено от шахты, и отмеченная особенность измерения уровня воды проявляется. В качестве примера на рис. 3 указан случай разрыва канала ионизационной камеры. Для этого режима ожидается максимальное запаздывание в формировании аварийного сигнала по уровню.

Приток в область перелива жидкости из окружающих областей на начальном этапе процесса (0...50 с) приводит к росту ее доли и соответствующему изменению показаний уровнемера (кривая 1). В то же самое время количество воды в активной зоне заметно уменьшается (кривая 2). После 50-й с показания уровнемера в целом отражают тенденцию изменения доли воды в зоне. К 180-й с (моменту достижения аварийной уставки по уровню, кривая 3) эти показания близки к реальному значению указанного параметра. После достижения аварийной уставки и увеличения подпитки по сигналу АЗ активная зона быстро заливается водой. Таким образом, даже в наиболее неблагоприятном случае с точки зрения идентификации аварийный режим с течами идентифицируется до того, как произойдет разогрев активной зоны.

Другая особенность сценариев аварийных режимов РУ ВК-50 связана с СУЗ реактора. При “зависании” наиболее эффективного рабочего органа (РО) СУЗ подкритичность залитого водой и расхолаживаемого реактора

- из емкости $V = 5,6 \text{ м}^3$ с рабочим давлением 6,0 МПа (монжюса ввода борного раствора – МВБР);
- из емкости $V = 5,5 \text{ м}^3$ с рабочим давлением 13,0 МПа (монжюса СУЗ – МСУЗ);
- из емкости 50 м^3 с подачей раствора насосом.

Из первых двух емкостей борный раствор в реактор подается путем вытеснения сжатым азотом, находящимся в баллонах под давлением, а из емкости $V = 50 \text{ м}^3$ – насосом. Первые две подсистемы находятся в режиме ожидания и автоматически включаются по соответствующим сигналам срабатывания АЗ: МВБР – по любому сигналу АЗ, МСУЗ – по сигналам АЗ с потерей напряжения на двигателях РО СУЗ и по сигналу “обрыв патрубков”. Третья подсистема обеспечивает подачу водного раствора борной кислоты в реактор в случае потери внешних и внутренних источников переменного тока, а также для использования персоналом при возникновении нарушений нормальной эксплуатации с течью теплоносителя.

Создание первых двух систем потребовало решения ряда вопросов, связанных с прогнозированием динамических процессов, возникающих при их срабатывании:

- транспорт бора до активной зоны;
- концентрация бора в активной зоне;
- динамика мощности реактора;
- динамика давления теплоносителя в I контуре.

Для расчетного сопровождения этих работ создана специальная математическая модель динамики РУ ВК-50 [3]. В ходе расчетных исследований и в процессе испытаний МВБР оптимизирован ряд характеристик как самих систем, так и режима работы арматуры на паропроводах реактора. Например, место впрыска борного раствора перенесено от входа активной зоны ближе к области перелива, изменена (повышена) температура борного раствора. Все это позволило избежать пространственных эффектов перемешивания теплоносителя разной температуры и концентрации борного раствора и опасности ввода положительной реактивности при попадании таких струй в активную зону (рис. 4). В настоящее время указанный эффект прироста мощности не превышает нескольких процентов, что сопоставимо с точностью измерения мощности и амплитуд ее низкочастотных колебаний в рабочих режимах (см., например, [1]).

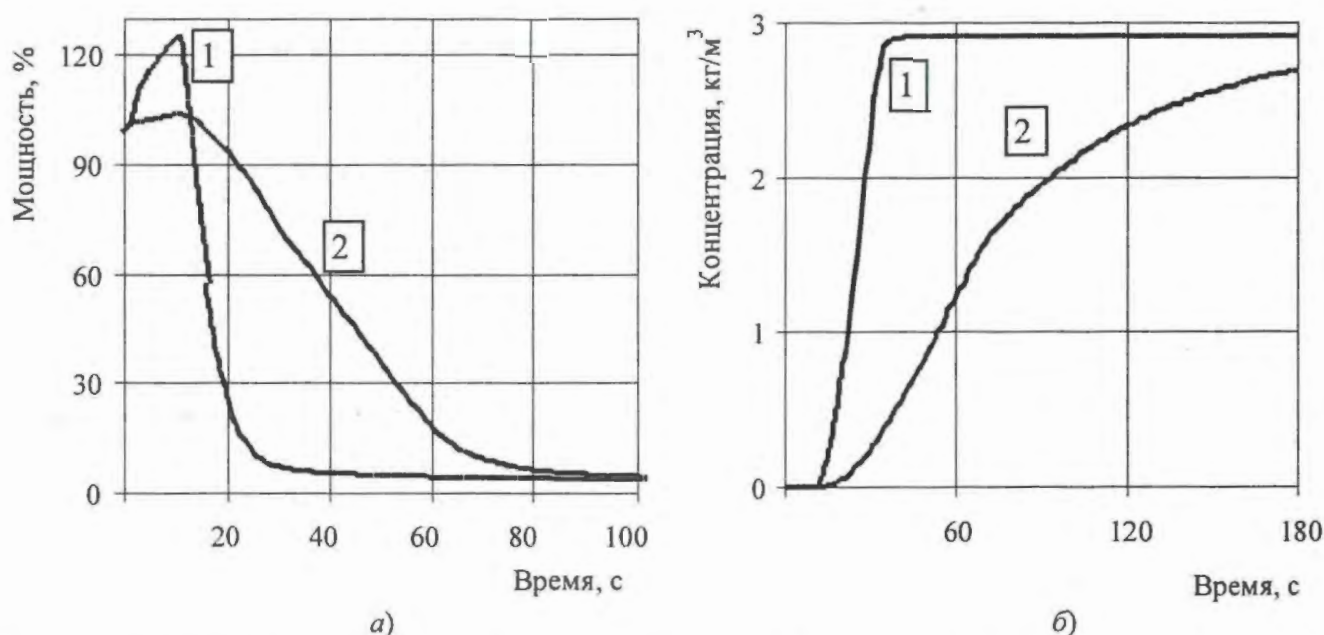


Рис. 4. Результаты расчета мощности реактора (а) и средней концентрации бора в активной зоне (б); впрыск бора непосредственно у входа в зону (1) и на входе в опускной участок (2)

В свою очередь перенос места впрыска привел к некоторому увеличению времени транспорта бора до активной зоны. Так, требуемая для гарантированного обеспечения подкритичности реактора концентрация бора ($1,5 \text{ кг/м}^3$) в активной зоне достигается через минуту после формирования сигнала АЗ.

Приведенные примеры показывают, что решение вопроса о поведении реактора в динамических режимах со срабатыванием борных систем требует разработки обобщенной теплогидравлической модели установки, позволяющей решать задачу транспорта бора и имеющей представительную карту режима течения и теплообмена. Такая модель разработана на основе кода RELAP5/MOD3 [1].

Расчеты по этой модели показали, что при относительно небольших течах возникает ситуация, когда одновременное срабатывание обеих борных систем высокого давления приводит к некоторому росту давления в корпусе реактора вследствие ввода значительного количества газа, что нежелательно. В связи с этим было принято решение об отключении борных систем от I контура РУ после полного выдавливания из них борного раствора. Однако до реализации этого решения произошел инцидент со срабатыванием АЗ с одновременным вводом в реактор газа от обеих систем борного раствора вследствие ошибки персонала. Результатом стало повышение давления до уставки на срабатывание предохранительного клапана, что подтвердило правильность выводов, сделанных на основе расчетного анализа режимов с течами.

Вместе с тем сопоставление экспериментальных данных этого режима с расчетом (рис. 5) показало наличие заметных расхождений расчета и эксперимента для такой важной интегральной характеристики процесса, как давление. Были предприняты обширные работы по верификации расчетной модели, некоторые результаты изложены в работе [1]. В верификационные исследования входили также и вопросы динамики уровня в режимах с глубоким (до 2 МПа и более) сбросом давления.

В рассмотренном режиме выброс пара через предохранительные клапаны осуществлялся согласно проекту РУ ВК-50 непосредственно в атмосферу. С учетом требований современных нормативных документов разработана и внедрена система локализации выброса пара, в которой весь сбрасываемый пар конденсируется в воде бассейна емкостью 100 м^3 с помощью устройства, работающего по принципу эжекторного смесителя. Пар, подаваемый в эжекторный смеситель, предварительно проходит очистку от йода в щелочной среде и от влаги в сепараторе, уменьшая свою активность. Неконденсируемые газы удаляются в систему спецвентиляции.

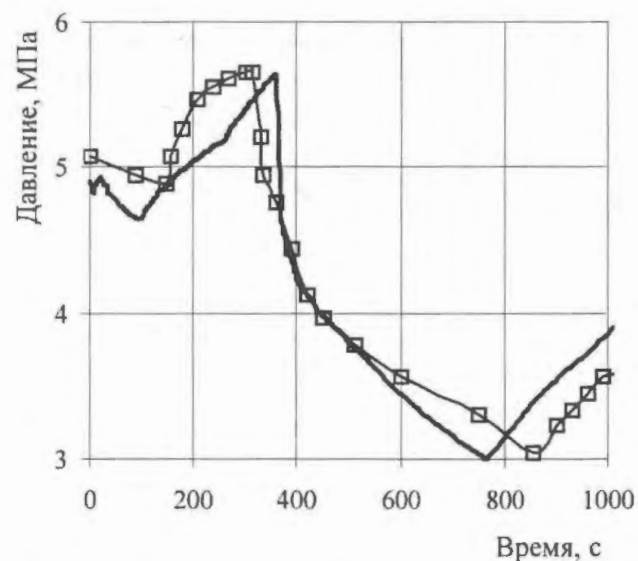


Рис. 5. Сопоставление экспериментальных (\square) и расчетных (—) данных для давления в режиме ввода газа под крышку реактора от обеих борных систем высокого давления

Рис. 5. Сопоставление экспериментальных (\square) и расчетных (—) данных для давления в режиме ввода газа под крышку реактора от обеих борных систем высокого давления

Расчетный анализ по верифицированной модели работы этой системы показал, что в ряде ситуаций целесообразно ее использование для более быстрого сброса давления пара в реакторе. Тем самым уменьшается истечение водяного теплоносителя через разрыв контура и уменьшается вероятность обезвреживания активной зоны реактора в запроектных авариях. Непосредственные испытания системы показали ее работоспособность и надежность в обеспечении радиационной безопасности.

4. Системы аварийного охлаждения реактора

По исходному проекту РУ предусматривался один канал подачи воды в реактор, способный обеспечивать работу РУ при нормальной эксплуатации и ее нарушениях. Расчетный анализ показал, что если происходит обрыв этого единственного трубопровода подачи питательной воды в реактор, то проектные средства подпитки реактора теплоносителем могли обеспечить поддержание уровня воды в его корпусе только в течение первых минут. Далее при такой аварийной ситуации возможно частичное оголение активной зоны с разгерметизацией твэлов и выходом значительного количества радиоактивного йода и других продуктов деления в локализирующие помещения. Для уменьшения последствий такой аварии созданы две независимые системы, основанные на разных принципах действия.

Система аккумуляции воды реактора (САВР) состоит из гидроемкости объемом 20 м^3 , подключенной к реактору и его контуру. Работа системы основана на пассивных принципах использования энергии воды, находящейся в гидроемкости при температуре насыщения, и гидростатического перепада давления между емкостью и реактором за счет расположения гидроемкости выше уровня воды в реакторе. При снижении давления и/или уровня теплоносителя в реакторе вода из гидроемкости вытесняется в реактор вначале за счет гидростатического давления, а при глубоком снижении давления в реакторе за счет пара, выделившегося при вскипании насыщенной воды в гидроемкости.

Система аварийного охлаждения реактора (САОР) представляет собой питательный трубопровод с двумя насосами, имеющими различные и независимые источники электропитания. Насосы включаются в работу автоматически по сигналам обрыва патрубка реактора и снижения уровня воды в корпусе реактора до 15 %.

Эффективность работы систем иллюстрирует рис. 6. Рассматриваются аварии с большими течами, в которых по сигналу АЗ срабатывает АЗ и только одна из систем подпитки реактора. При этом на САОР распространяется принцип единичного отказа, т.е. предполагается, что из двух насосов работает только один.

Видно, что после наиболее активной фазы истечения (3...4 мин) активная зона быстро заливается водой. При этом на первой фазе процесса САОР с относительно холодной водой обладает большей эффективностью, чем САВР с насыщенным теплоносителем. Таким образом, основываясь на различных принципах действия, обе системы взаимно дополняют друг друга. При этом САВР используется как система ограниченного по времени действия, а САОР как система длительного действия.

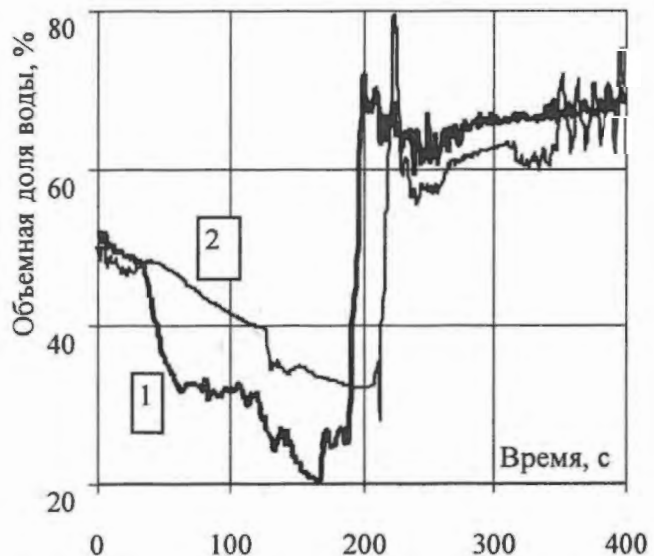


Рис. 6. Изменение объема воды в активной зоне в режимах большой течи при работе САВР (1) и САОР (2)

Заключение

Представлены основные результаты разработки систем безопасности реактора ВК-50, предназначенных для защиты установки в режимах с разгерметизацией I контура и потерей теплоносителя. Эффективность систем основана на использовании внутренних свойств безопасности, таких как всережимная естественная циркуляция теплоносителя, отрицательные обратные связи и связанные с этим саморегулирование и самоограничение мощности, относительно низкая энергонапряженность активной зоны.

Расчетная оценка эффективности систем безопасности основана на математической модели, разработанной на базе теплогидравлического кода улучшенной оценки RELAP5/MOD3.2. Верификация модели осуществлена на основе интегральных экспериментов на установке, в которых исследовались как сами системы безопасности, так и наиболее фундаментальные статические и динамические характеристики установки.

Выполненный комплекс работ по повышению технической безопасности и расчетно-методическому обоснованию безопасности позволил продлить срок эксплуатации установки и сохранить ее как базу для дальнейших исследований в области проектирования и создания АЭС с кипящим реактором малой мощности.

433510, г. Димитровград Ульяновской обл.; контактные тел.: 8(84235)6-56-64, 6-53-57 (р.); E-mail: ovs@niiar.ru

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Семидоцкий И.И. Опыт применения теплогидравлического кода RELAP5/MOD3.2 для моделирования статических и динамических режимов корпусного кипящего реактора ВК-50 // ВАИТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 1. – С. 28 – 38.
2. Махин В.М., Шулимов В.Н. Экспериментальное изучение поведения многоэлементных ТВС и твэлов ВВЭР в аварийных режимах эксплуатации с потерей теплоносителя / Труды междунар. конф. "Теплофизические аспекты безопасности ВВЭР", Теплофизика-98, т. 2, ГНЦ РФ ФЭИ, Обнинск, 26 – 29 мая, 1998. – С. 27 – 36.
3. Семидоцкий И.И., Антонов С.Н., Садулин В.П. Нелинейная математическая модель корпусного кипящего реактора ВК-50: Препринт НИИАР-3(766). – Димитровград, 1989.

Статья поступила в редакцию 14 апреля 2005 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 1, с. 22 – 28.

УДК 621.039.524.4-97.519.86

Опыт применения теплогидравлического кода RELAP5/MOD3.2 для моделирования статических и динамических режимов корпусного кипящего реактора ВК-50

И.И. Семидоцкий, ФГУП "ГНЦ РФ НИИАР", 433510, г. Димитровград-10 Ульяновской обл.

Теплогидравлический код RELAP5/MOD3.2 является основой математической модели реактора ВК-50, применявшейся для расчетного обоснования безопасности этого реактора. Представлены результаты верификации модели с использованием данных по рабочим и экспериментальным режимам реактора. По результатам анализа экспериментальных данных и кросс-верификации моделей парогенерирующего канала на основе кодов RELAP5/MOD3.2, KORSAR/V1 установлены некоторые особенности разрабатываемых на базе кода RELAP5/MOD3.2 моделей.

EXPERIENCE IN APPLICATION OF THE RELAP5/MOD3.2 HEAT-HYDRAULIC COMPUTER CODE TO SIMULATE STATIC AND DYNAMIC REGIMS OF THE VESSEL-TYPE BOILING WATER REACTOR VK-50. I.I. SEMIDOTSKY. The thermal-hydraulic computer code RELAP5/MOD3.2 is the basis of the boiling water reactor VK-50 mathematical model. The results of mathematical model validation are presented using data on operation and experimental conditions of the reactor. A cross-validation of the steam generating channel models is being made on the basis of RELAP5/MOD3.2, KORSAR/V1. Some specific characteristics of the developed RELAP5/MOD3.2 based models have been found.

Для исследования безопасности динамических режимов корпусного кипящего реактора ВК-50 в основном используют теплогидравлический код RELAP5/MOD3.2 [1]. Это обусловлено отсутствием на момент выполнения основных работ по обоснованию безопасности этой установки отечественного кода, имеющего такие же возможности, что и код RELAP5 [2].

Корректность расчетных исследований по безопасности оценивали и подтверждали верификацией расчетной модели на обширном экспериментальном материале по статическим [3, 4] и динамическим [5] характеристикам РУ ВК-50, накопленном за длительный период ее эксплуатации. В то время как результаты верификации по статическим характеристикам “мощность реактора – скорость естественной циркуляции” и “мощность реактора – давление” были удовлетворительными, расчет динамических режимов требовал специальной корректировки модели парового эффекта реактивности.

Для количественного и качественного объяснения особенностей модели кода RELAP5/MOD3.2 использовали кроссверификацию, для чего применяли отечественный код КОРСАР/V1 (первая базовая версия) [6]. Поскольку в этой версии кода КОРСАР в отличие от кода RELAP отсутствует специализированная модель для описания области перелива теплоносителя (модель SEPARATOR сепаратора [1]), кроссверификация кодов RELAP и КОРСАР осуществлена только для моделей активной зоны.

Несмотря на указанное ограничение, результаты кроссверификации весьма информативны. Они дают возможность понять те механизмы, которые определяют особенности численного счета по коду RELAP5/MOD3.2 взаимосвязанных теплогидравлических и ядерных процессов в РУ ВК-50. Кроме того, они позволяют оценить перспективу использования усовершенствованных версий кода КОРСАР для моделирования реакторов типа ВК-50. По этим причинам опыт применения кода RELAP5/MOD3.2 описан в данной работе, начиная с результатов кроссверификации.

1. Расчетная модель для кроссверификации

Основу расчетной модели РУ ВК-50, рассматриваемой в данной работе, составляет модель парогенерирующего канала (ТВС), представляющего активную зону реактора с заданными граничными условиями на ее входе и выходе (рис. 1).

По высоте парогенерирующий канал разбивали на 20 участков, которые представляют топливную часть и имеют одинаковую длину. При таком выборе расчетной схемы обеспечивается идентичность пространственной сетки между теплогидравлическими моделями и моделями кода БИПР-К [7], используемого для расчета полей энерговыделения и параметров обратных связей.

Для анализа выбран рабочий режим установки ВК-50, реализованный в экспериментах по исследованию ее динамических характеристик. Режим дублировали десятки раз в течение всей программы проведения экспериментов, и поэтому такие его характеристики, как устойчивость и воспроизводимость, определены достаточно надежно.

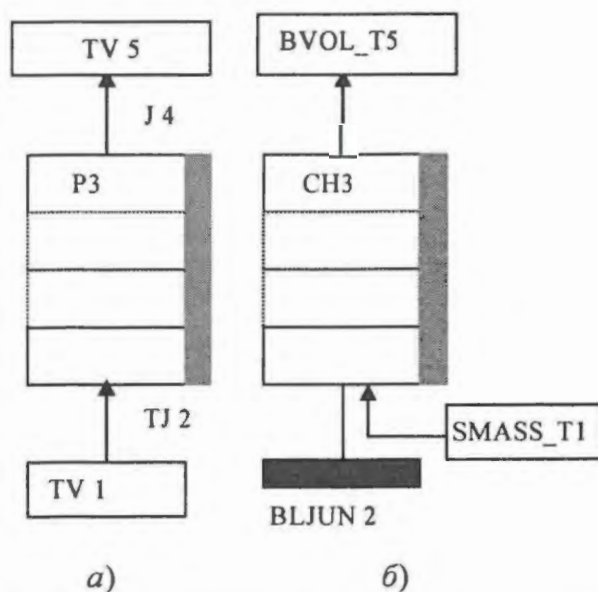


Рис. 1. Нодализационная схема парогенерирующего канала для кодов RELAP5/MOD3.2 (а) и КОРСАР/V1 (б): TV – “TIME DEPENDENT VOLUME”; J – “SINGULAR JUNCTION”; P – “PIPE”; TJ – “TIME DEPENDENT JUNCTION”; “BVOL_T” – заданная граничная ячейка; “CH” – канал; “SMASS_T” – заданный источник массы; “BLJUN” – непроницаемое соединение; – тепловые структуры, описывающие ТВЭЛ

2. Гидравлическая неустойчивость расчетных моделей парогенерирующего канала

Рассмотрены результаты расчета установившегося состояния парогенерирующего канала при фиксированных граничных и начальных условиях. Расход и температура недогрева теплоносителя на входе в канал, давление пара на выходе из него, а также локальное энерговыделение заданы постоянными и независимыми от времени.

На рис. 2 приведены результаты расчета локального паросодержания на различных высотных отметках, а также данные, полученные по корреляции Миропольского [8] для проскальзывания пара:

$$R = 1 + \frac{34,8 d_r^{0,25} \nu_v^{1/6}}{w_{\text{ц}}} \left(1 - \frac{P}{P_{\text{кр}}}\right), \quad (1)$$

где R – коэффициент скольжения фаз, отн. ед.; d_r – гидравлический диаметр канала, м; ν_v – кинематическая вязкость воды, $\text{м}^2/\text{с}$; $w_{\text{ц}}$ – скорость естественной циркуляции, $\text{м}/\text{с}$; P – давление в канале, МПа; $P_{\text{кр}}$ – критическое давление (22,07 МПа).

Эту корреляцию использовали в методике анализа устойчивости корпусного кипящего реактора [8], верифицированной на обширном экспериментальном материале, полученном на РУ ВК-50. В выражении (1) коэффициент скольжения фаз зависит от средних значений параметров в объеме каналов и служит интегральной характеристикой исследуемого режима. В рассматриваемом режиме по корреляции Миропольского коэффициент скольжения $R = 1,9$.

Для оценки распределения других параметров двухфазного потока использовали связь коэффициента скольжения фаз, объемного паросодержания φ и массового расходного паросодержания X :

$$\varphi = \frac{1}{1 + R(\rho_f / \rho_g)(1 - X) / X}, \quad (2)$$

где ρ_f, ρ_g – плотность воды и пара, соответственно.

С учетом эффектов поверхностного кипения на сравнительно небольшом экономайзерном участке массовое расходное паросодержание в зависимости (2) можно заменить на балансное паросодержание:

$$X = \left(\nabla I_{\text{вх}} + \int_0^H Q_l dl / G_{\text{ц}} \right) / r, \quad (3)$$

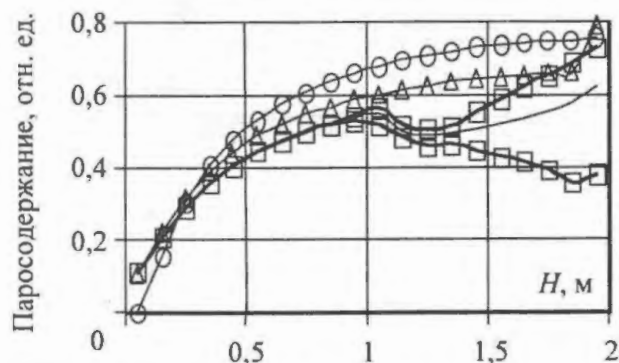


Рис. 2. Распределение объемного паросодержания по высоте топливной части канала: огибающие колебаний на частоте основного резонанса (\square) и усредненное по времени паросодержание, полученное по кодам RELAP5/MOD3.2 (—), КОРСАР (Δ) и по формулам (1)...(3) (\circ)

где $\nabla I_{\text{вх}}$ – недогрев теплоносителя до состояния насыщения на входе в канал; Q_l – линейная плотность теплового потока; H – высота зоны; r – теплота парообразования; $G_{\text{ц}}$ – расход теплоносителя через канал.

Из рис. 2 видно, что распределение паросодержания по высоте канала для фиксированного поля энерговыделения по соотношениям (1)...(3) и по коду КОРСАР представляет устойчивые стационарные решения по всей высоте канала. По коду RELAP паросодержание с середины активной зоны уменьшается (рис. 2). Области выше этой отметки гидравлически неустойчивы. В них объемное паросодержание колеблется, амплитуда колебаний составляет десятки процентов.

В результате анализа показано, что наиболее вероятная причина отмеченной гидравлической неустойчивости расчета по коду RELAP – резкий рост коэффициента скольжения фаз (рис. 3) при переходе на высотной отметке 1 м от снарядного (пятый режим течения в коде RELAP) к дисперсно-кольцевому режиму течения (шестой режим).

В этом случае возникает сильная отрицательная обратная связь между объемным паросодержанием и скоростью паровой фазы. С ростом паросодержания режим течения изменяется с пятого на шестой, и увеличивается скорость оттока пара из данной области. При этом снижается локальное паросодержание и осуществляется обратный переход с шестого режима на пятый. Таким образом, на частоте основного резонанса наблюдается механизм неустойчивости, имеющий явно искусственный характер.

При повышенном оттоке пара на границе гидравлической неустойчивости усредненное по времени объемное паросодержание также смещается в сторону меньших значений. В результате наблюдаемая неустойчивость вызывает искажение параметров распределения двухфазного потока теплоносителя в широком частотном диапазоне. Следствием этого является систематическое расхождение расчетных и экспериментальных данных для объемного паросодержания на выходе ТВС РУ ВК-50 (рис. 4), отмеченное авторами работы [9].

Вариационные расчеты показывают, что наблюдаемое качественное различие в результатах расчета по различным кодам (рис. 2) исчезает при повышении мощности ТВС в расчете по коду КОРСАР на 60 %. Однако такой прирост мощности соответствует выходу за реальную границу резонансной неустойчивости в рассматриваемом режиме. Исходя из этого нельзя сказать, что результаты кроссверификации кодов отражают лишь количественные различия. Отмеченные различия являются качественными, что проявляется, в частности, в различной чувствительности динамических характеристик исследуемых моделей к числу контрольных объемов, которыми описывается парогенерирующий канал.

В качестве иллюстрации на рис. 5 приведены результаты расчета переходной характеристики от температуры теплоносителя на входе в канал (мгновенное уменьшение темпера-

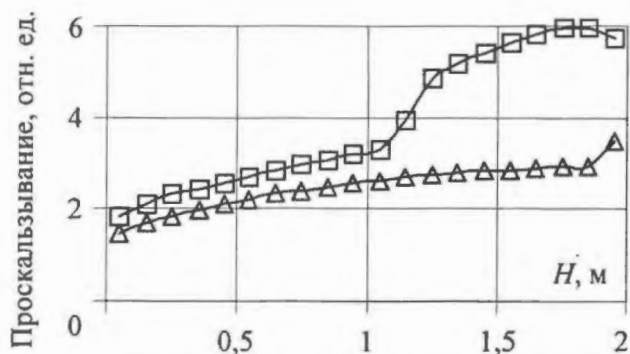


Рис. 3. Распределение коэффициента скольжения фаз по высоте топливной части канала: по коду RELAP5/MOD3.2 (□), усредненные по времени значения; по коду КОРСАР (Δ)

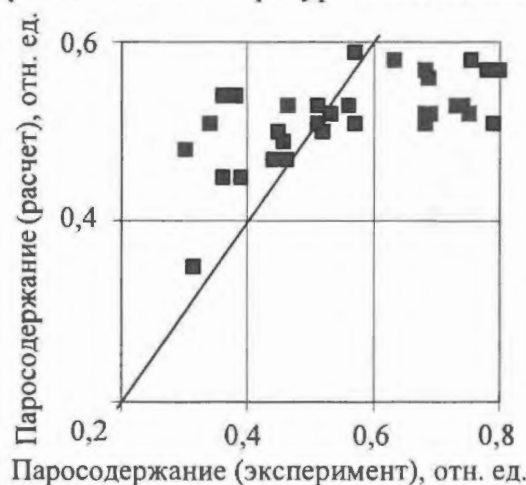


Рис. 4. Диаграмма разброса расчетных и экспериментальных данных для объемного паросодержания на выходе тепловыделяющей сборки РУ ВК-50

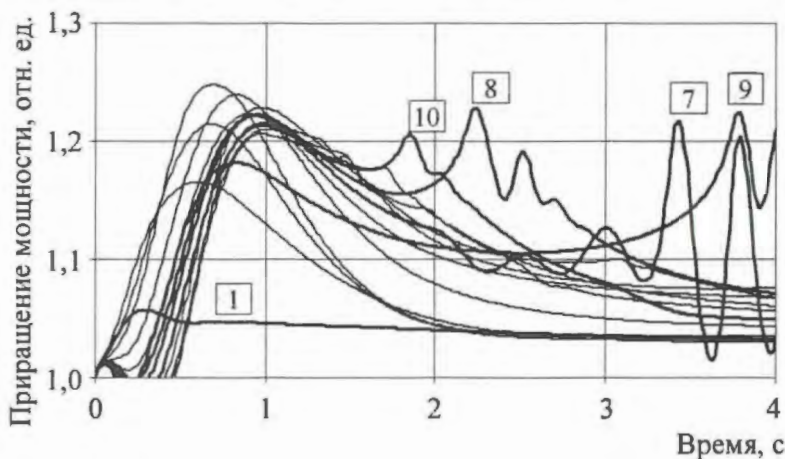


Рис. 5. Переходная характеристика модели парогенерирующего канала кода КОРСАР для мгновенного уменьшения температуры воды на входе в канал на 1 °С в зависимости от числа контрольных объемов (количество помечено числами на рисунке)

2. Гидравлическая неустойчивость расчетных моделей парогенерирующего канала

Рассмотрены результаты расчета установившегося состояния парогенерирующего канала при фиксированных граничных и начальных условиях. Расход и температура недогрева теплоносителя на входе в канал, давление пара на выходе из него, а также локальное энерговыделение заданы постоянными и независимыми от времени.

На рис. 2 приведены результаты расчета локального паросодержания на различных высотных отметках, а также данные, полученные по корреляции Миропольского [8] для проскальзывания пара:

$$R = 1 + \frac{34,8 d_r^{0,25} \nu_v^{1/6}}{w_{ц}} \left(1 - \frac{P}{P_{кр}}\right), \quad (1)$$

где R – коэффициент скольжения фаз, отн. ед.; d_r – гидравлический диаметр канала, м; ν_v – кинематическая вязкость воды, m^2/c ; $w_{ц}$ – скорость естественной циркуляции, м/с; P – давление в канале, МПа; $P_{кр}$ – критическое давление (22,07 МПа).

Эту корреляцию использовали в методике анализа устойчивости корпусного кипящего реактора [8], верифицированной на обширном экспериментальном материале, полученном на РУ ВК-50. В выражении (1) коэффициент скольжения фаз зависит от средних значений параметров в объеме каналов и служит интегральной характеристикой исследуемого режима. В рассматриваемом режиме по корреляции Миропольского коэффициент скольжения $R = 1,9$.

Для оценки распределения других параметров двухфазного потока использовали связь коэффициента скольжения фаз, объемного паросодержания φ и массового расходного паросодержания X :

$$\varphi = \frac{1}{1 + R(\rho_f / \rho_g)(1 - X) / X}, \quad (2)$$

где ρ_f, ρ_g – плотность воды и пара, соответственно.

С учетом эффектов поверхностного кипения на сравнительно небольшом экономайзерном участке массовое расходное паросодержание в зависимости (2) можно заменить на балансное паросодержание:

$$X = \left(\nabla I_{вх} + \int_0^H Q_l dl / G_{ц} \right) / r, \quad (3)$$

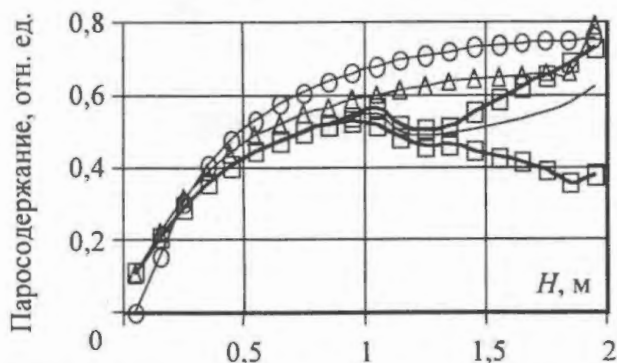


Рис. 2. Распределение объемного паросодержания по высоте топливной части канала: огибающие колебаний на частоте основного резонанса (\square) и усредненное по времени паросодержание, полученное по кодам RELAP5/MOD3.2 (—), КОРСАР (Δ) и по формулам (1)...(3) (\circ)

где $\nabla I_{вх}$ – недогрев теплоносителя до состояния насыщения на входе в канал; Q_l – линейная плотность теплового потока; H – высота зоны; r – теплота парообразования; $G_{ц}$ – расход теплоносителя через канал.

Из рис. 2 видно, что распределение паросодержания по высоте канала для фиксированного поля энерговыделения по соотношениям (1)...(3) и по коду КОРСАР представляет устойчивые стационарные решения по всей высоте канала. По коду RELAP паросодержание с середины активной зоны уменьшается (рис. 2). Области выше этой отметки гидравлически неустойчивы. В них объемное паросодержание колеблется, амплитуда колебаний составляет десятки процентов.

В результате анализа показано, что наиболее вероятная причина отмеченной гидравлической неустойчивости расчета по коду RELAP – резкий рост коэффициента скольжения фаз (рис. 3) при переходе на высотной отметке 1 м от снарядного (пятый режим течения в коде RELAP) к дисперсно-кольцевому режиму течения (шестой режим).

В этом случае возникает сильная отрицательная обратная связь между объемным паросодержанием и скоростью паровой фазы. С ростом паросодержания режим течения изменяется с пятого на шестой, и увеличивается скорость оттока пара из данной области. При этом снижается локальное паросодержание и осуществляется обратный переход с шестого режима на пятый. Таким образом, на частоте основного резонанса наблюдается механизм неустойчивости, имеющий явно искусственный характер.

При повышенном оттоке пара на границе гидравлической неустойчивости усредненное по времени объемное паросодержание также смещается в сторону меньших значений. В результате наблюдаемая неустойчивость вызывает искажение параметров распределения двухфазного потока теплоносителя в широком частотном диапазоне. Следствием этого является систематическое расхождение расчетных и экспериментальных данных для объемного паросодержания на выходе ТВС РУ ВК-50 (рис. 4), отмеченное авторами работы [9].

Вариационные расчеты показывают, что наблюдаемое качественное различие в результатах расчета по различным кодам (рис. 2) исчезает при повышении мощности ТВС в расчете по коду КОРСАР на 60 %. Однако такой прирост мощности соответствует выходу за реальную границу резонансной неустойчивости в рассматриваемом режиме. Исходя из этого нельзя сказать, что результаты кроссверификации кодов отражают лишь количественные различия. Отмеченные различия являются качественными, что проявляется, в частности, в различной чувствительности динамических характеристик исследуемых моделей к числу контрольных объемов, которыми описывается парогенерирующий канал.

В качестве иллюстрации на рис. 5 приведены результаты расчета переходной характеристики от температуры теплоносителя на входе в канал (мгновенное уменьшение темпера-

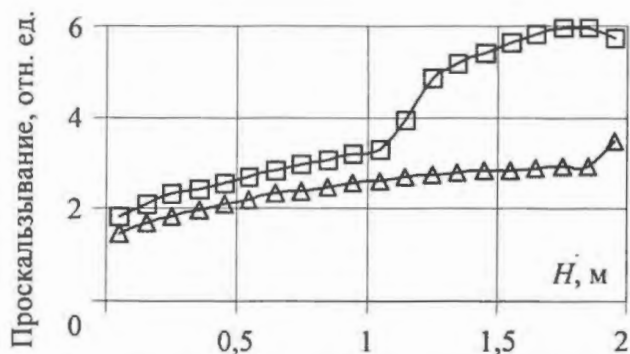


Рис. 3. Распределение коэффициента скольжения фаз по высоте топливной части канала: по коду RELAP5/MOD3.2 (□), усредненные по времени значения; по коду КОРСАР (Δ)

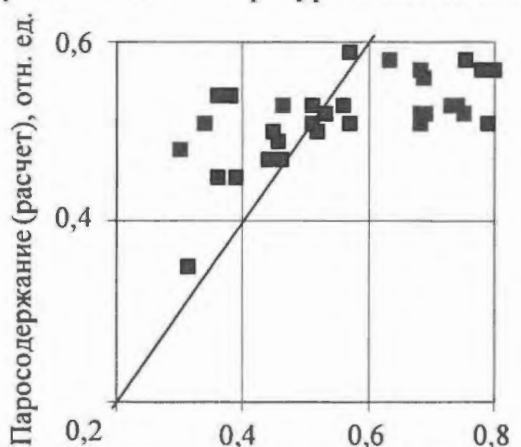


Рис. 4. Диаграмма разброса расчетных и экспериментальных данных для объемного паросодержания на выходе тепловыделяющей сборки РУ ВК-50

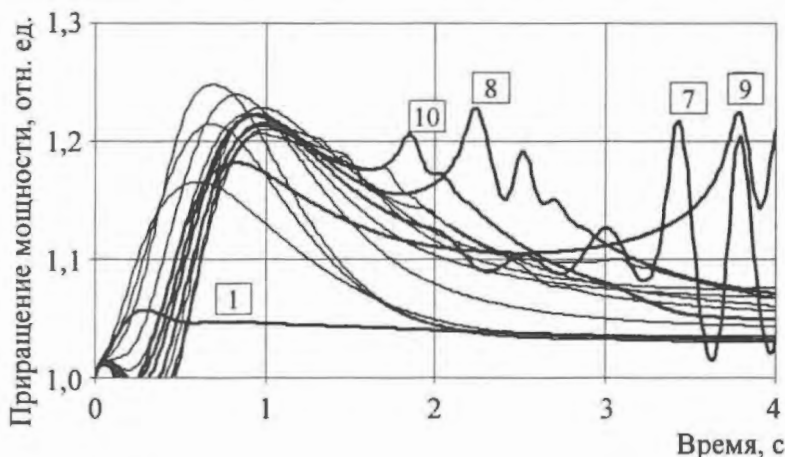


Рис. 5. Переходная характеристика модели парогенерирующего канала кода КОРСАР для мгновенного уменьшения температуры воды на входе в канал на 1 °С в зависимости от числа контрольных объемов (количество помечено числами на рисунке)

туры на 1 °С) к мощности реактора в зависимости от числа контрольных объемов по высоте канала. Число объемов варьировалось от одного до двадцати, расчетная сетка равномерная. Видно, что для чисел 7...10 контрольных объемов возникает некоторая неустойчивость расчетной схемы. Для остальных разбиений (как с меньшим, так и бóльшим числом контрольных объемов) модель представляет колебательное звено с большим коэффициентом затухания. Для всех характеристик максимальная амплитуда возмущения мощности невелика и практически не зависит от нодализации.

Результаты расчета переходной характеристики для модели кода RELAP представлены на рис. 6. Область неустойчивости расчетной модели примерно та же, что для кода КОРСАР (4...10 контрольных объемов). Однако максимум достигаемых при этом всплесков мощности значительно (на порядок и более) выше. Для указанных разбиений, по-видимому, теряет смысл понятие переходной характеристики, поскольку уже в исходном состоянии в силу значительных флуктуаций паросодержания модель кода RELAP является нелинейной. Для остальных разбиений полученная переходная характеристика имеет тот же вид, что и для кода КОРСАР (рис. 7).

3. Частотные характеристики гидравлической неустойчивости расчетных моделей парогенерирующего канала

Поскольку реактор ВК-50 обладает резонансными свойствами с частотой около 1 Гц (так называемая высокочастотная (ВЧ) гармоника [10]), возникает вопрос о соотношении частоты наблюдаемых в расчетной модели колебаний параметров двухфазного теплоносителя и ВЧ-гармоники реактора ВК-50.

На рис. 8 приведены результаты расчета установившихся колебаний паросодержания на высотной отметке 1,85 м для номинальной (код RELAP) и увеличенной на 60 % (код КОРСАР) мощностей канала. Видно, что полученные частоты колебаний паросодержания заметно различаются. Общим для моделей является то, что в обоих случаях эта частота значительно (в 2...3 раза) выше частоты собственных колебаний реактора.

В качественном плане столь существенное различие между частотой реактора и ее расчетными аналогами объясняется следующим. В активной зоне основной вклад в нестабильность вносят флуктуации паросодержания, возникающие в нижней части ТВС (на экономайзерном участке) [10]. Соответственно резонансная частота определяется временем транспорта пара по всей длине ТВС. В рассматриваемых расчетных моделях с фиксированным распределением

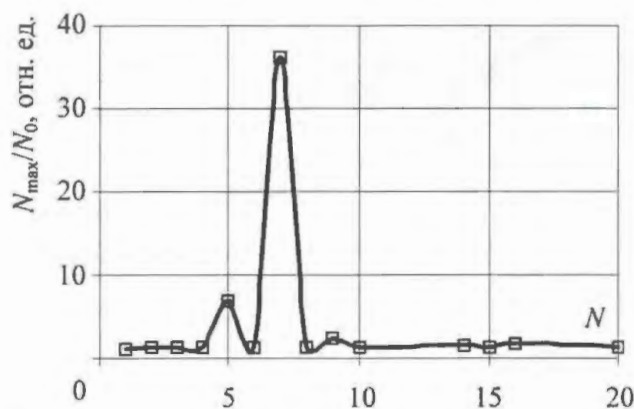


Рис. 6. Зависимость максимальной амплитуды возмущения мощности в переходной характеристике от числа контрольных объемов для кода RELAP

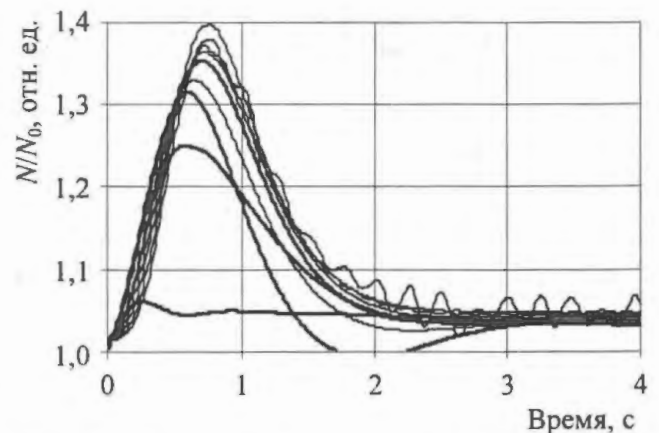


Рис. 7. Семейство переходных характеристик устойчивых моделей кода RELAP (разбиения с числами 1...3, 11...20 контрольных объемов)

энерговыведения возникает искусственный источник неустойчивости, представляющий границу снарядного и дисперсно-кольцевого режимов течения, которая располагается в верхней части ТВС. Соответственно уменьшается время транспорта пара от источника возмущения до выхода ТВС, в результате чего увеличивается частота флуктуаций параметров. Этот фактор может определять параметры колебаний и при подключении обратных связей, т.е. в условиях взаимосвязи нейтронной кинетики и теплогидравлики. Например, в детальной обобщенной модели установки, описанной в работе [11] (12 парогенерирующих каналов, каждый из которых разбит на 5 контрольных объемов), частота колебаний мощности в номинальном режиме вдвое превышает частоту ВЧ-гармоники РУ ВК-50.

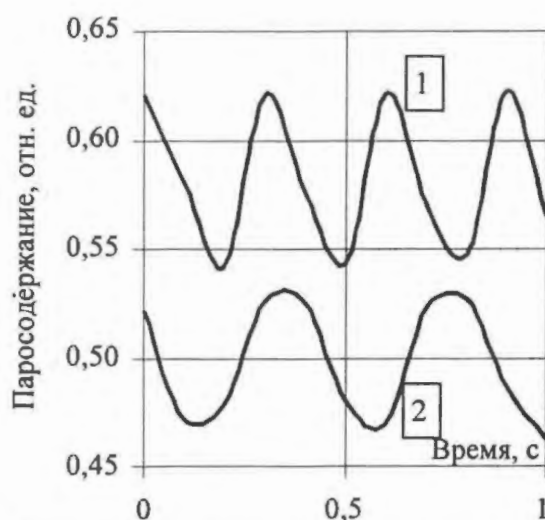


Рис. 8. Установившиеся колебания объемного паросодержания на высоте 1,85 м, полученные по кодам КОРСАР (1), RELAP (2)

4. Моделирование процессов с преобладанием состояния подкритичности активной зоны

Наличие в коде RELAP5/MOD3.2 искусственного источника неустойчивости двухфазного потока теплоносителя для параметров рабочих режимов РУ ВК-50 уменьшает запас до границы резонансной неустойчивости расчетной модели по сравнению с реальным объектом. В результате возможны проблемы с расчетом переходных режимов. Предельным случаем такой неустойчивости переходного режима является статическая неустойчивость расчета [5].

Таким образом, вопрос о корректности расчета по коду RELAP5/MOD3.2 нестационарных процессов в РУ ВК-50 требует экспериментального обоснования. Исходя из полученных результатов целесообразно выделить два класса нестационарных процессов: с отсутствием обратной связи между теплогидравлическими и нейтронно-физическими процессами; с наличием такой связи.

Процессы первого типа в “чистом” виде для рабочего состояния выделить невозможно, поскольку для компенсации значительного парового эффекта реактивности необходимо определенное время даже при срабатывании аварийной защиты. Несмотря на это режимы срабатывания аварийной защиты можно отнести к этому типу процессов, поскольку вводимая отрицательная реактивность подавляет все “тонкие” эффекты обратной связи. При этом глубина обратной связи уменьшается по мере ввода рабочих органов вплоть до момента полного ввода (20 с).

Второй класс процессов образуют переходные режимы, возникающие в результате оперативного вмешательства, которое приводит к возмущению расхода пара, питательной воды и реактивности. Сюда относятся и автоколебательные режимы, возникающие вблизи границы резонансной неустойчивости при рабочих значениях уровня теплоносителя, а также автоколебания при снижении уровня до некоторого критического значения.

Подкритичность реактора ВК-50 обеспечивается двумя независимыми системами аварийной защиты: электромеханической системой управления защитой (СУЗ) и системой ввода борного раствора из монжюса впрыска бора (МВБР). Сопоставление расчетных и экспериментальных данных для экспериментального режима срабатывания электромеханической СУЗ и МВБР дает следующие результаты.

В первом случае (рис. 9) наблюдается процесс с большим снижением давления (до 2,0 МПа) в корпусе реактора. Модель удовлетворительно описывает динамику основных

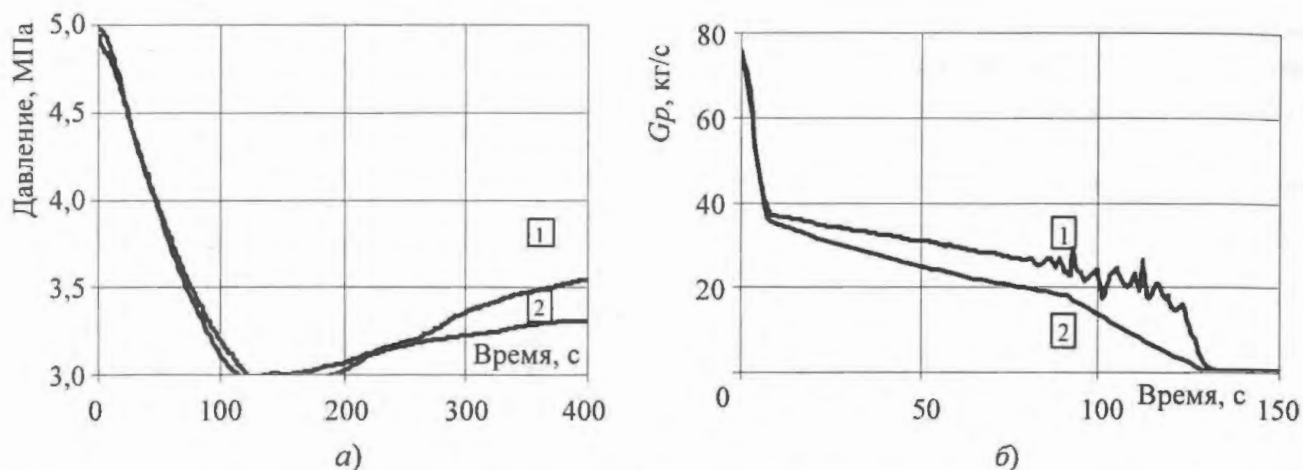


Рис. 9. Зависимость от времени для давления (а) и отбора пара из реактора (б) в режиме срабатывания АЗ: 1 – эксперимент; 2 – расчет

параметров реактора во всем рассматриваемом временном интервале, в том числе на этапе перехода от рабочего уровня мощности к остаточному тепловыделению (первая минута процесса).

Для моделирования МВБР применяли специально разработанную для описания таких систем модель гидроаккумулятора с сосредоточенными параметрами (компонента ACCUM в терминах кода RELAP). Данная компонента имеет то преимущество перед типовыми моделями кода, что при ее использовании отсутствует захват газа из газовой подушки жидкостью (в данном случае борированной). Предварительные расчеты [12] показали, что расчетная концентрация бора в активной зоне в моделируемом режиме срабатывания МВБР систематически занижается по сравнению с ожидаемой величиной. В связи с этим разработана специальная феноменологическая модель с использованием компоненты ACCUM, представленная на рис. 10.

Гидроаккумулятор ас300 содержит по 5 м³ азота и воды с концентрацией 20 г/л бора в воде. Таким образом, общая масса бора в гидроаккумуляторе равна 100 кг. Гидроаккумулятор соединен с трубой (элемент Р303), представленной 15-ю контрольными объемами по 1 м³. Верхние 10 объемов трубы заполнены азотом, нижние 5 – водой. Под действием избыточного давления газа в гидроаккумуляторе борированная вода в течение 23-х с перетекает в трубу, и устанавливается новое стационарное состояние, в котором 10 нижних объемов Р303 заполнены водой, 5 верхних объемов трубы и гидроаккумулятор – газом. Контролируются полная масса бора в гидроаккумуляторе ($M_{бр}$) и трубе ($M_{бт}$), а также полная масса бора в этой замкнутой системе ($M_{бс}$):

$$M_{бт} = \sum_{i=1}^{15} 1,0 \times C_{би}; \quad M_{бр} = 10 \times C_{бр}; \quad M_{бс} = M_{бт} + M_{бр},$$

где C_b – концентрация бора в рассматриваемом контрольном объеме (кг/м³), соответствует параметру “BORON” кода. Множители перед этим параметром представляют объем рассматриваемого контрольного элемента.

Для вычисления указанных балансных параметров использовалась система контрольных переменных кода. Результаты расчета представлены на рис. 11 и 12. Видно, что на момент полного выдавливания раствора из гидроаккумулятора в нем остается 60 % массы бора. В заполняемом раствором объеме находится соответственно только 40 % от всей массы бора. Таким образом, для рассматриваемой феноменологи-

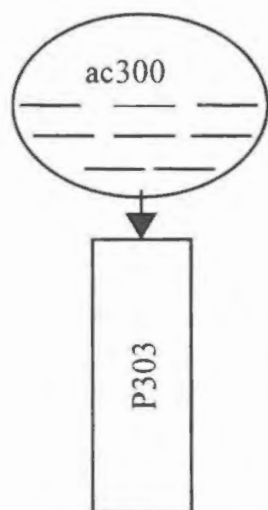


Рис. 10. Модель для исследования компоненты ACCUM

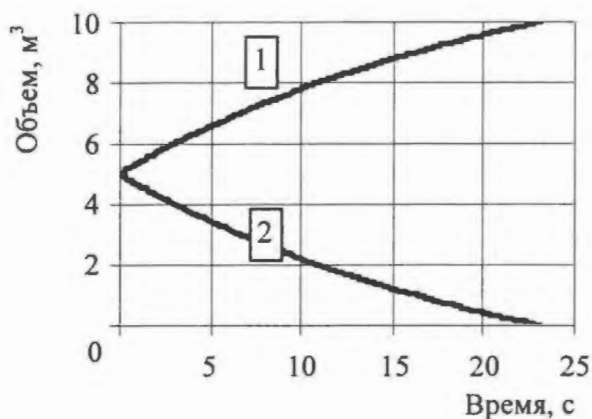


Рис. 11. Зависимость от времени объемов газа (1) и воды (2) в модели гидроаккумулятора

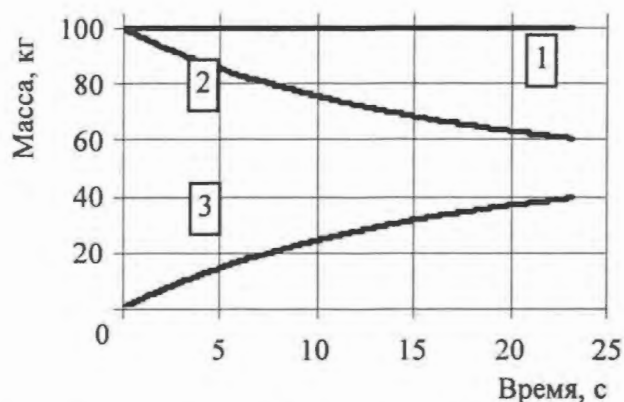


Рис. 12. Зависимость от времени общей массы бора в системе (1), массы бора в гидроаккумуляторе (2) и трубе (3)

ческой модели наблюдается явный дисбаланс между массами выдавливаемого раствора и бора вследствие искусственного захвата бора газовой компонентой.

Дополнительный анализ показывает, что таким свойством обладает только модель ACCUM. Для элемента PIPE фиктивного захвата бора газом не происходит, и транспорт бора осуществляется только жидкой фазой.

На рис. 13, где приводятся расчетные и экспериментальные данные для режима срабатывания МВБР на мощности, даны две расчетные кривые. Кривая 1 получена с использованием в расчетной модели фактической массы бора в МВБР, а кривая 2 – с ее двукратным завышением. Последняя величина соответствует оцененной для условий ВК-50 систематической погрешности в оценке массы вытесненного бора при применении модели ACCUM.

Видно, что при расчете мощности реактора изменение массы введенного в реактор бора дает заметный эффект. Для динамики давления результат изменения также положителен. В целом можно заключить, что модель транспорта бора жидкой фазой в коде RELAP5/MOD3.2 работает удовлетворительно.

Таким образом, сопоставление с экспериментом показывает, что для режимов с подавлением обратной связи между кинетикой и теплогидравликой расчетная модель на основе кода RELAP5/MOD3.2 позволяет получить удовлетворительные результаты при описании процессов с глубокими возмущениями основных параметров РУ ВК-50. В частности, адекватно воспроизводятся режимы со значительным сбросом давления, что подтверждает корректность расчета процессов с большими течами.

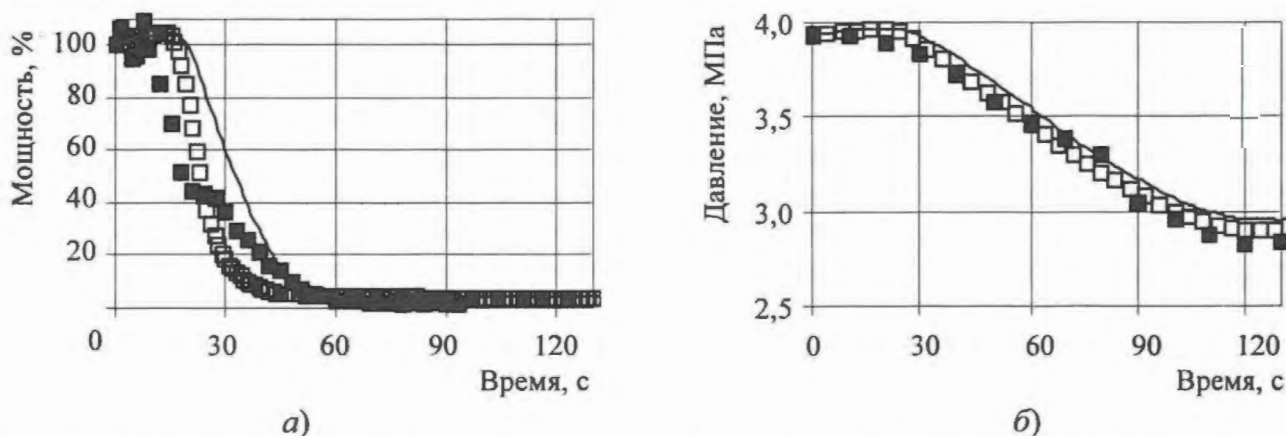


Рис. 13. Сравнение зависимостей мощности реактора (а) и давления (б) от времени при срабатывании МВБР в рабочем режиме (на мощности): экспериментальных (■), расчетных с номинальной (—) и удвоенной (---) концентрациями борной кислоты в модели гидроаккумулятора

5. Моделирование переходных режимов

При тестировании расчетной модели реактора ВК-50 по экспериментальным режимам с возмущениями расхода пара, питательной воды и реактивности авторы работы [11] отметили, что при использовании корреляции для парового эффекта реактивности “напрямую” может возникать статическая неустойчивость модели в режиме с относительно большими (10 % и более) приращениями давления и мощности. Для обеспечения устойчивости расчета необходимо подавлять колебания мощности в модели на частоте основного резонанса по перечисленным выше причинам. Осуществить такое подавление можно двумя способами:

- 1) модификацией корреляции для описания обратной связи по паровому эффекту реактивности;
- 2) применением цифрового фильтра нижних частот для парового эффекта.

Каждый из этих способов имеет свои достоинства и недостатки. В первом случае отсутствует фазовый сдвиг (временное запаздывание) между паросодержанием и реактивностью. Вместе с тем при уменьшении коэффициента усиления от паросодержания к мощности на резонансной частоте трудно сохранить его значение на нулевой гармонике. Таким образом, при данном подходе могут нарушаться базовые (статические) соотношения между реактивностью и мощностью. В свою очередь фильтр нижних частот при сохранении статических соотношений искажает фазовые характеристики. В области устойчивой работы реактора динамика мощности определяется общеконтурными процессами с характерной полосой частот 0,1 Гц и менее. Для таких частот можно осуществлять эффективную фильтрацию резонансной составляющей практически без искажения фазовых характеристик переходного режима. Поэтому второй метод повышения устойчивости расчетной модели кода RELAP5/MOD3.2 представляется более универсальным и надежным.

В качестве такого фильтра нижних частот в детальной модели РУ ВК-50 использовалось простое инерционное звено

$$d\rho_{\gamma}^* / dt = (\rho_{\gamma} - \rho_{\gamma}^*) / \tau_{\gamma}, \quad (4)$$

где ρ_{γ} – паровой эффект реактивности, определяемый по фактическим значениям плотности теплоносителя и других параметров; ρ_{γ}^* – результат фильтрации; τ_{γ} – постоянная времени инерционного звена.

Применение фильтра нижних частот (4) позволяет существенно повысить устойчивость расчетной схемы, но естественно не корректирует недостатки расчета статического распределения паросодержания по высоте ТВС (рис. 2, 3). Следствием этого является сохранение повышенной неустойчивости модели в области низких частот. В расчете переходного режима это может проявиться в появлении слабо затухающих или даже расходящихся низкочастотных колебаний (период 7...8 мин) давления, мощности и других параметров. На практике такие колебания регистрировались только совместно с высокочастотными колебаниями либо в специальном режиме [13] с малыми значениями уровня теплоносителя (ниже уставки срабатывания аварийной защиты по этому параметру). Повысить устойчивость расчета переходного режима в области низких частот можно путем ограничения модели парового эффекта реактивности пузырьковым и снарядным режимами течения. В качестве примера на рис. 14 приведены результаты расчета режима с уменьшением отбора пара с ограничением модели парового эффекта реактивности только экономайзерным участком. Совпадение расчетных и экспериментальных данных в целом удовлетворительное несмотря на то, что в расчете наблюдается систематическое занижение мощности по сравнению с экспериментом.

Отметим, что в качестве экспериментальных данных для мощности использовали непосредственно показания ионизационных камер и при их обработке брали прямо пропорциональную зависимость между показаниями камеры и мощностью реактора. Поэтому наиболее вероятной причиной отмеченного расхождения является нелинейная связь между

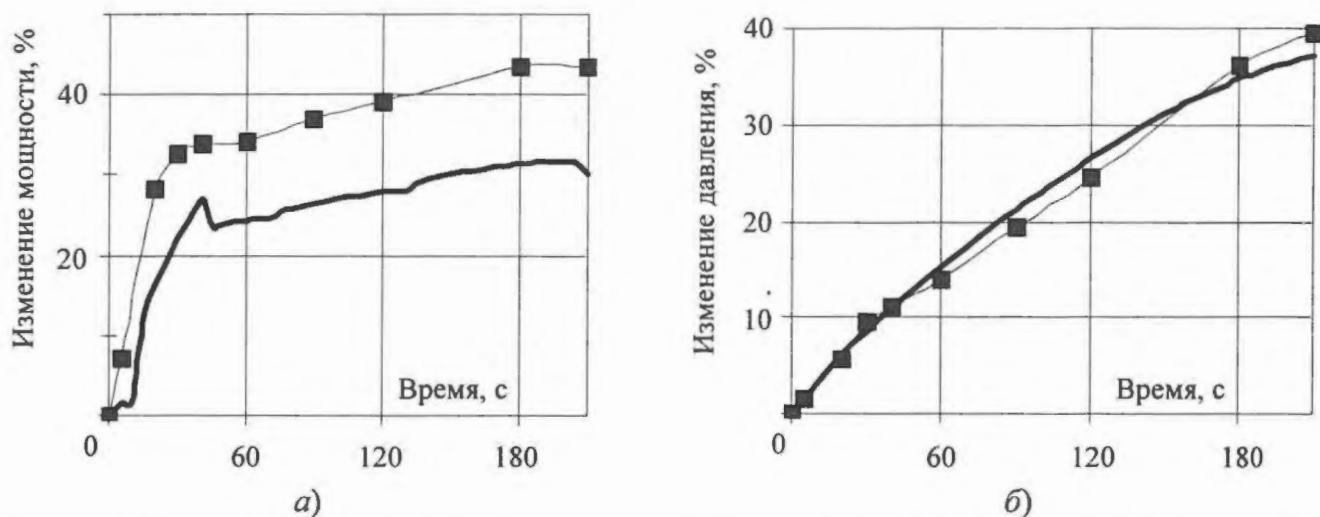


Рис. 14. Сравнение расчетных и экспериментальных данных изменения мощности (а) и давления (б) в режиме с уменьшением отбора пара: эксперимент (■); расчет (—)

показаниями ионизационных камер и фактической тепловой мощностью реактора в динамическом режиме, не учитываемая при обработке данных, которые получены с помощью ионизационных камер.

Аналогичные результаты получены для экспериментальных режимов с повышением отбора пара, уменьшением и увеличением подачи питательной воды, вводом положительной реактивности (анализировалось более 30 режимов).

Таким образом, полученные результаты показывают, что, несмотря на отмеченные недостатки исследуемой версии кода RELAP5/MOD3.2, с его помощью можно исследовать не только режимы с преобладанием подкритического состояния активной зоны, но и переходные режимы со слабо выраженными на частоте основного резонанса колебательными свойствами. Недостатком изложенного полуэмпирического подхода является необходимость иметь априорную информацию о границе резонансной неустойчивости установки в исследуемой области основных параметров и запасе устойчивости в исходном (стартовом) состоянии. Для действующей установки ВК-50 эта информация получается как в ходе специальных экспериментов, так и путем постоянного контроля за уровнем шумов нейтронного потока. Для проектируемых установок данный подход подразумевает применение специализированных кодов линейного и нелинейного анализа устойчивости.

Заключение

Установлено, что код RELAP5/MOD3.2 позволяет моделировать большинство переходных и аварийных режимов РУ ВК-50. Вместе с тем данный код обладает рядом особенностей, которые необходимо учитывать при проведении расчетов статических и динамических режимов реактора типа ВК-50. Это:

- наличие численной неустойчивости при сшивке снарядного и дисперсно-кольцевого режимов течения;
- повышенный коэффициент усиления передаточной функции от недогрева теплоносителя к мощности в области частот, близкой к основному резонансу реактора;
- захват бора газовой компонентой в специализированной модели "ACCUM".

Первые две особенности в совокупности могут вызвать количественные и качественные искажения в расчете переходных режимов и резонансных явлений, а также приводят к сильной зависимости результатов расчета от схемы нодализации. Последняя особенность может привести к существенной недооценке количества введенного в реактор бора при срабатывании соответствующих защитных систем.

Сопоставление расчетов по коду RELAP5/MOD3.2 с данными экспериментов на РУ ВК-50 показывает, что для большинства переходных и аварийных режимов эти эффекты могут быть учтены без изменения системы замыкающих соотношений кода и при этом обеспечивается адекватная оценка моделируемого процесса.

Из результатов кроссверификации кодов RELAP5/MOD3.2 и КОРСАР следует, что последний имеет более корректные динамические характеристики при описании взаимосвязанных нейтронно-физических и теплогидравлических процессов в активной зоне реактора ВК-50. Для более обоснованного вывода о том, замыкающие соотношения какого кода лучше описывают динамические процессы в области параметров, характерных для РУ ВК-50, необходим анализ соответствующих экспериментальных данных о процессах вблизи границы резонансной неустойчивости.

433510, г. Димитровград Ульяновской обл.; контактные тел.: 8(84235)6-56-64, 6-53-57 (р.); E-mail: ovs@niiar.ru

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Berta V.T. et al.* RELAP5/MOD3 Code Manual, Code Structure, System Models and Solution Methods / NUREG/CR-5535. INEL-95/0174. Vol. 1. INEL.
2. *Семидоцкий И.И., Шмелев В.Е., Антонов С.Н.* Расчетные исследования некоторых аварийных режимов реакторной установки ВК-50 по коду RELAP5/MOD3 / Сб. тр. Вып. 3. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1996. – С. 56 – 71.
3. *Семидоцкий И.И., Шмелев В.Е.* Верификация теплогидравлической модели реакторной установки ВК-50 на базе кода RELAP5/MOD3 по экспериментальным данным для статической характеристики “мощность реактора – скорость естественной циркуляции теплоносителя” / Сб. тр. Вып. 3. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1998. – С. 3 – 14.
4. *Семидоцкий И.И., Шмелев В.Е., Антонов С.Н.* Моделирование по коду RELAP5/MOD3 статических характеристик корпусного кипящего реактора ВК-50 / Сб. тез. докл. отраслевой конф. “Теплофизика-99”. – Обнинск: ФЭИ, 1999. – С. 79 – 81.
5. *Семидоцкий И.И., Шмелев В.Е., Антонов С.Н.* Моделирование по коду RELAP5/MOD3.2 переходных процессов с возмущением отбора пара и подачи питательной воды в реакторе ВК-50 / Сб. тез. докл. отраслевой конф. “Теплофизика-2001”. – Обнинск: ФЭИ, 2001. – С. 216 – 218.
6. *Мигров Ю.А., Волкова С.Н., Юдов Ю.В. и др.* Верификация РК КОРСАР на интегральных теплогидравлических стендах и на АЭС с ВВЭР-1000. Там же. – С. 137 – 139.
7. *Мараказов А.А., Стырин Ю.А., Суслов А.А.* Расчет поля энерговыделения в активной зоне кипящего водо-водяного реактора // Атомная энергия. 1985. Т. 59. Вып. 1. – С. 9.
8. *Лепник П.А., Плютинский В.И., Павлов С.П.* Методика расчета частотных характеристик и анализа устойчивости корпусных кипящих реакторов с естественной циркуляцией: Препринт ИАЭ-3576/5. – М.: 1982.
9. *Семидоцкий И.И., Махин В.М.* Применение теплогидравлического кода RELAP5/MOD3 для анализа режима петлевых испытаний в исследовательском реакторе МИР твэлов ВВЭР при параметрах аварии “Малая течь” / Тр. междунар. конф. “Теплофизика-98”. Т.2. – Обнинск: ФЭИ, 1998. – С. 208 – 217.
10. *Лепник П.А., Павлов С.П., Плютинский В.И.* К вопросу о механизме ВЧ-резонансной неустойчивости реактора ВК-50 // Атомная энергия. 1982. Т. 52. Вып. 6. – С. 379 – 382.
11. *Кизин В.Д., Ефаров С.А., Семидоцкий И.И. и др.* Радиационные последствия проектных аварий в кипящем реакторе ВК-50 / Сб. тр. Вып. 3. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2001. – С. 63 – 78.
12. *Семидоцкий И.И., Кошкина С.П.* Особенности моделирования по коду RELAP5/MOD3.2 пассивных систем ввода в реактор ВК-50 раствора борной кислоты / Сб. тез. докл. научно-технич. семинара “Оценка экспериментальных данных и верификация кодов”. Сосновый Бор, 4 – 8 октября 2004 г. – СПб.: ВВМ, 2004. – С. 52 – 53.
13. *Шмелев В.Е., Козин Е.В.* Экспериментальное изучение переходных режимов кипящего реактора при изменении уровня воды, давления пара и мощности: Препринт НИИАР-35(488). – Димитровград, 1981.

Статья поступила в редакцию 14 апреля 2005 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 1, с. 28 – 38.

Контроль герметичности оболочек твэлов на РУ ВК-50

А.М. Краснов, В.В. Коняшов, В.М. Ещеркин, Н.П. Туртаев,
ФГУП "ГНЦ РФ НИИАР", 433510, г. Димитровград-10 Ульяновской обл.

Представлены результаты совершенствования методов контроля герметичности оболочек твэлов на реакторной установке ВК-50.

FAILED FUEL DETECTION AT THE VK-50 REACTOR. A.M. KRASNOV, V.V. KONYASHOV, V.M. YESHCHEKIN, N.P. TURTAEV. The results of enhancement of methods of failed fuel detection at the VK-50 reactor are presented.

Контроль герметичности оболочек (КГО) твэлов служит важной составной частью обеспечения радиационной безопасности РУ. При работе корпусных ядерных реакторов контроль за состоянием одного из главных барьеров на пути распространения радиоактивных продуктов деления (РПД) выполняется интегральными системами КГО твэлов, которые должны давать информацию о количестве негерметичных твэлов и размерах дефектов. Поиск и отбраковку ТВС с негерметичными твэлами для их внеочередной выгрузки осуществляют системами КГО на остановленном реакторе.

Штатные системы КГО реакторов типа ВВЭР разработаны много десятилетий назад, но за это время не претерпели никаких изменений, хотя в отечественной и мировой практике накоплен большой опыт исследований и совершенствования этих систем. Здесь приведены результаты совершенствования КГО твэлов на РУ ВК-50. Показано, что методы и устройства КГО, которые уже длительное время используют на РУ ВК-50, более эффективны, чем на ВВЭР, поэтому могут быть рекомендованы для совершенствования КГО твэлов ВВЭР.

1. КГО на работающем реакторе

В отличие от реакторов типа ВВЭР, КГО твэлов на РУ ВК-50 проводят не только по активности радионуклидов йода ($^{131-135}\text{I}$) в воде реактора, но и по активности газообразных продуктов деления (ГПД) $^{133, 135m, 138}\text{Xe}$, $^{85m, 87, 88}\text{Kr}$ в газе из конденсатора турбины. Это в значительной мере расширяет возможность получения полной информации о состоянии твэлов в активной зоне реактора.

Наибольшую чувствительность КГО можно достичь при регистрации ГПД, так как они в отличие от других РПД не сорбируются под оболочкой твэла, поэтому имеют наибольший выход из негерметичных твэлов и выделяются даже через микродефекты оболочек. Среди ГПД наиболее подходящим в качестве реперного радионуклида является ^{133}Xe . Действительно, из-за относительно большого периода полураспада ($T_{1/2} = 5,25$ сут) выход ^{133}Xe из негерметичного твэла практически не зависит от местоположения дефекта на оболочке [1] и размера дефекта (если его диаметр больше 20 мкм, рис. 1), а зависит только от предыстории облучения, мощности и выгорания топлива до и после разгерметизации (рис. 2). Это обстоятельство очень важно для однозначной интерпретации результатов КГО.

При работе РУ ВК-50 по приросту активности ^{133}Xe после очередной разгерметизации твэлов определяют:

- скорость выхода ^{133}Xe из негерметичных твэлов (с погрешностью не более 20 %);
- моменты разгерметизаций оболочек твэлов;
- количество негерметичных твэлов и тип дефектов (газонеплотный или контакт топлива и теплоносителя);

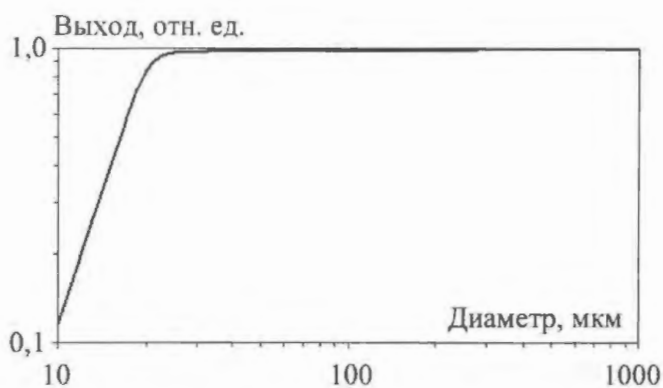


Рис. 1. Зависимость выхода ^{133}Xe из-под оболочки негерметичного твэла от диаметра дефекта [2]

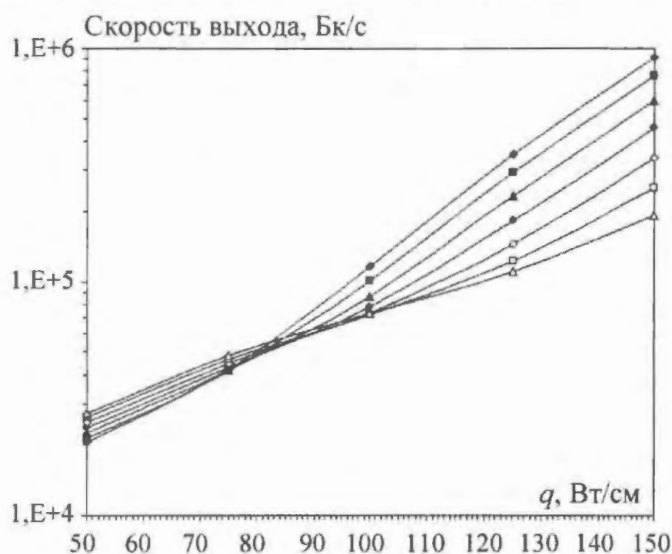


Рис. 2. Расчетная зависимость скорости выхода активности ^{133}Xe из негерметичного твэла РУ ВК-50 от средней линейной мощности q твэла (диаметр дефекта оболочки твэла более 20 мкм) [2]. Выгорание топлива на момент разгерметизации (МВт·сут/кгU): \blacklozenge — 1; \blacksquare — 5; \blacktriangle — 10; \bullet — 15; \blacklozenge — 20; \square — 25; \triangle — 30

видимому, с приоткрытием и закрытием дефекта, сменились устойчивым его выходом из твэла через 2 недели после разгерметизации. Это объясняется увеличением микродефекта оболочки. Установившаяся в это время скорость выхода ^{133}Xe ($4 \dots 15$) $\cdot 10^3$ Бк/с (тт. 2 и 3 на рис. 4) согласно расчету по методике [1] соответствовала дефекту оболочки с диаметром около 4...7 мкм. Всплеск активности ^{133}Xe (т. 4 на рис. 4) после снижения мощности от 200 до 138 МВт произошел из-за увеличения дефекта оболочки (более 20 мкм). После этого стационарный выход ^{133}Xe из твэла увеличился на порядок. Дальнейшее увеличение дефекта не влияло на выход ^{133}Xe из твэла. Объясняется это тем, что если диаметр дефекта больше 20 мкм, то выход ^{133}Xe из-под оболочки практически не зависит от размера дефекта (рис. 1).

В остальных пяти твэлах дефект оболочки был больше 20 мкм с момента их регистрации, и стационарная скорость выхода ^{133}Xe из каждого из них, как и из 1-го негерметичного твэла, составляла около $2 \cdot 10^5$ Бк/с при мощности реактора 185...190 МВт.

Тип дефектов оболочек твэлов (газонеплотный или контакт топлива и теплоносителя) определяют, основываясь на опубликованных данных [3], согласно которым при дефекте оболочки 35 мкм (или более) из негерметичного твэла может выходить UO_2 . Следовательно,

- количество ТВС, подозрительных на наличие в них негерметичных твэлов, и место их расположения в активной зоне реактора;

- прогноз выхода ^{131}I из твэлов в теплоноситель за счет spike-эффекта при остановках реактора.

На остановленном реакторе в пенале стенда КГО водно-газовым методом выявляют все ТВС с негерметичными твэлами. В них оценивают количество негерметичных твэлов, используя данные КГО на работающем реакторе об изменениях активности ^{133}Xe . Рассмотрим преимущества КГО твэлов по активности ^{133}Xe на примере одной из кампаний РУ ВК-50. На рис. 3 и 4 приведены мощность реактора, изменения скорости выхода активности ^{133}Xe из негерметичных твэлов и объемной активности ^{131}I в воде реактора. В эту кампанию зарегистрировали разгерметизации оболочек 6-ти твэлов: по одному твэлу в 15-е и 209-е сутки после начала кампании (тт. 1 и 8 на рис. 4), по 2 твэла – в 260-е и 271-е сутки (тт. 13 и 14 на рис. 4). Разгерметизация 1-го твэла произошла при стационарном режиме работы реактора на номинальной тепловой мощности 200 МВт, а остальных пяти твэлов – при переходных режимах работы реактора.

Развитие дефекта в оболочке 1-го негерметичного твэла можно проследить только по ^{133}Xe (рис. 4). Отдельные всплески активности ^{133}Xe , связанные, по-

такие твэлы следует отнести к негерметичным с дефектами типа контакт топлива и теплоносителя. Поскольку в 30-ю кампанию РУ ВК-50 все шесть негерметичных твэлов имели дефект более 20 мкм, а появление ^{131}I в воде реактора в конце кампании свидетельствовало о дальнейшем развитии и увеличении дефектов в оболочках, то эти твэлы отнесены к негерметичным с дефектами типа контакт топлива и теплоносителя.

Количество ТВС, подозрительных на наличие в них негерметичных твэлов, и место их расположения в активной зоне реактора определяют после каждой разгерметизации твэлов. Способ их выявления основан на сравнении измеренного прироста скорости выхода ^{133}Xe после очередной разгерметизации с расчетной скоростью выхода из каждого твэла для всех ТВС в реакторе.

В качестве примера на рис. 5 приведен результат определения ТВС, в которых может находиться 1-й негерметичный твэл. На этом рисунке каждый прямоугольник соответствует ТВС из ячейки активной зоны реактора, указанной стрелкой. Боковые стороны прямоугольника показывают на оси абсцисс максимальную и минимальную мощности твэлов в ТВС, а верхняя сторона обозначает на оси ординат расчетную скорость выхода ^{133}Xe из твэла с максимальной мощностью при выгорании топлива, которое достигнуто в сборке к этому времени. Скорость выхода ^{133}Xe из остальных твэлов сборки меньше, и их значения находятся на линии, проведенной из правого верхнего угла прямоугольника параллельно серии расчетных кривых, изображенных на рис. 5. Если эта линия пересекает полосу значений измеренной скорости выхода ^{133}Xe из твэла, то данную ТВС относят к подозрительным на наличие в ней негерметичного твэла. Из рис. 5 следует, что негерметичный твэл находится в одной из 12-ти ТВС первого года эксплуатации в ячейках 07-31 (кратность ТВС равна 6), 09-29 (3), 08-34 (3), указанных на рис. 6, а). (Кратность ТВС – это количество ТВС в реакторе, идентичных по мощности и выгоранию топлива.) Аналогично выполненный анализ показал, что каждый из остальных пяти негерметичных твэлов находится в одной из тех же 12-ти ТВС.

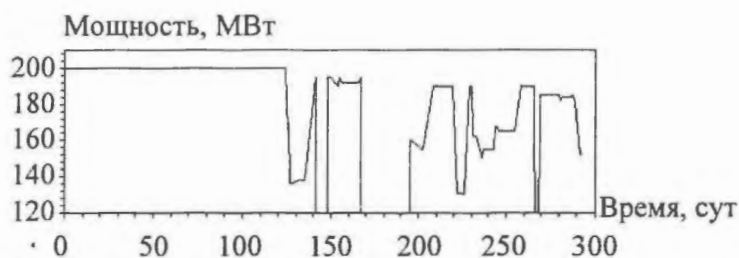


Рис. 3. Тепловая мощность РУ ВК-50 в 30-ю кампанию

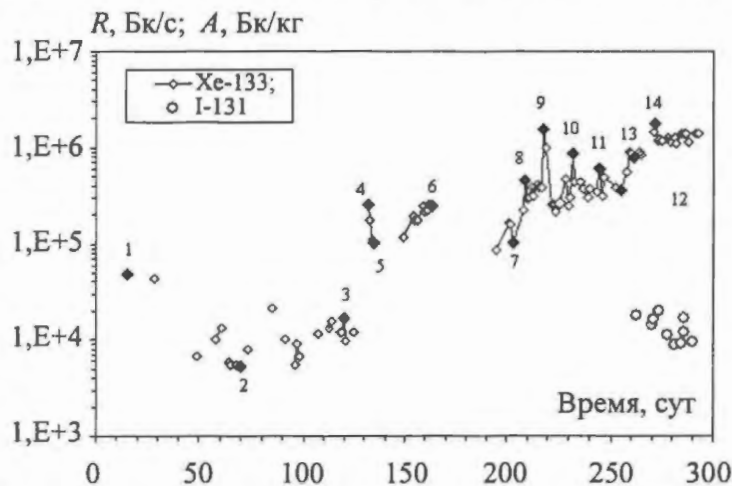


Рис. 4. Изменение скорости выхода активности ^{133}Xe из негерметичных твэлов (R) и удельной активности ^{131}I в воде реактора (A) в 30-ю кампанию РУ ВК-50. Результаты анализа КГО на работающем реакторе:

- т. 1 – разгерметизация 1-го твэла;
- тт. 2, 3 – регистрируемый микродефект с диаметром 4...7 мкм;
- т. 4 – всплеск активности при мощности 138 МВт из-за увеличения диаметра дефекта (>20 мкм);
- тт. 5, 6, 7 – определение расположения 1-го негерметичного твэла при мощности реактора 138, 192, 155 МВт: 1-й твэл в одной из 12-ти ТВС;
- т. 8 – разгерметизация 2-го твэла;
- тт. 9, 10, 11 – всплески активности в переходных режимах от 1 и 2-го негерметичных твэлов;
- т. 12 – определение места расположения 2-го негерметичного твэла при мощности реактора 165 МВт: 2-й негерметичный твэл в одной из тех же 12-ти ТВС;
- т. 13 – разгерметизация 3 и 4-го твэлов в одной из тех же 12-ти ТВС;
- т. 14 – разгерметизация 5 и 6-го твэлов в одной из тех же 12-ти ТВС

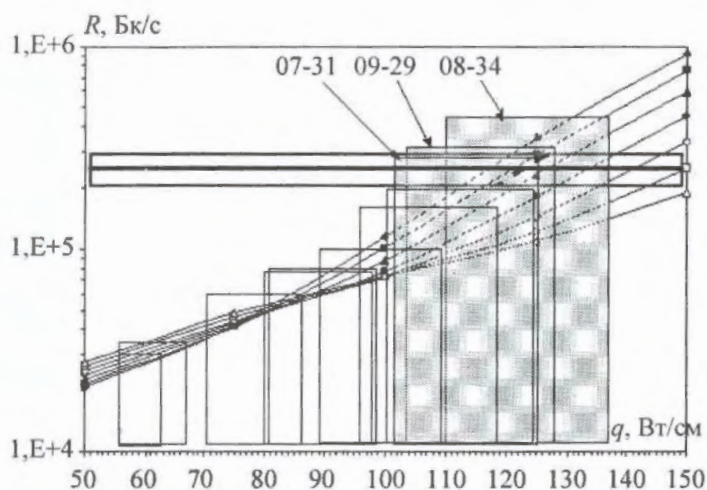


Рис. 5. Сравнение расчетной скорости R выхода ^{133}Xe из негерметичного ТВЭЛ с линейной мощностью q и измеренной (в 163 сутки): \square — измеренная скорость выхода ^{133}Xe ; ---- — расчет; \blacklozenge — 1; \blacksquare — 5; \blacktriangle — 10; \bullet — 15; \blacklozenge — 20; \blacksquare — 25; \blacktriangle — 30 — выгорание, МВтсут/кгU

Из рис. 4 видно, что сигнал по ^{133}Xe появился в 15-е сутки от начала кампании, развитие дефекта в 1-м ТВЭЛ от нескольких микрон до > 20 мкм происходило в течение четырех месяцев, а сигнал по ^{131}I обнаружен лишь в конце кампании (263-е сутки на рис. 4), когда в реакторе уже зарегистрированы 4 негерметичных ТВЭЛ. Активность ^{131}I была низкой (менее $3 \cdot 10^4$ Бк/кг) из-за адсорбции йода на внутренних поверхностях оболочек ТВЭЛ вследствие относительно низкой их температуры (ниже 270°C) [4]. Накопленный под оболочками йод может выходить из негерметичных ТВЭЛ при остановках реактора вследствие spike-эффекта [5]. И если на ВВЭР при остановках по величине spike-эффекта судят лишь о наличии негерметичных ТВЭЛ, то на РУ ВК-50 ожидаемый уровень активности ^{131}I от spike-эффекта прогнозируют при любой остановке реактора, используя методику [1] и данные об активности ^{133}Xe . Зная ожидаемую величину активности ^{131}I , при остановке принимается решение о повышении pH в воде реактора до 8...9 для снижения концентрации летучих форм йода и уменьшения его выброса в вентсистему. Таким образом, КГО ТВЭЛ на работающем реакторе по активности ^{133}Xe более информативен, чем только по активности йода.

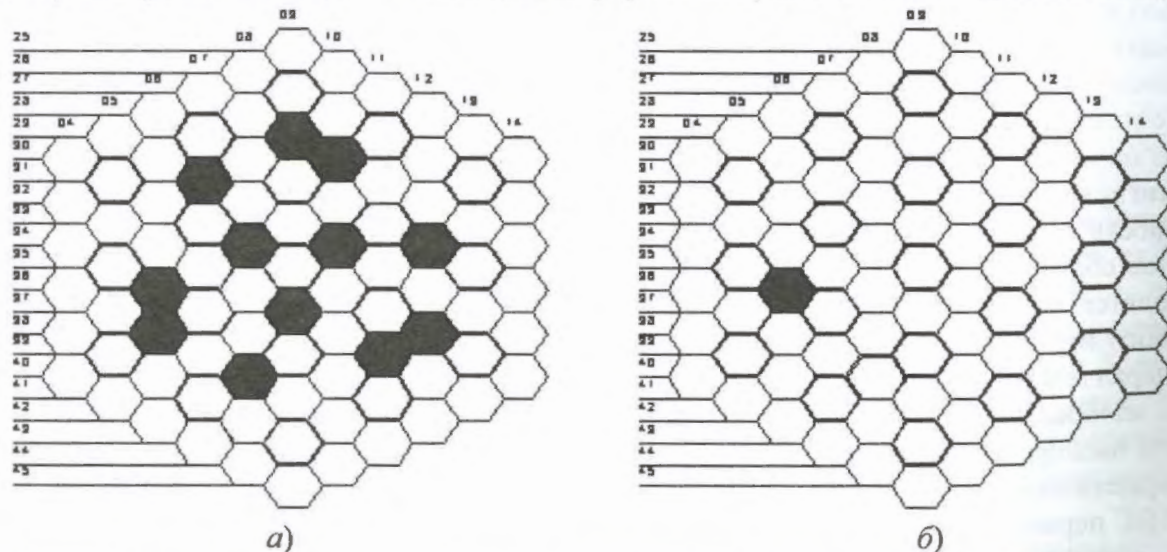


Рис. 6. Место возможного расположения шести негерметичных ТВЭЛ по данным КГО на работающем реакторе (а) и результат КГО на остановленном реакторе — ТВЭЛ с 6-ю негерметичными ТВЭЛами (темная ячейка) в ячейке 06-36 (б)

В качестве перспективного направления развития КГО на ВВЭР можно рекомендовать использование технологического гамма-спектрометра, работающего в режиме on-line на байпасе теплоносителя I контура. Пример такой системы приведен в работе [6]. Это позволяет расширить количество реперных радионуклидов до трех групп:

- ГПД: ^{133}Xe , ^{135}Xe , ^{138}Xe , $^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{87}Kr , ^{88}Kr ;
- летучие РПД: ^{131}I , ^{132}I , ^{133}I , ^{134}I , ^{135}I , ^{134}Cs , ^{137}Cs ;
- нелетучие РПД: ^{95}Nb , ^{140}La , ^{144}Ce и др.

ГПД не сорбируются под оболочкой твэла, поэтому их выход может регистрироваться даже из твэла с микродефектом. На выход из негерметичных твэлов летучих РПД большое влияние оказывают процессы сорбции на внутренних поверхностях под оболочкой твэла [7], поэтому выход йода из твэла меньше, чем ГПД (рис. 2). Заметный выход летучих РПД из негерметичных твэлов может быть зарегистрирован только после развития микродефекта оболочки. Нелетучие РПД выходят из негерметичных твэлов лишь с поверхности топлива, контактирующей с теплоносителем, и регистрируются только в случае крупных дефектов оболочек. Эрозию топлива контролируют по активности в теплоносителе радионуклида ^{239}Np .

2. КГО на остановленном реакторе

На РУ ВК-50 в 80-е годы проведен цикл сравнительных экспериментальных исследований всех известных методов КГО в пенальной установке с использованием облученной в реакторе экспериментальной ТВС с искусственными (известных размеров) дефектами оболочек твэлов [8]. Показано, что значительные преимущества по сравнению с другими методами по чувствительности, повторяемости результатов и технологической простоте имеет водно-газовый метод.

Принципиальное отличие от штатного для реакторов ВВЭР водного метода заключается в выборе в качестве реперных нуклидов инертных газов, имеющих наибольший по величине и стабильности выход из негерметичных твэлов (в штатном методе реперным радионуклидом является ^{131}I). Экспериментально показано, что чувствительность метода обеспечивает возможность надежной идентификации ТВС с негерметичными твэлами после выдержки ТВС более 10 лет.

Принципиальная схема пенальной установки для реализации водно-газового метода приведена на рис. 7. Установка работает следующим образом:

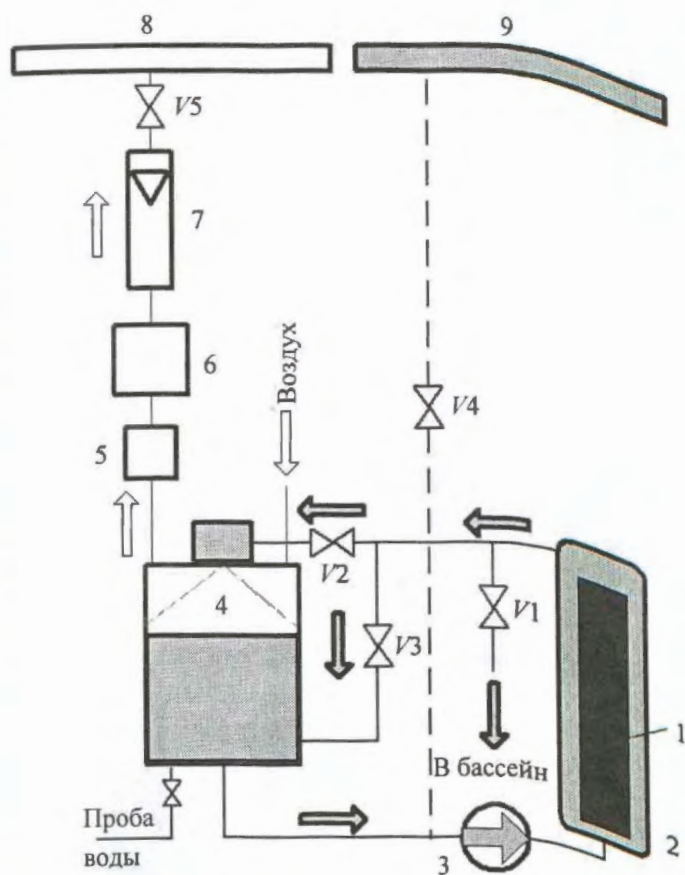


Рис. 7. Принципиальная схема пенальной установки КГО: 1 – ТВС; 2 – пенал; 3 – насос; 4 – дегазатор; конденсатор влаги; 6 – радиометр; 7 – ротаметр; 5 – вакуумный коллектор; 9 – коллектор дистиллята; 8 – $V1...V4$ – вентили запорные; $V5$ – вентиль регулирующий

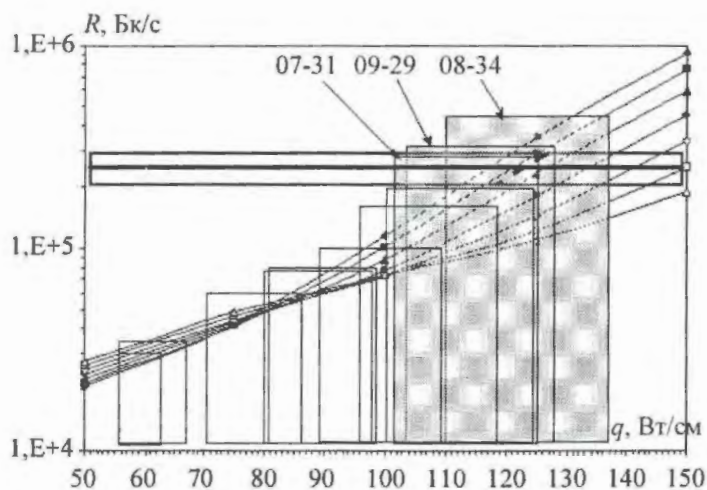


Рис. 5. Сравнение расчетной скорости R выхода ^{133}Xe из негерметичного твэла с линейной мощностью q и измеренной (в 163 сутки): \square — измеренная скорость выхода ^{133}Xe ; - - - - расчет; \blacklozenge — 1; \blacksquare — 5; \blacktriangle — 10; \bullet — 15; \blacklozenge — 20; \square — 25; \blacktriangle — 30 — выгорание, МВтсут/кгU

Из рис. 4 видно, что сигнал по ^{133}Xe появился в 15-е сутки от начала кампании, развитие дефекта в 1-м твэле от нескольких микрон до > 20 мкм происходило в течение четырех месяцев, а сигнал по ^{131}I обнаружен лишь в конце кампании (263-е сутки на рис. 4), когда в реакторе уже зарегистрированы 4 негерметичных твэла. Активность ^{131}I была низкой (менее $3 \cdot 10^4$ Бк/кг) из-за адсорбции йода на внутренних поверхностях оболочек твэлов вследствие относительно низкой их температуры (ниже 270°C) [4]. Накопленный под оболочками йод может выходить из негерметичных твэлов при остановках реактора вследствие spike-эффекта [5]. И если на ВВЭР при остановках по величине spike-эффекта судят лишь о наличии негерметичных твэлов, то на РУ ВК-50 ожидаемый уровень активности ^{131}I от spike-эффекта прогнозируют при любой остановке реактора, используя методику [1] и данные об активности ^{133}Xe . Зная ожидаемую величину активности ^{131}I , при остановке принимается решение о повышении pH в воде реактора до 8...9 для снижения концентрации летучих форм йода и уменьшения его выброса в вентсистему. Таким образом, КГО твэлов на работающем реакторе по активности ^{133}Xe более информативен, чем только по активности йода.

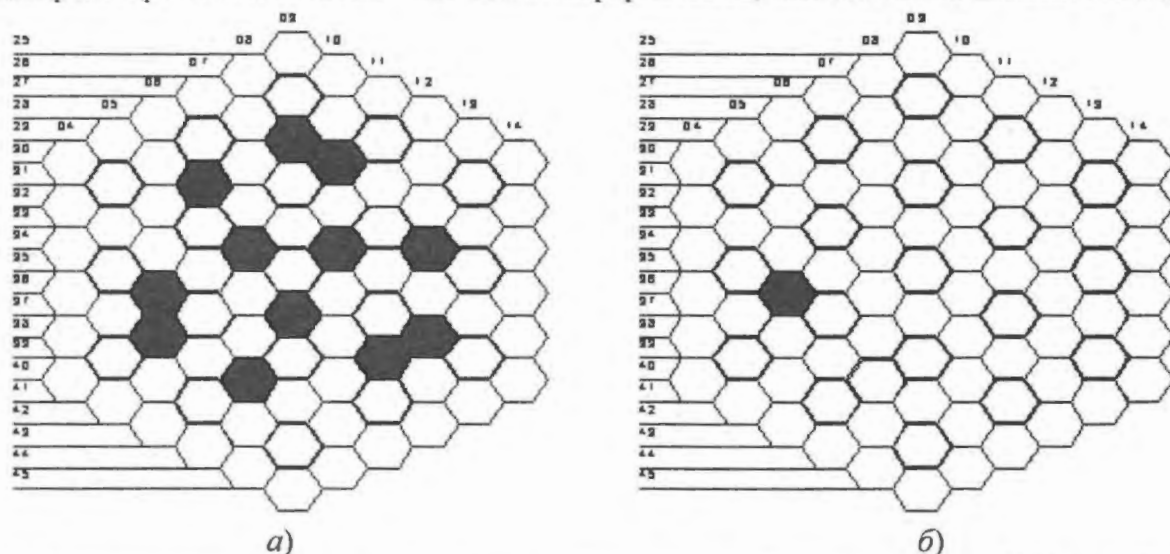


Рис. 6. Место возможного расположения шести негерметичных твэлов по данным КГО на работающем реакторе (а) и результат КГО на остановленном реакторе — ТВС с 6-ю негерметичными твэлами (темная ячейка) в ячейке 06-36 (б)

Таким образом, КГО по ^{133}Xe на работающем реакторе дал информацию о количестве негерметичных твэлов и характере дефектов (контакт топлива и теплоносителя). Контролем герметичности оболочек на остановленном реакторе оставалось определить конкретно, какая из предполагаемых ТВС негерметична, что и выполнено при проверке в пенале КГО после этой кампании. В одной из указанных ячеек активной зоны реактора (яч. 06-36 на рис. 6, б) обнаружена ТВС с шестью негерметичными твэлами, которая была выгружена из реактора досрочно в связи с превышением эксплуатационного предела повреждения твэлов, равного двум твэлам с дефектами типа контакт топлива и теплоносителя.

В качестве перспективного направления развития КГО на ВВЭР можно рекомендовать использование технологического гамма-спектрометра, работающего в режиме on-line на байпасе теплоносителя I контура. Пример такой системы приведен в работе [6]. Это позволит расширить количество реперных радионуклидов до трех групп:

- ГПД: ^{133}Xe , ^{135}Xe , ^{138}Xe , $^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{87}Kr , ^{88}Kr ;
- летучие РПД: ^{131}I , ^{132}I , ^{133}I , ^{134}I , ^{135}I , ^{134}Cs , ^{137}Cs ;
- нелетучие РПД: ^{95}Nb , ^{140}La , ^{144}Ce и др.

ГПД не сорбируются под оболочкой твэла, поэтому их выход может регистрироваться даже из твэла с микродефектом. На выход из негерметичных твэлов летучих РПД большое влияние оказывают процессы сорбции на внутренних поверхностях под оболочкой твэла [7], поэтому выход йода из твэла меньше, чем ГПД (рис. 2). Заметный выход летучих РПД из негерметичных твэлов может быть зарегистрирован только после развития микродефекта оболочки. Нелетучие РПД выходят из негерметичных твэлов лишь с поверхности топлива, контактирующей с теплоносителем, и регистрируются только в случае крупных дефектов оболочек. Эрозию топлива контролируют по активности в теплоносителе радионуклида ^{239}Np .

2. КГО на остановленном реакторе

На РУ ВК-50 в 80-е годы проведен цикл сравнительных экспериментальных исследований всех известных методов КГО в пенальной установке с использованием облученной в реакторе экспериментальной ТВС с искусственными (известных размеров) дефектами оболочек твэлов [8]. Показано, что значительные преимущества по сравнению с другими методами по чувствительности, повторяемости результатов и технологической простоте имеет водно-газовый метод.

Принципиальное отличие от штатного для реакторов ВВЭР водного метода заключается в выборе в качестве реперных нуклидов инертных газов, имеющих наибольший по величине и стабильности выход из негерметичных твэлов (в штатном методе реперным радионуклидом является ^{131}I). Экспериментально показано, что чувствительность метода обеспечивает возможность надежной идентификации ТВС с негерметичными твэлами после выдержки ТВС более 10 лет.

Принципиальная схема пенальной установки для реализации водно-газового метода приведена на рис. 7. Установка работает следующим образом:

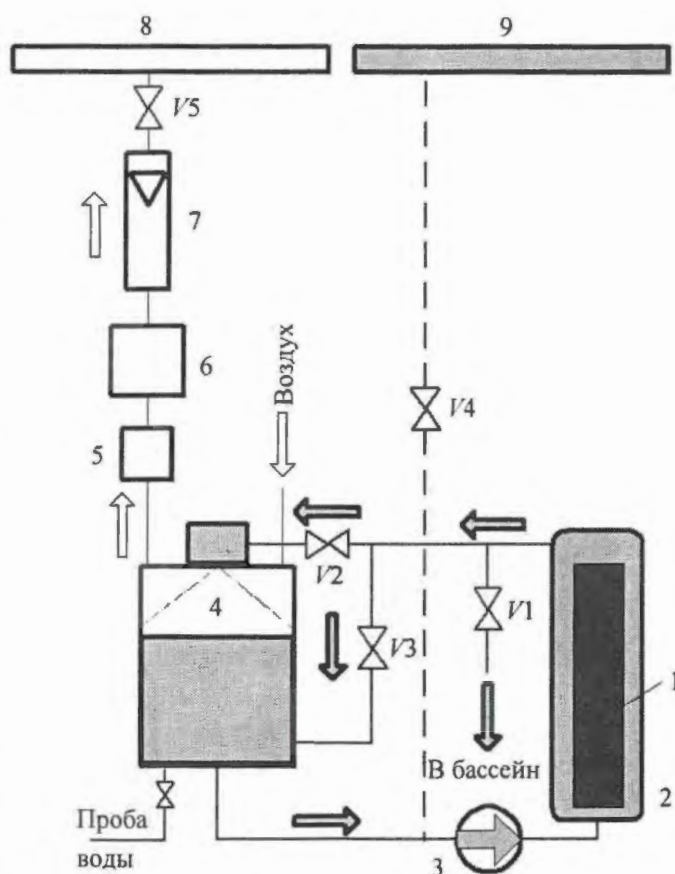


Рис. 7. Принципиальная схема пенальной установки КГО: 1 – ТВС; 2 – пенал; 3 – насос; 4 – дегазатор; 5 – конденсатор влаги; 6 – радиометр; 7 – ротаметр; 8 – вакуумный коллектор; 9 – коллектор дистиллята; V1...V4 – вентили запорные; V5 – вентиль регулирующий

- осуществляется промывка пенала и контура установки из коллектора 9 дистиллята;
- производится настой пробы в пенале без циркуляции теплоносителя через пенал;
- включается циркуляция воды через пенал с подачей ее через форсунку дегазатора (через вентиль $V2$). Накопленные в воде пенала радионуклиды криптона и ксенона (при наличии в ТВС негерметичных твэлов) выделяются в дегазаторе из воды и воздухом подаются в точный детектор 6 бета-радиометра;
- по показаниям бета-радиометра делают вывод о наличии или отсутствии негерметичных твэлов в ТВС: при отсутствии негерметичных твэлов показания бета-радиометра остаются на уровне собственного фона, при наличии – имеют форму пика с вполне определенными параметрами переднего и заднего фронтов, что позволяет избежать неадекватной интерпретации результатов в случаях аппаратурных сбоях или изменения фона вблизи детектора.

В технологической схеме проверки отсутствуют регулировки и переключения. Расход воздуха через дегазатор устанавливается по ротаметру 7 в начале работы и остается постоянным в течение всего времени работы на установке. Расход воды через дегазатор (при открытом вентиле $V2$ и закрытом вентиле $V3$) определяется характеристиками насоса и форсунки и также остается постоянным при проверках.

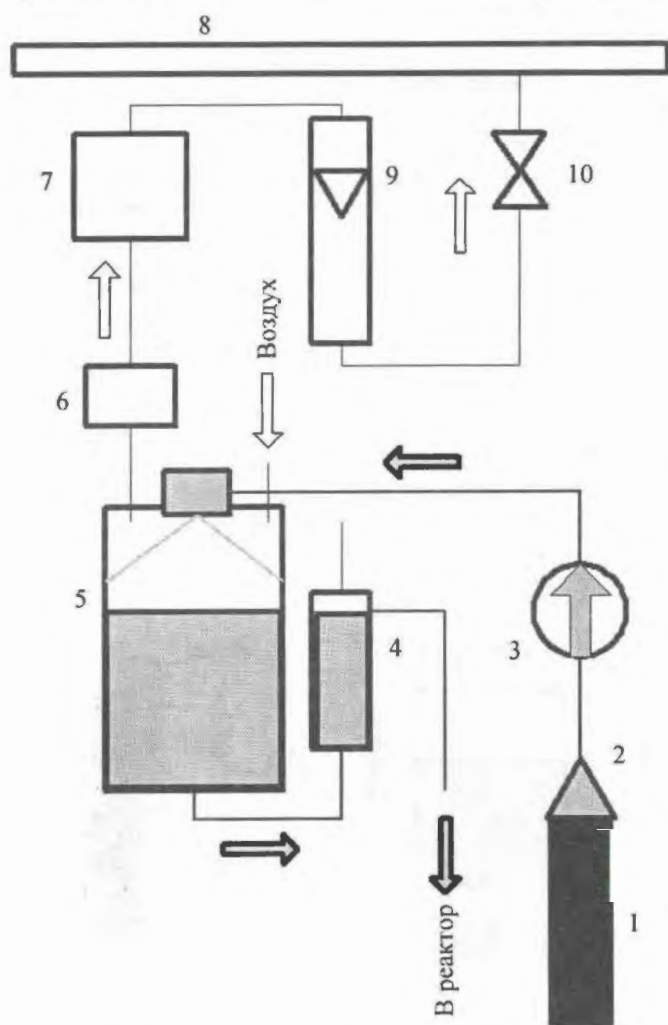


Рис. 8. Принципиальная схема установки КГО в активной зоне реактора: 1 – ТВС; 2 – пробоотборная штанга; 3 – насос; 4 – гидрозатвор; 5 – дегазатор; 6 – конденсатор влаги; 7 – радиометр; 8 – вакуумный коллектор; 9 – ротаметр; 10 – вентиль

После обнаружения ТВС с негерметичными твэлами в рассматриваемой установке можно определить размеры дефектов, для чего используется диффузионная методика без бросков давления в пенале [8]. В этом случае необходимо повторить промывку пенала и контура установки, но после промывки, не выключая насоса, плавно перевести циркуляцию на дегазатор через вентиль $V3$. В режиме циркуляции отбираются пробы воды из дегазатора, которые измеряются на лабораторном гамма-спектрометре. По скорости роста активности РПД определяется размер дефекта. Методика определения размеров дефектов прошла проверку на ТВС с искусственными дефектами известных размеров [8].

После отработки водно-газового метода КГО в пенальной установке на РУ ВК-50 создана установка КГО для оперативной проверки чехловых ТВС в активной зоне остановленного реактора. Установка работает следующим образом (рис. 8):

- пробоотборная штанга 2 устанавливается на проверяемую ТВС 1, при этом обеспечивается уплотнение штанги на ТВС за счет резиновой прокладки;
- производится настой пробы – выдержка закрытой сверху ТВС при отсутствии циркуляции теплоносителя через нее в течение

ние нескольких минут, при этом за счет остаточного энерговыделения происходят разогрев твэлов и увеличение выделения РПД из негерметичных твэлов;

- затем включается насос 3 и теплоноситель из проверяемой ТВС подается в дегазатор 5, в котором радионуклиды криптона и ксенона выделяются из воды в воздушный объем дегазатора;

- воздухом, отсасываемым из ЦЗ в вакуумный коллектор 8, выделившиеся из воды радионуклиды криптона и ксенона подаются в проточный детектор 7 бета-радиометра;

- снимается кривая изменения активности ГПД в проточном детекторе бета-радиометра, по характеристикам которой делают вывод о наличии или отсутствии негерметичных твэлов в проверяемой ТВС;

- обработка результатов заключается в сравнении кривых изменения показаний бета-радиометра при проверке различных ТВС (рис. 9). При проверке ТВС с герметичными твэлами кривые изменения практически не отличаются от кривой фона реактора, т.к. в пробе отбираемой воды концентрация ГПД практически одинакова. При проверке ТВС с негерметичными твэлами кривая изменения отличается по двум признакам: выше уровень показаний и на левом склоне кривой присутствует пик, связанный с компактным выделением ГПД из дефекта в теплоноситель за время настоя.

Время проверки ТВС в активной зоне реактора составляет 12...15 мин, для ускорения работ по КГО одновременно могут использоваться несколько независимых установок. Преимущества применения таких установок перед пенальными состоят в следующем:

- отсутствие трудозатрат на транспортные операции с извлечением ТВС из активной зоны;
- сокращение времени проведения КГО;
- компактность установки;
- простота и технологичность процесса проверки;
- отсутствие расхода дистиллята;
- сохранение исходной концентрации реперных нуклидов внутри негерметичного твэла.

К недостаткам этого способа по сравнению с пенальным относится снижение чувствительности из-за наличия в воде реактора фоновой концентрации реперных нуклидов.

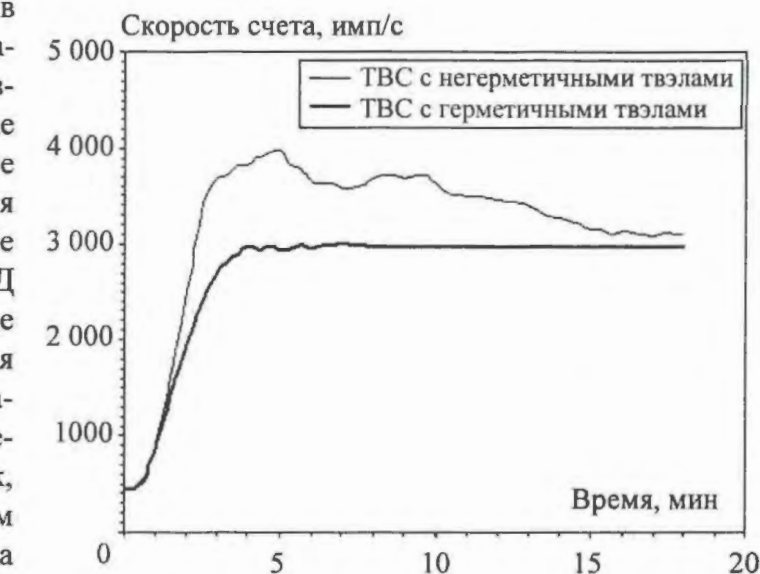


Рис. 9. Форма сигнала КГО при проверке ТВС в активной зоне реактора

Заключение

На РУ ВК-50 разработаны и продолжительное время успешно используются методы и устройства КГО твэлов, которые более эффективны, чем штатные для ВВЭР. Они могут быть рекомендованы для совершенствования КГО твэлов ВВЭР.

Краснов А.М. – контактный тел.: (84235) 65837; E-mail: min@niiar.ru

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Краснов А.М., Коняшов В.В., Гордецкий К.А.* Методика расчета выхода радиоактивных продуктов деления из негерметичных твэлов водоохлаждаемого реактора / Сб. трудов, вып. 3. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2000. – С. 61 – 81.
2. *Краснов А.М., Святкина Н.А., Гордецкий К.А. и др.* Способ оценки количества негерметичных твэлов в тепловыделяющей сборке корпусного кипящего реактора / Сб. трудов, вып. 2. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2002. – С. 41 – 47.
3. *Leuthrot C., Brissaud A., Harrer A.* Correlation between Fission Product Activity in PWR Primary Water and Characteristics of Defects in Fuel Cladding / Proceedings of IAEA Technical Committee Meeting, 26 – 29 May 1992, Dimitrovgrad, Russia, IAEA-TECDOC-709, IAEA, Vienna, 1993. – P. 67 – 71.
4. *Коняшов В.В., Краснов А.М.* Исследование выхода радиоактивных продуктов деления из негерметичных твэлов / Сб. трудов, вып. 3. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 1996. – С. 83 – 91.
5. *Коняшов В.В., Краснов А.М.* Опыт эксплуатации РУ ВК-50 с негерметичными твэлами / Сб. трудов, вып. 3. – Димитровград: ГНЦ РФ НИИАР, 2000. – С. 47 – 60.
6. *Ono K.* Experience with the Fission Products Monitoring System in Japanese Reactors / Proceedings of IAEA Technical Committee Meeting, 26 – 29 May 1992, Dimitrovgrad, Russia, IAEA-TECDOC-709, IAEA, Vienna, 1993. – P. 72 – 79.
7. *Konyashov V.V., Krasnov A.M.* Radioactive Fission Product Release from Defective Light Water Reactor Fuel Elements // J. Nucl. Techn., 138, 1, 2002. – P. 1 – 16.
8. *Elizarov V.P., Konyashov V.V., Krasnov A.M.* Experimental Investigation of Out-Reactor Methods of Failed Fuel Detection / Proceedings of IAEA Technical Committee Meeting, 26 – 29 May 1992, Dimitrovgrad, Russia, IAEA-TECDOC-709, IAEA, Vienna, 1993. – P. 217 – 219.

Статья поступила в редакцию 14 апреля 2005 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 1, с. 39 – 46.

УДК 621.039.512/519

Опыт эксплуатации РУ ВК-50 для проектирования АТЭЦ с корпусным кипящим реактором

С.Н. Антонов, В.М. Ещеркин, Н.П. Туртаев, В.Е. Шмелев, Е.К. Якшин,
ФГУП “ГНЦ РФ НИИАР”, 433510, г. Димитровград-10 Ульяновской обл.

Представлены основные результаты длительной эксплуатации и исследований, выполненных на РУ с корпусным кипящим реактором ВК-50. Они легли в основу технического предложения по разработке АТЭЦ с корпусным кипящим реактором.

VK-50 OPERATION EXPERIENCE FOR NUCLEAR COGENERATION PLANT DEVELOPMENT WITH VESSEL-TYPE BOILING WATER REACTOR. S.N. ANTONOV, V.M. YESHCHERKIN, N.P. TURTAEV, V.E. SHMELEV, E.K. YAKSHIN. The main results of long-term operation and examinations performed at the vessel-type boiling water reactor VK-50 are presented. These results were used as the basis of technical proposal on nuclear cogeneration plant development with vessel-type boiling water reactor.

20 октября 2005 года исполняется 40 лет со дня энергетического пуска РУ ВК-50. Она была создана для изучения различных проблем, связанных с работой корпусного кипящего реактора с естественной циркуляцией теплоносителя как источника энергии для АЭС.

Первоначально проектом РУ ВК-50 предусматривалась подача пара на турбину как из реактора, так и из трех парогенераторов (по схеме смешанного цикла). В течение первого года эксплуатации показаны высокая надежность и простота прямого цикла работы РУ (непосредственная подача пара из реактора на турбину), в связи с этим парогенераторы были отключены. Весь последующий период (с 1966 г.) РУ работает только по прямому циклу, и для этой компоновки выполнен основной объем исследований [1...3].

Здесь приведены основные результаты работ, связанных с повышением надежности, безопасности и экономичности установки, а также исследований нейтронно-физических, теплогидравлических и динамических характеристик реактора, радиационной обстановки, вопросов водно-химического и газового режимов. Рассмотрены вопросы перевода РУ ВК-50 в режим теплоснабжения и использования полученного опыта для разработки проектов АТЭС с корпусным кипящим реактором.

1. Обеспечение надежности, безопасности и экономичности РУ ВК-50

Реакторная установка ВК-50 относится к ядерным установкам первого поколения, проектирование которой начато в конце 50-х годов, а ее пуск осуществлен одновременно с первыми блоками НВАЭС и БАЭС.

В настоящее время РУ ВК-50 по уровню безопасности отвечает современным требованиям нормативных документов. Комбинированная выработка электроэнергии и тепла для теплоснабжения обеспечивает ей достаточный уровень конкурентоспособности и экономичности в современных условиях.

Для обеспечения ядерной безопасности (ЯБ) выполнены следующие работы:

- проведена реконструкция приводов СУЗ, направленная на исключение проскока пара во внутренние полости механизмов СУЗ с целью недопущения образования взрывоопасной концентрации водорода;
- повышена вдвое скорость ввода поглотителей в активную зону;
- исключено движение приводов СУЗ с поглотителями вверх при разгерметизации и разрыве чехлов механизмов СУЗ путем установки упоров над чехлами и стопорных устройств на штангах механизмов;
- созданы независимые каналы останова реактора на основе ввода борного раствора из двух емкостей объемом $5,5 \text{ м}^3$ сжатым азотом и из борного бака 50 м^3 специальным насосом, имеющим двигатель, подключенный к аккумуляторной батарее.

Для обеспечения надежного охлаждения реактора в аварийных ситуациях дополнительно введены в действие:

- независимый канал подачи питательной воды в реактор с установкой в нем двух насосов, имеющих электропитание как от энергосистемы, так и от автономного источника (с автоматическим резервированием источников электропитания);
- конденсатор аварийного расхолаживания для отвода остаточного тепловыделения при потере внешнего электроснабжения;
- гидроемкость с запасом 20 м^3 насыщенной воды на случай разрыва основных трубопроводов.

Для аварийного охлаждения реактора могут быть использованы и запасы раствора борной кислоты из борных систем.

Повышение радиационной безопасности достигнуто путем:

- снижения в 300 раз активности газовых радиоактивных выбросов в атмосферу на установке УПАК;
- создания системы локализации радиоактивного пара при сбросе его через предохранительные клапаны реактора и сепараторов низкого давления;
- очистки конденсата пара турбины в ионообменных фильтрах во время пуска реактора и воды реактора в фильтре с высокотемпературным сорбентом.

Для повышения безопасности установки дополнительно выполнены следующие работы:

- создана система сдувок парогазовой смеси из всех участков контура, в которых возможно накопление и образование взрывоопасных концентраций водорода;
- разработана и создана система сжигания водорода на выхлопе эжекторов турбины;
- введено в действие БРОУ для сброса пара в конденсатор турбины при повышении давления перед турбиной;
- путем перфорации внутрикорпусных трубопроводов реактора исключен выброс воды из под активной зоны при разрыве внешних трубопроводов продувки реактора и ввода бора;
- на все патрубки корпуса реактора наварены защитные втулки и установлены страхующие кожухи и упорные конструкции, организован контроль целостности патрубков.

Выполнен большой объем работ по повышению надежности систем электроснабжения путем создания независимых щитов, разделения кабельных трасс различного назначения, установки дополнительных аккумуляторных батарей и агрегатов бесперебойного питания.

За годы эксплуатации существенно повышена экономичность установки за счет:

- повышения тепловой мощности реактора до 200 МВт (по проекту 140 МВт);
- увеличения глубины выгорания топлива до 28 000 МВт/тU;
- создания теплофикационной установки для теплоснабжения сторонних потребителей.

В настоящее время на номинальной мощности 200 МВт реакторная установка ВК-50 способна вырабатывать электрическую энергию с мощностью до 45 МВт и выдавать 36 Гкал/час тепла для теплоснабжения.

Повышение пожарной безопасности достигнуто созданием автоматической системы пожарной сигнализации, разделительных перегородок в кабельных каналах, газовой системы пожаротушения маслосистемы турбины, заменой кабелей ответственных потребителей на кабели типа “НГ” и покрытием кабелей огнезащитной пастой, а также повышением огнестойкости строительных конструкций.

2. Нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики реактора ВК-50

Изучение характеристик реактора ВК-50 в первые годы эксплуатации выявило большие потенциальные возможности повышения мощности за счет увеличения скорости теплоносителя и выравнивания энерговыделения по высоте активной зоны. Реализация этих возможностей позволила в 1973 г. в экспериментальном режиме повысить тепловую мощность реактора с проектной мощности 140 МВт до 256 МВт [4]. При этом удельное энерговыделение в активной зоне увеличилось с 28 до 52 кВт/л.

До 1986 г. реактор эксплуатировался на мощности ~ 210 МВт при рабочем давлении 6,9 МПа. В последующие годы реактор работал при давлении 5,0 МПа на мощности 200 МВт. Водно-топливное отношение (ВТО) активной зоны в этот период увеличено с 2,2 до 3,0 путем уменьшения количества твэлов диаметром 9,1 мм в пучке ТВС со 162 до 138 шт. Сравнительные характеристики активных зон с ВТО 2,2 и 3,0 экспериментально

изучены и представлены в табл. 1. Возрастание ВТО с 2,2 до 3,0 уменьшило температурный и паровой эффекты реактивности, обеспечивая при этом соблюдение требований ЯБ, что позволило увеличить глубину выгорания топлива в 1,3 раза при меньшей начальной загрузке свежего топлива [5].

Т а б л и ц а 1. Сравнительные характеристики активных зон реактора с ВТО 2,2 и 3,0

Параметр	ВТО	
	2,2	3,0
Рабочее давление, МПа	5,0	5,0
Мощность, МВт (тепл.)	170	200
Масса топлива, т	10,5	9,1
Скорость теплоносителя, м/с	0,9...1,0	1,0...1,1
Температурный эффект реактивности (от 20 до 220 °С), %	-3,0	-1,5
Паровой эффект реактивности, %	-10,0	-5,0
Выгорание выгружаемого топлива, МВт-сут/кг:		
для обогащения 2,4 %	13...14	22...23
для обогащения 3,0 %	21...22	25...27

Характеристики реактора в экспериментальном и нормальных эксплуатационных режимах при различных ВТО даны в табл. 2.

Т а б л и ц а 2. Теплогидравлические характеристики реактора

Параметр	Экспериментальный режим	Эксплуатационный режим	
		ВТО 2,2	ВТО 3,0
Тепловая мощность, МВт	256	200	200
Рабочее давление, МПа	6,9	6,9	5,0
Удельное энерговыделение, кВт/л	52	40,6	40,6
Скорость циркуляции теплоносителя, м/с	0,9...1,0	0,9...1,0	1,0...1,1
Расход воды через активную зону, т/час	4 000	4 000	4 000...4 100
Массовое паросодержание на выходе активной зоны, %	13	9	8,8
Коэффициенты неравномерности энерговыделения:			
по высоте (для полностью извлеченных органов СУЗ)	1,5	1,5...1,7	1,3...1,7
по радиусу	1,25	1,3...1,5	1,3...1,5
по сечению ТВС	1,25	1,25	1,08
по объему активной зоны	2,34	2,1...2,9	2,2...2,9
Плотность теплового потока, кВт/м ² :			
средняя	315	245	288
максимальная	753	756	835
Линейный тепловой поток, Вт/см:			
средний	90	70	82
максимальный	215	215	232
Захват пара, %	23	20	20

Имеет место высокая устойчивость естественной циркуляции воды через активную зону в переходных и аварийных режимах при заметных отклонениях основных параметров. В значительной степени это обеспечивается конденсацией пара в опускном участке питательной водой, что поддерживает полезный напор контура естественной циркуляции теплоносителя на достаточно высоком уровне даже в режимах при больших сбросах рабочего давления, приводящих к объемному вскипанию воды. В частности, при сбросе давления с 6,9 до 4,6 МПа скорость циркуляции воды снижалась всего на 20 % (при этом мощность реактора снизилась на 40 %) [6].

3. Устойчивость реактора

Как показали расчетные и экспериментальные исследования, мощностная граница резонансной нейтронно-физической неустойчивости кипящего реактора зависит от среднего удельного энерговыделения в активной зоне, рабочего давления, скорости циркуляции теплоносителя, парового эффекта реактивности и величины недогрева теплоносителя на входе в активную зону [6, 7]. Так, например, при увеличении скорости циркуляции теплоносителя на первом этапе эксплуатации реактора с 0,5 до 1,0 м/с предельная мощность на границе устойчивости при давлении 3,0 МПа повысилась с 80 до 170 МВт. Увеличение ВТО активной зоны с 2,2 до 3,0 расширило пределы устойчивой работы реактора в 1,3 раза (вследствие некоторого увеличения скорости циркуляции теплоносителя и уменьшения парового эффекта реактивности). Следует отметить, что резонансная неустойчивость реактора в основном проявляется при пониженном рабочем давлении. При рабочем давлении около 6,9 МПа и удельных нагрузках активной зоны до 50 кВт/л резонансная неустойчивость не проявлялась, а уровень мощности ограничивался только критическим тепловым потоком для твэлов ТВС.

4. Динамические характеристики

На различных уровнях мощности и давления проведен комплекс динамических испытаний реактора ВК-50 с нанесением возмущений вводом положительной реактивности, быстрым изменением расходов пара и питательной воды [8, 9].

В кипящем реакторе реакция активной зоны на извлечение компенсаторов значительно слабее, чем на реакторе типа ВВЭР. В частности, введение положительной реактивности, превышающей $\beta_{эфф}$ в 1,5 раза за время около 10 с, приводило лишь к плавному изменению мощности на 15 и 25 % при исходных уровнях мощности, соответственно, 16 МВт (давление 1,5 МПа) и 130 МВт (давление 6,9 МПа).

В специальном эксперименте резкое увеличение расхода питательной воды на 25 % (при мощности 165 МВт) вызвало плавное увеличение мощности и давления в течение нескольких минут, что объясняется транспортным запаздыванием и процессом смешения питательной воды с водой реактора.

Уменьшение отбора пара на 16 % при мощности 165 МВт вызывало быстрое повышение давления (с 6,9 до 7,2 МПа) и мощности на 20 %, причем повышение мощности происходило более интенсивно, чем это следует из статической характеристики. Однако и в этом случае мощность реактора стабилизировалась и начинала снижаться.

Изменение ВТО с 2,2 до 3,0 уменьшило температурный и паровой эффекты реактивности. Однако саморегулирующие свойства сохранились на достаточно высоком уровне, обеспечивающем самоограничение мощности при различных аварийных ситуациях. Высокие свойства саморегулирования позволили исключить из работы систему автоматического регулирования мощности реактора [10].

5. Водно-химический режим. Коррозионное состояние контура РУ

Особенностью водно-химического режима РУ ВК-50 является то, что оборудование и трубопроводы выполнены из конструкционных материалов тепловой энергетики (кроме реактора) и очистка воды реактора проводится обменом воды реактора и выпарной установки. Конденсатоочистка работает только в пусковых режимах. Состав конструкционных материалов РУ ВК-50 по величине поверхности и их доле в общей поверхности приведен в табл. 3.

Т а б л и ц а 3. Состав конструкционных материалов контура РУ

Материал	Среда	Суммарная поверхность		Узлы циркуляционного контура
		м ²	%	
Углеродистая сталь (стали 20, 3кп, 22к)	Пар Вода	4 770 1 330	25,8 7,0	Паропроводы, сепараторы, конденсатно-питательный тракт
Нержавеющие стали (стали 1Х18Н9Т, 48АН-1)	Пар Вода	1 300	7,0	Наплавка корпуса, ВКУ, жалюзи сепараторов, трубопроводы реактора
Хромистые стали (стали 1Х13, 3Х13)	Пар Вода	600	2,7	Лопатки турбины, винты механизмов СУЗ
Сплав МНЖ-5-1*	Пар Вода	7 700	42,4	Трубная система конденсаторов турбины
Латунь Л-68	Пар	500	2,7	Трубные системы подогревателей низкого давления и эжекторов турбины
	Вода	500	2,7	
Циркониевые сплавы (сплавы 110, 125)	Пароводяная смесь	1000	5,4	Оболочки твэлов и чехлы ТВС

* До 1972 – 1974 гг. трубки конденсаторов турбины выполнялись из латуни Л-68.

Через 1,5 месяца после проведения энергопуска был организован нейтральный бескоррекционный водный режим. Установлено, что основным поставщиком продуктов коррозии в контур был конденсатно-питательный тракт, выполненный из углеродистой стали. Для снижения выноса продуктов коррозии в контур в 1978 г. осуществлен нейтрально-кислородный водный режим, сущность которого заключается во введении и поддержании концентрации кислорода в конденсатно-питательном тракте на уровне 200 мкг/кг (вместо 35...50 мкг/кг) [11, 12]. Собственно реактор и паровой тракт установки и прежде фактически работали в условиях кислородного водного режима вследствие радиолитического разложения теплоносителя. Концентрация кислорода в паре реактора составляет (и составляла раньше) около 25...30 мкг/кг, а в воде – 200...220 мкг/кг.

Длительный период использования нейтрально-кислородного водного режима уменьшил вынос продуктов коррозии в теплоноситель (до 0,01 г/м²·сут). Коррозия углеродистой стали стала носить более равномерный характер, а скорость коррозии уменьшилась до 0,02 мм/год. В составе отложений появились оксиды, обладающие защитными свойствами. Следует отметить, что характеристики теплоносителя, представленные в табл. 4, достигнуты без очистки конденсата пара турбины.

Эффективность кислородного водного режима проявилась также в уменьшении активности продуктов коррозии в воде реактора и мощности дозы гамма-излучения от оборудования, в том числе спецводоочистки, что является следствием уменьшения выноса продуктов коррозии.

Т а б л и ц а 4. Физико-химические характеристики теплоносителя РУ ВК-50 при бескоррозионном (I) и нейтрально-кислородном (II) водных режимах

Теплоноситель	Режим	рН	Концентрация O ₂ , мкг/кг	Электропроводность, мкСм/см	Концентрация продуктов коррозии, мкг/кг		
					Fe	Cu	Zn
Питательная вода	I	6,0	35	0,2	14	15	20
	II	6,0	200	0,1	5	5	2
Вода реактора	I	6,2	220	0,83	22	30	25
	II	6,2	200	0,34	10	20	5

Указанные выше показатели водно-химического режима наблюдаются при постоянной очистке воды реактора на выпарной установке (расход примерно 15 т/час). Конденсатоочистка используется только для предпусковой очистки воды после планово-предупредительного ремонта.

6. Радиоллиз теплоносителя

Опыт эксплуатации реактора показал, что интенсивность радиолиза теплоносителя зависит от уровня мощности, рабочего давления и качества теплоносителя. При всех прочих равных условиях с повышением мощности реактора удельный выход газов радиолиза с паром уменьшается. Так, например, при бескорректионном водном режиме (давление 6,9 МПа) при повышении мощности от 100 до 200 МВт удельный выход газов радиолиза с паром уменьшается с 50 до 38...40 мл/кг, а при нейтрально-кислородном водном режиме – с 46 до 32...33 мл/кг [13]. Отличие выхода газов радиолиза при бескорректионном и нейтрально-кислородном водных режимах отражает, в основном, влияние качества воды реактора на радиолиз.

Объемная концентрация газов радиолиза в паре реактора в нормальных режимах не превышает 0,005 %, что значительно ниже взрывоопасных значений. Газы радиолиза, образующиеся в активной зоне, выносятся с паром в конденсатор турбины. В него же направлены и все сдувки парогазовой среды из паропроводов, из-под крышки реактора и деаэраторов. Таким образом, прямой цикл полностью исключает возможность накопления взрывоопасных концентраций газов радиолиза в контуре реактора и не требует применения специальных водногазовых режимов для подавления радиолиза. При отключении турбины, разогреве и расхолаживании РУ взрывобезопасность контура обеспечивается постоянно действующими сдувками газов в спецвентиляцию.

7. Радиационно-технологическая безопасность РУ

Длительный опыт эксплуатации РУ ВК-50 показал, что корпусной реактор с кипящей водой и прямой выдачей пара на турбину характеризуется высоким уровнем радиационной безопасности. Безопасность обусловлена рядом специфических особенностей распределения и переноса радиоактивных продуктов в I контуре, связанных с режимом кипения воды. Применительно к радиационно-технологической безопасности основными из них являются следующие факторы:

- слабопроницаемый межфазный (вода – пар) барьер для распространения негазообразных радионуклидов во внешний по отношению к корпусу реактора контур – пароконденсатный тракт;

• непрерывная эффективная дегазация теплоносителя и удаление газообразных продуктов деления (ГПД) с иными неконденсирующимися газами из контура, что не позволяет накапливаться в контуре не только радиоактивным газам, но и долгоживущим дочерним продуктам распада радионуклидов криптона и ксенона.

В результате картина распределения суммарной активности по узлам оборудования тракта циркуляции теплоносителя характерна тем, что радиоактивные продукты сосредоточены в одном месте контура – в корпусе реактора, а также вне тракта циркуляции – в адсорбере системы очистки газов (СОГ) (рисунок). В корпусе реактора сосредоточено 97...99 % радиоактивных продуктов коррозии и радионуклидов йода, находящихся в теплоносителе, а в пароконденсатной части тракта циркуляции лишь 1...3 % от суммарной активности.

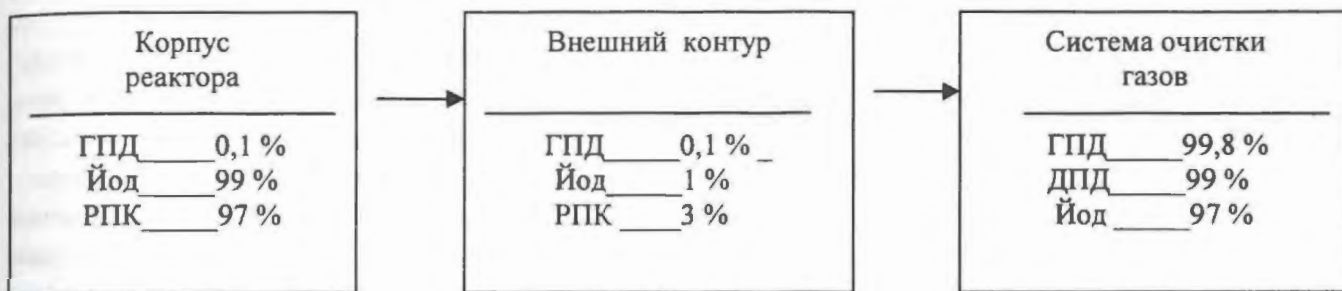


Схема распределения радиоактивных продуктов в I контуре: РПК – радиоактивные продукты коррозии; ДПД – негазообразные долгоживущие продукты деления

Вследствие дегазации воды в корпусе реактора и удаления газов из турбины и деаэраторов радионуклиды криптона и ксенона в контуре практически отсутствуют. Они локализируются в адсорбере СОГ (99,8 % от общей активности) и здесь распадаются. Почти все короткоживущие радионуклиды криптона и ксенона превращаются в долгоживущие дочерние продукты их распада (^{137}Cs , ^{141}Ce , ^{140}Ba , ^{140}La , ^{89}Sr и др.) либо под оболочками негерметичных твэлов, либо в корпусе реактора, либо в СОГ, поскольку время транспортировки газов до СОГ менее минуты. В угольных адсорберах они прочно удерживаются и не переносятся током воздуха. В результате поверхности I контура не загрязняются этими радионуклидами, что важно для эксплуатации оборудования пароконденсатного тракта.

В конденсате удельные массовые активности основных радиоактивных коррозионных продуктов, образующих радиоактивные отложения на поверхностях пароконденсатного тракта (^{65}Zn , ^{59}Fe , ^{60}Co , ^{54}Mn), находятся на низком уровне, сопоставимом с уровнями, разрешенными нормативами (НРБ-99) для водопользования населением. Как следствие, загрязнение внутренних поверхностей оборудования и трубопроводов пароконденсатного тракта не ограничивает ни времени обслуживания, ни ремонта оборудования.

Уровень радиационной безопасности того или иного типа РУ можно характеризовать двумя интегральными радиационными показателями: воздействием на окружающую среду при нормальной эксплуатации и при авариях с течью теплоносителя I контура.

В результате сооружения на РУ ВК-50 угольной системы УПАК очистки отходящих технологических газов, совершенствования системы сдувок газов, локализации организованных протечек, повышения эффективности системы КГО твэлов выбросы радиоактивных газов (приведенные на единицу мощности) в окружающую среду при нормальной эксплуатации снижены до уровня выбросов современных АЭС, сооруженных десятилетиями позже (табл. 5). На низком уровне находятся выбросы долгоживущего йода-131 (не выше 3 МБк/сут), что обусловлено низкими неорганизованными протечками теплоносителя.

Реакторная установка ВК-50 остается безопасной для населения и в случае самых крупных течей теплоносителя I контура. Так, разрывы трубопроводов I контура полным сечени-

Т а б л и ц а 5. Сравнение выбросов ГПД РУ ВК-50 с данными европейских АЭС и АЭС Японии [1, 2] (ТБк за год на ГВт электрической мощности)

Страна, название станции	Год пуска	Выброс ГПД	Тип АЭС
Финляндия: ТВО	1978	0,2	BWR
Финляндия: Ловииса	1977	4,1	PWR
Швеция: Барбек – 1, 2	1975/78	3,2	BWR
ФРГ: Штаде; Библис А, В	1975/78	до 20	PWR
ФРГ: Крюммель	1984	0,7	BWR
Япония: Фукусима – 3, 4; Дзенкай	1975/78	0,4	BWR
Япония: Мияма; Токохама	1975/78	4	PWR
Россия: ВК-50	1965	0,7	BK

ем, сопровождаемые выбросом всего исходного теплоносителя (52 т), содержащегося в корпусе реактора, в помещения I контура, даже при отказе средств локализации приводят к поступлению радиоактивных веществ в окружающую среду в количествах, разрешенных для нормальной эксплуатации. (Во время течи из теплоносителя в атмосферу помещения переходит тысячная доля активности радионуклидов йода, содержащихся в воде, вытяжная вентиляция помещений продолжает работать.) При этом выбросы ГПД (3 ТБк) и наиболее радиационно-опасного йода-131 (3 ГБк) не превышают значений суточных контрольных выбросов, разрешенных для высотной вентиляционной трубы промплощадки РУ. Контрольные выбросы установлены из условия облучения населения дозой не выше 0,05 % от нижнего значения предела дозы 1 мЗв в любом пункте окружающей местности от пункта газоаэрозольных выбросов.

Только в случае повреждения в ходе аварии всех твэлов активной зоны или ее полного плавления требуется введение мер защиты населения на ранней стадии аварии. Вероятность такого события на РУ ВК-50 на порядок ниже $1 \cdot 10^{-7}$ 1/год. Для предотвращения повышенного радиобиологического воздействия радиоактивных веществ на население при такого рода крайне маловероятных событиях на АТЭЦ с корпусными кипящими реакторами достаточно соорудить защитные оболочки над реактором.

8. Использование результатов опыта эксплуатации РУ ВК-50 для обоснования блоков АТЭЦ

В рамках государственных программ НИОКР по проблемам создания реакторов ВК-200, ВК-2000, АСТ-500 проведены достаточно глубокие исследования нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик активной зоны; отработан водно-химический режим; изучена радиационная обстановка АЭС; определены характеристики радиолитического теплоносителя и способы сжигания радиолитического водорода; доказано, что выбросы РБГ при применении угольных адсорберов, работающих при температуре минус 20 °С, можно снизить до уровня выбросов ВВЭР. Но самое главное, опыт эксплуатации ВК-50 продемонстрировал простоту и надежность одноконтурной АЭС, высокую устойчивость и саморегулируемость кипящего реактора.

В настоящее время РУ ВК-50 после модернизации и ввода новых систем безопасности соответствует современным требованиям по безопасности. РУ ВК-50 работает в режиме АТЭЦ с выработкой электрической энергии (мощность 45 МВт) и тепла для теплофикации (до 36 Гкал/час), что существенно повысило ее экономичность.

В России направление корпусных кипящих реактора с естественной циркуляцией теплоносителя не получило распространения ввиду первоначально сложившегося мнения, что с

одного корпуса ВВЭР в режиме кипения можно получить электрическую мощность не выше 200 МВт при значительно больших радиоактивных выбросах (на 2...3 порядка выше, чем на ВВЭР).

Исследования, проведенные на РУ ВК-50, доказали возможность реализации в одном корпусе электрической мощности до 400 МВт и снижения выбросов РБГ до уровня ВВЭР. Впоследствии, в 90-е годы в Японии, на примере проекта SBWR-600 показано, что можно получать более высокую мощность. Проект SBWR-600 доказал простоту РУ такого типа, и название "упрощенный" присвоено ему вполне заслуженно.

Следует отметить, что корпусные кипящие реакторы с естественной циркуляцией теплоносителя не получили распространения и в мировой атомной энергетике для выработки электроэнергии ввиду ограничения единичной мощности блока до 600 МВт (эл.). Мировая атомная энергетика развивалась по пути увеличения мощности блоков с $N_{эл} \geq 1000$ МВт. Основной причиной такой тенденции является то, что при относительно меньшем термодинамическом КПД обеспечение конкурентоспособности АЭС с тепловыми электростанциями возможно только путем увеличения единичной мощности.

На АТЭЦ может быть решена проблема низкого термодинамического КПД цикла. Более высокие, чем на тепловых станциях, потери тепла на АЭС обусловлены более низким давлением в конденсаторе турбины и отсутствием его промежуточного перегрева. Комбинированная выработка электроэнергии и тепла с теплофикационной турбиной позволяет достичь значений КПД на 15 % больше, чем на тепловой станции. Использование этого тепла для целей теплофикации позволяет АТЭЦ с блоками мощностью 150...300 МВт быть рентабельными.

В качестве наглядного примера может служить конкретный опыт РУ ВК-50. При работе в конденсационном режиме с давлением пара перед турбиной 2,0 МПа и регенеративном подогреве питательной воды до 104 °С КПД составляет 24 %. Использование пара из нерегулируемых отборов конденсационной турбины для теплофикации позволило увеличить КПД до 40 %. При замене конденсационной турбины на теплофикационную КПД можно поднять до 80...82 %, что больше, чем на ТЭЦ.

В процессе эксплуатации РУ ВК-50 исследовались все параметры ядерного энергоисточника, которые необходимы при проектировании аналогичного объекта. Доказательством может служить пример проектирования РУ ВК-300. Расчетные характеристики активной зоны и контура естественной циркуляции теплоносителя ВК-300 подтверждены фактическими характеристиками активной зоны РУ ВК-50. Выбор твэлов (9,1 мм), скорости циркуляции воды в ТВС (1,0...1,2 м/с), тепловые нагрузки твэлов (280...320 Вт/см), ресурс работы ТВС в течение 6 лет, возможность достижения выгорания топлива до 40 МВт-сут/кг и другие показатели, достигнутые на РУ ВК-50, достаточно хорошо обосновывают аналогичные параметры на РУ ВК-300.

Нейтронно-физическая и гидродинамическая устойчивость реактора ВК-300 подтверждена опытом РУ ВК-50. Показано, что при рабочем давлении 6,9 МПа, тепловых нагрузках твэлов до 320 Вт/см и массовых расходных паросодержаниях на выходе из активной зоны до 14 % нестабильность не проявляется. Она начинает проявляться только при снижении давления ниже 5 МПа. Переходные режимы: изменение расходов пара и питательной воды, резкие набросы давления с изменением мощности, режим "стоп-пар" рассчитаны на основе результатов изучения переходных режимов на РУ ВК-50.

Водный режим (бескоррекционный нейтрально-кислородный) и состав конструкционных материалов, участвующих в процессе теплообмена, транзита пара и воды также приняты на РУ ВК-300 на основе опыта эксплуатации РУ ВК-50. При определении радиационной обстановки учтены коэффициенты распределения радиоактивных примесей между водой и паром, их активность в теплоносителе и отложениях на оборудовании.

Полностью приняты в проекте РУ ВК-300 системы сжигания радиолитического водорода в парогазовой смеси, локализации паровых выбросов с предохранительных клапанов, контроля герметичности оболочек твэлов как на работающем, так и на остановленном реакторе, а также установка очистки радиоактивных газовых выбросов. Возможность отбора радиоактивного пара в систему теплофикации с применением как парового, так и водяного промежуточного контура практически подтверждена опытом эксплуатации РУ ВК-50 в течение 20 лет.

Особо следует отметить, что корпусной кипящий реактор с естественной циркуляцией теплоносителя в составе АТЭЦ имеет определенные преимущества по сравнению с реактором ВВЭР. К таковым относятся:

- всережимность отвода тепла из активной зоны с помощью естественной циркуляции теплоносителя;
- высокая саморегулируемость мощности за счет отрицательного парового и температурного коэффициентов реактивности;
- меньшая металлоемкость основного оборудования из-за отсутствия парогенераторов, циркуляционных петель, компенсаторов объема и значительно меньшей емкости сосудов для аварийной подпитки контура;
- значительно меньший выход I^{131} из негерметичных твэлов в связи с пониженной теплонапряженностью и температурой топлива по сравнению с ВВЭР;
- простота и надежность бескоррекционного нейтрально-кислородного водного режима, использование борной кислоты только в режимах с остановом реактора при застревании поглотителей;
- возможность применения углеродистых сталей для трубопроводов пара и питательной воды при относительно малом расходе нержавеющей стали для внутрикорпусных устройств и систем очистки теплоносителя.

АТЭЦ с кипящим реактором с естественной циркуляцией теплоносителя можно располагать вблизи больших городов. Такая возможность обусловлена тем, что потенциальная опасность при разгерметизации оборудования и трубопроводов значительно ниже, чем с реакторами ВВЭР, и обеспечивается:

- меньшими давлением, мощностью блока и объемом высокоактивного теплоносителя, находящегося только в корпусе реактора;
- активностью воды в реакторе на уровне 10^{-5} Ки/л, что ниже на два порядка, чем в ВВЭР.

Сказанное выше позволяет считать, что наиболее эффективным источником энергии для АТЭЦ может служить корпусной кипящий реактор с естественной циркуляцией теплоносителя.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Соколов И.Н. и др. Опытный реактор корпусного типа и некоторые результаты его энергопуска // Теплоэнергетика, 1969, № 5. – С. 62 – 67.
2. Хакимов А.А. и др. Опыт эксплуатации реакторной установки ВК-50. Доклад ИАЕА-М 140/35. Осло, 1971.
3. Соколов И.Н. и др. Обзор основных результатов исследований установки ВК-50 / Труды семинара стран-членов СЭВ “ВВЭР-68”. Т.1. – М.: 1968. – С. 367 – 396.
4. Ещеркин В.М. и др. Опыт эксплуатации атомной энергетической установки ВК-50: Препринт НИИАР-5 (458). – М.: ЦНИИАтоминформ, 1981.
5. Антонов С.Н., Садулин В.П., Семидоцкий И.И. Исследования нейтронно-физических характеристик корпусного кипящего реактора с естественной циркуляцией // ВАНТ: Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1988. – С. 56 – 60.

6. Антонов С.Н., Семидоцкий И.И., Шмелев В.Е. и др. Нейтронно-физические характеристики и ядерная безопасность корпусного кипящего реактора (по результатам исследований реакторной установки ВК-50) // Сб. трудов ГНЦ НИИАР, вып. 3, Димитровград, 1996. – С. 29 – 46.
7. Афанасьев В.А. и др. Экспериментальное исследование устойчивости корпусного кипящего реактора ВК-50 // Атомная энергия, 1968. Т. 24. Вып. 4. – С. 363 – 367.
8. Шмелев В.Е., Козин Е.В. Экспериментальное изучение переходных режимов кипящего реактора при изменении уровня воды, давления пара и мощности: Препринт НИИАР-35(488). – М.: ЦНИИА-томинформ, 1981.
9. Федякин Р.Е., Козин Е.В. Поведение кипящего реактора при извлечении компенсирующих поглотителей // Атомная энергия, 1980. Т. 48. Вып. 1. – С. 38 – 39.
10. Афанасьев В.А. и др. Исследование системы автоматического регулирования АЭС с кипящим реактором // Атомная энергия, 1969. Т. 25. Вып. 6. – С. 57 – 59.
11. Забелин А.И. и др. Опыт применения углеродистой стали при бескоррекционном водно-химическом режиме на АЭС ВК-50 // Атомная энергия, 1980. Т. 49. Вып. 4. – С. 229 – 232.
12. Ананьев Е.П. и др. Эффективность применения нейтрально-кислородного водно-химического режима при эксплуатации АЭС с кипящим реактором // Атомная энергия, 1982. Т. 52. Вып. 1. С. 7 – 11.
13. Шмелев В.Е., Забелин А.И. Радиоллиз теплоносителя в кипящем реакторе ВК-50 // Атомная энергия, 1986. Т. 60. Вып. 4. – С. 248 – 251.

Статья поступила в редакцию 20 апреля 2005 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 1, с. 46 – 57.

ПЕРЕХОДНЫЕ И АВАРИЙНЫЕ РЕЖИМЫ

УДК 621.039.51

DINA-РБМК: расчетное моделирование штатных переходных режимов реакторной установки РБМК

В.Н. Васекин, Е.Н. Данилова, А.И. Ионов, М.А. Останина,
ФГУП НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала, 107140, Москва, ул. Малая Красносельская, 2/8

Приведены результаты расчетного моделирования стационарных состояний и штатных переходных режимов РУ РБМК, связанных с изменением мощности реактора. Учитывались переходные процессы по концентрации ксенона и температуре графита.

DINA-RBMK: SETTLEMENT MODELING OF REGULAR TRANSITIVE MODES REACTOR FACILITY RBMK. V.N. VASEKIN, E.N. DANILOVA, A.I. IONOV, M.A. OSTANINA. Results of settlement modeling of stationary conditions and the regular transitive modes reactor facility RBMK connected with change of capacity of a reactor are resulted. Transients on concentration xenon and temperature of graphite were considered.

В настоящей работе представлены результаты верификации программного комплекса DINA-РБМК [1, 2] на основе эксплуатационной информации о реальных состояниях и штатных переходных режимах для ряда энергоблоков РБМК. Рассматривались переходные режимы, обусловленные аварийным снижением мощности и реализующиеся при штатном управляемом регламентном изменении мощности реактора.

В первом случае моделировались переходные процессы, начиная с момента времени, когда на новом уровне мощности реактора установилось критическое квазистационарное состояние. Во втором случае предполагалось, что управляемое изменение мощности происходит достаточно медленно, так что в каждый момент времени в активной зоне реактора реализуются равновесные распределения плотности теплоносителя и температуры топлива, соответствующие текущему распределению мощности энерговыделения, и неравновесные значения температуры графита и концентрации ксенона. Это предположение оправдано, так как характерные времена процессов по плотности воды и температуре топлива существенно меньше характерного времени рассматриваемых процессов.

Рассматриваемые переходные процессы обусловлены достаточно медленными процессами установления равновесных распределений температуры графита и концентрации ксенона, соответствующих новому уровню мощности. Характерные времена указанных переходных процессов существенно больше характерного времени установления равновесных значений концентрации предшественников запаздывающих нейтронов. Для моделирования таких переходных процессов достаточно оправданным является применение адиабатического приближения, которое предполагает, что в каждый момент времени концентрации предшественников запаздывающих нейтронов имеют равновесные значения.

Представленные ниже результаты расчетного моделирования штатных переходных процессов получены с использованием опции программы DINA-РБМК, реализующей адиабатическое приближение. Эксплуатационная информация о штатных переходных режимах, необходимая для их расчетного моделирования, включает информацию о стационарном состоянии на начальном уровне мощности, график изменения мощности $W(t)$ и информацию об изменении газовой смеси в графитовой кладке. Одним из основных параметров, который контролируется штатной системой контроля в переходных процессах, служит величина оперативного запаса реактивности (ОЗР).

Принятая в настоящей работе методика моделирования реальных состояний и штатных переходных режимов РУ РБМК основана на моделях и расчетных методиках, реализованных в программном комплексе DINA-РБМК. К таким методикам относится методика моделирования стационарного состояния на начальном уровне мощности, основанная на решении условно-критической задачи для исходного состояния. Процедура корректировки параметров расчетной модели выполнена с учетом неопределенности исходных данных и методической неопределенности процедуры предварительной гомогенизации нейтронно-физических свойств по расчетным объемам. Методика моделирования квазистационарного состояния для каждого момента времени переходного процесса позволяет перемещением стержней управления реализовать критическое состояние и распределение мощности энерговыделения, удовлетворяющее требованиям, установленным в регламенте.

Применена методика расчета для каждого момента времени переходного процесса параметров и характеристик, важных для безопасности, к которым относятся величина ОЗР, паровой и быстрый мощностной коэффициенты реактивности, коэффициент реактивности по температуре графита. Для определения величины ОЗР в штатной системе контроля используется методика, которая позволяет текущему значению ОЗР сопоставить соответствующее число полностью погруженных эффективных поглощающих стержней (эфф. ст.). Процедура основана на усреднении с весом потока нейтронов эффективности поглощающих стержней с учетом их реального положения для рассматриваемого состояния активной зоны реактора. В программном комплексе DINA-РБМК для расчета ОЗР применяется аналогичная методика, в которой при усреднении используется расчетное распределение потока нейтронов.

С целью верификации программного комплекса DINA-РБМК в части расчета стационарных состояний на разрешенных уровнях мощности и штатных переходных режимов, связанных с изменением мощности реактора, выполнены расчеты по моделированию реальных состояний и переходных процессов для ряда энергоблоков РБМК.

В табл. 1 приведены результаты расчетов для стационарных состояний энергоблоков Курской АЭС, где $K_{эфф}$ – эффективный коэффициент размножения, K_r – коэффициент неравномерности распределения мощности энерговыделения, σ^2 – среднеквадратическое отклонение расчетного распределения мощности энерговыделения от данных штатной системы контроля. Расчеты проводились с использованием процедуры корректировки расчетной модели и исходных данных, которая включает корректировки величины энерговыработки в пределах неопределенности штатной системы контроля и гомогенизированных ячеечных нейтронно-физических констант с учетом методической неопределенности их подготовки, связанной с предположением о равенстве нулю тока нейтронов на границе гомогенизируемой ячейки. Кроме того, для сравнения в табл. 1 приведены результаты соответствующих расчетов, полученных без использования указанной выше корректировки расчетной модели и исходных данных, и значения $K_{эфф}$ только для серии расчетов без применения корректировки, поскольку при использовании корректировки $K_{эфф}$ равен единице.

Необходимо отметить, что применяемая в программном комплексе DINA-РБМК процедура корректировки не использует какие-либо данные системы контроля и никак не влияет на прогнозирующие свойства реализованных в комплексе программ физических моделей.

В табл. 2 показаны результаты расчетов парового коэффициента реактивности (α_p), коэффициентов реактивности по температуре топлива (α_{T_u}), графита (α_{T_g}) и быстрого мощностного коэффициента реактивности (α_w) для стационарных состояний энергоблоков Курской АЭС, результаты моделирования которых представлены в табл. 1. Расчеты проводились по методике, основанной на первом порядке теории возмущения, для реализации которого в программном комплексе DINA-РБМК предусмотрено решение соответствующей сопряженной задачи.

Таблица 1. Результаты расчета стационарных состояний

Блок	Состояние	Без корректировки			С корректировкой	
		K_r	$K_{эфф}$	σ^2	K_r	Σ^2
2	01.01.03	3,5	0,99538	55,9	1,64	18,0
2	27.01.03	3,0	0,99449	53,6	1,67	21,2
2	07.05.03	2,9	0,99569	53,3	1,66	20,2
2	01.09.03	2,9	0,99784	49,7	1,68	18,4
3	31.12.01	2,1	0,99042	35,2	1,56	18,8
3	17.03.03	2,0	0,98975	29,3	1,57	15,4
3	09.11.03	2,3	0,99066	35,0	1,58	17,5
3	24.03.03	2,0	0,98979	28,0	1,58	14,6
4	11.07.03	2,7	0,99450	37,9	1,60	16,8
4	04.10.02	2,3	0,98957	33,2	1,53	14,7
4	18.05.03	2,3	0,99207	30,6	1,55	14,4
4	25.01.04	2,7	0,99450	37,9	1,60	16,8
4	04.10.02	2,1	0,99093	29,0	1,53	14,2

Таблица 2. Результаты расчета коэффициентов реактивности

Коэффициенты реактивности							
С корректировкой				Без корректировки			
$\alpha_{\phi} \cdot 10^3$	$\alpha_{Tu} \cdot 10^5$	$\alpha_{Tg} \cdot 10^5$	$\alpha_w \cdot 10^6$	$\alpha_{\phi} \cdot 10^3$	$\alpha_{Tu} \cdot 10^5$	$\alpha_{Tg} \cdot 10^5$	$\alpha_w \cdot 10^6$
2,86	-2,00	5,70	-2,49	3,68	-3,80	6,57	-4,86
2,91	-2,01	5,75	-2,52	3,48	-3,47	6,10	-4,42
2,81	-2,02	5,46	-2,53	3,46	-3,65	5,56	-4,67
2,79	-2,02	5,79	-2,52	3,39	-3,37	6,44	-4,29
2,45	-1,81	4,90	-2,31	2,76	-2,61	4,43	-3,36
2,42	-1,78	4,67	-2,28	2,56	-2,53	3,65	-3,26
2,51	-1,81	5,16	-2,32	3,02	-2,78	3,30	-3,60
2,44	-1,79	4,77	-2,29	2,63	-2,57	3,43	-3,32
2,67	-1,92	5,32	-2,46	3,15	-3,26	2,44	-4,24
2,50	-1,78	5,00	-2,29	3,05	-3,06	2,76	-3,99
2,54	-1,82	5,25	-2,33	2,92	-2,90	3,34	-3,76
2,67	-1,92	5,32	-2,46	3,15	-3,26	2,44	-4,24
2,49	-1,79	5,03	-2,30	2,73	-2,61	3,47	-3,37

Из приведенных в табл. 1 расчетных данных видно, что использование процедуры корректировки расчетной модели, реализованной в программном комплексе DINA-PBMK, существенно улучшает качество моделирования распределения мощности энерговыделения. Неравномерность расчетного распределения мощности энерговыделения, полученного без корректировки расчетных моделей, оказывается существенно больше неравномерности реальных распределений. Применение процедуры корректировки расчетной модели позволяет получить расчетные распределения мощности энерговыделения с коэффициентом неравномерности, близким к реальным значениям 1,4...1,5.

Использование процедуры корректировки оказывает заметное влияние на результаты расчетов коэффициентов реактивности, что вполне объяснимо, поскольку коэффициенты реактивности являются функционалами плотности потока нейтронов, сопряженной функции и соответствующих возмущений нейтронно-физических констант.

Результаты расчетов, выполненных с целью верификации программного комплекса DINA-PBMK в части моделирования штатных переходных процессов, представлены на рис. 1...3 для трех различных переходных режимов: графики изменения мощности $W(t)$ реактора, соответствующего изменения величины ОЗР, по данным штатной системы контроля и изменения ОЗР_р, полученного расчетным путем при моделировании переходного процесса с применением программного комплекса DINA-PBMK.

Если каждое значение ОЗР, зафиксированное штатной системой контроля в течение переходного процесса, считать независимым измерением, то качество моделирования изменения величины ОЗР в переходном процессе можно характеризовать величиной среднеквадратического отклонения расчетных значений ОЗР от данных штатной системы контроля. Представленные на рис. 1...3 результаты расчетов для среднеквадратического отклонения дают величину порядка 10 %, что в пересчете на эффективные стержни составляет 4...5 стержней.

При расчетном определении изменения величины ОЗР в штатных переходных процессах имеются методическая и технологическая неопределенности, которые влияют на качество моделирования штатных переходных процессов. Методическая неопределенность состоит в том, что при моделировании штатных переходных процессов в каждый момент времени реализуется модельное стационарное состояние с распределением мощности энерговыделения, удовлетворяющим требованиям, установленным в регламенте. При этом модельное распределение мощности энерговыделения в определенных пределах всегда будет отличаться от реального распределения, реализуемого оператором в процессе эксплуатации энергоблока. Кроме того, положения поглощающих стержней, реализующих модельное и реальное распределение мощности энерговыделения, также будут отличаться. Технологическая неопре-

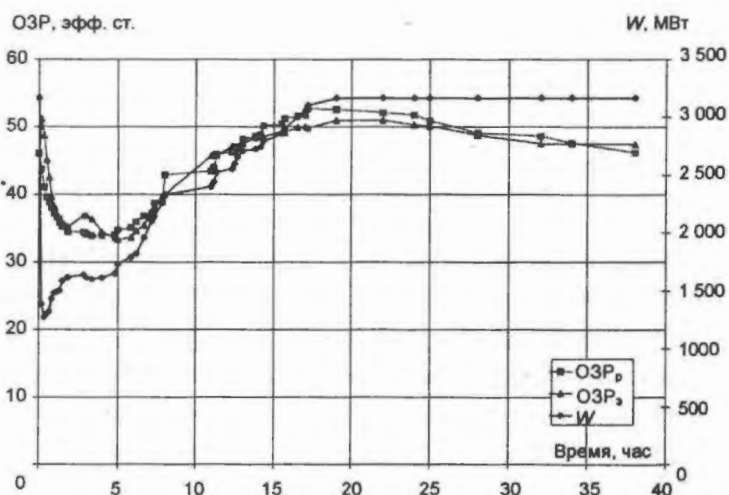


Рис. 1. Аварийное снижение мощности при отключении турбогенератора

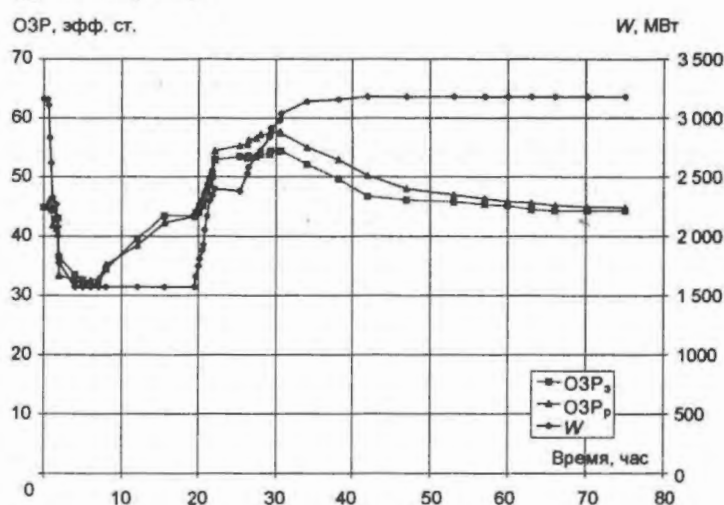


Рис. 2. Оперативная разгрузка энергоблока при кратковременной остановке турбогенератора

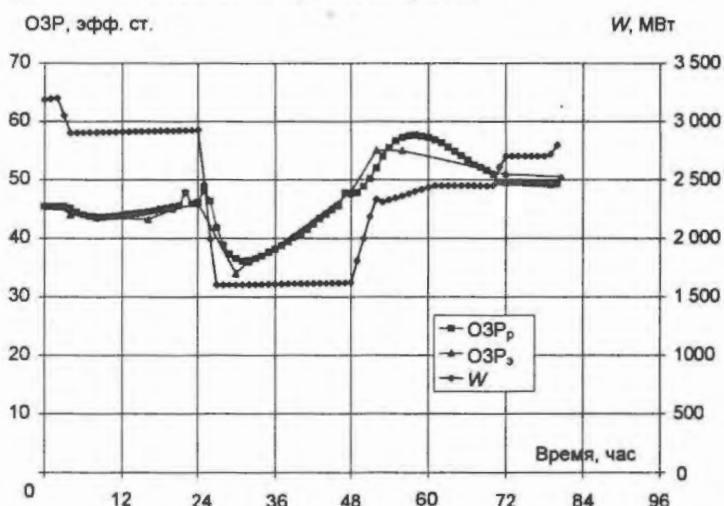


Рис. 3. Маневрирование мощностью реактора в соответствии с диспетчерским графиком нагрузки

деленность полученных в данной работе результатов моделирования штатных переходных процессов связана с недостаточно полной информацией о составе газовой смеси в графитовой кладке и ее изменении в течение переходного процесса.

Заключение

Представленные в настоящей работе результаты расчетов показали, что реализованные в программном комплексе DINA-RBMK физические модели, вычислительные алгоритмы, расчетные методики, библиотека нейтронно-физических констант и процедура корректировки позволяют моделировать стационарные состояния и штатные переходные процессы с точностью, достаточной для эксплуатационных расчетных методик контроля и прогноза изменения в штатных переходных режимах параметров и характеристик, важных для безопасности.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Danilova E.N., Podlazov L.N., Ivont'eva T.N. et al.* Package of Codes of DINA Series Intended for Solution of Neutron Spatial Kinetics Equations. – In: Topical meeting on 3D computer codes for RBMK core and system analysis, Munich, 18 – 22 November 1996, p. 111.
2. *Васекин В.Н., Данилова Е.Н., Ионов А.И., Кулаков А.С., Останина М.А., Трехов В.Е.* DINA-RBMK: программный комплекс моделирования стационарных состояний и штатных переходных режимов РУ RBMK // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2004, вып. 3. – С. 51 – 61.

Статья поступила в редакцию 31 мая 2005 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 1, с. 58 – 62.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

УДК 621.039.524.4-97.519.86

Разработка базы данных экспериментальных режимов исследовательского реактора ВК-50

С.Н. Антонов, В.М. Махин, И.И. Семидоцкий, В.Е. Шмелев,
ФГУП "ГНЦ РФ НИИАР", 433510, г. Димитровград-10 Ульяновской обл.

Рассмотрены состав экспериментальных данных по статическим и динамическим характеристикам исследовательского реактора ВК-50, возможные области применения этих данных для верификации сопряженных кодов и последовательность работ по верификации.

DATA BASE DEVELOPMENT FOR THE VK-50 EXPERIMENTAL OPERATING CONDITIONS. S.N. ANTONOV, V.M. MAKHIN, I.I. SEMIDOTSKY, V.E. SHMELEV. The experimental data on static and dynamic characteristics of the VK-50 reactor, potential areas of data usage for verification of conjugate codes and sequence of their verification are analyzed.

1. Предпосылки создания базы данных

К настоящему времени Федеральной службой по атомному надзору выдано около 200 аттестационных паспортов на программные средства, предназначенные для анализа безопасности проектируемых и действующих ЯЭУ. В частности, в 2003 – 2004 гг. аттестованы применительно к ВВЭР одномерные теплогидравлические коды улучшенной оценки КОРСАР/В1.1 (Россия) и RELAP5/MOD3.2 (USA NRC). В этих кодах, как и в ранее аттестованном отечественном коде ТРАП-97, для расчета динамики энерговыделения в активной зоне используется точечная модель кинетики.

В ходе аттестации указанных кодов отмечен ряд фактических ограничений области их применения, связанных с этой моделью. Например, проблемным является ее использование для решения задач взаимосвязанных ядерных и теплогидравлических процессов с выраженным пространственно-распределенным характером (матрица для переходных режимов, режим АТWS). К числу сопряженных пространственно-распределенных задач нейтронной физики и теплогидравлики относится также расчет режимов с перемешиванием и транспортом бора в I контуре ВВЭР (матрица для средних и малых течей) и связанного с ними эффекта реактивности.

С учетом этих замечаний в настоящее время подготавливается для аттестации версия кода КОРСАР с трехмерной кинетикой нейтронов. Однако эффективность перехода от точечной к пространственно-распределенной кинетике может оказаться сниженной вследствие дефицита соответствующих экспериментальных данных для верификации моделей сопряженных задач.

Действительно, характерной особенностью таких режимов, как, например, АТWS ВВЭР, является влияние на их ход плотностного эффекта реактивности в условиях циркуляции в активной зоне двухфазного потока теплоносителя. Такие режимы не могут воспроизводиться на действующих установках, а на электрообогреваемых стендах теряется взаимосвязь ядерных процессов и теплогидравлики.

В этих условиях необходимо максимально использовать как отечественный, так и зарубежный опыт. Следует отметить рост международной активности в области верификации сопряженных теплогидравлических кодов в последние годы. Причина – разворачивание работ в области эволюционных и инновационных проектов и появление соответствующих международных программ (GIF, INPRO) [1].

В применяемых для верификации сопряженных кодов “Бенчмарках” широко представлены данные BWR, что связано с двумя моментами. Во-первых, это решение собственных задач проектирования и безопасной эксплуатации реакторов данного типа, широко представленных в современной ядерной энергетике. Во-вторых, важным фактором является наличие огромного расчетного и экспериментального опыта в области сопряженных задач по тематике BWR в силу присущей этим реакторам глубокой обратной связи теплогидравлических и ядерных процессов практически во всех режимах их работы. Распространение этих знаний для решения проблем PWR или реакторов со сверхкритическими параметрами – естественный и эффективный процесс.

Непосредственное использование зарубежного опыта BWR в отечественном реакторостроении представляется проблемным вследствие ограниченности доступа к соответствующим базам данных, кодам, методикам, а также по причине конструктивного отличия этих реакторов.

В этих условиях целесообразно оценить возможность привлечения для верификации кодов по проблематике ВВЭР опытных данных отечественного экспериментального корпусного кипящего реактора (ККР) ВК-50. Такая оценка может быть дана с двух точек зрения. Первая – на основе уже имеющегося опыта тестирования неаттестованного кода БИПР-К и аттестованного кода MCU, верификации по экспериментальным данным РУ ВК-50 кода RELAP5/MOD3.2 [2, 3]. Основной вывод из этого анализа – неоднозначность получаемых по различным кодам результатов в области, связанной с решением сопряженных нейтронно-физической и теплогидравлической задач. Эта неоднозначность приводит к тому, что весьма проблемной оказывается оценка обратной связи между нейтронно-физическими и теплогидравлическими процессами при проектировании и эксплуатации кипящих реакторов, установление такой фундаментальной характеристики, как граница резонансной устойчивости и условия выхода за нее [4]. Как следствие, в период с 1982 по 1999 гг. произошли 15 инцидентов с выходом за границу устойчивости при оперативном управлении действующих реакторов BWR, т.е. практически по одному инциденту ежегодно. Дважды неустойчивость режима приводила к срабатыванию аварийной защиты.

Таким образом, вопросы моделирования современными теплогидравлическими кодами сопряженных задач представляют самостоятельное, развивающееся и важное для практики направление динамики водо-водяных реакторов. Актуальна задача создания соответствующих баз данных, в том числе для условий ККР с естественной циркуляцией (ЕЦ) теплоносителя в базовых режимах работы.

2. Подход к формированию базы данных

Десятилетний опыт проведения процедуры сертификации программ показал, что по существу она представляет формализованную схему обобщения знаний и опыта на момент прохождения этой процедуры. Существуют еще две наиболее емкие, распространенные и постоянно совершенствуемые формы конкретизации этих знаний в виде проектной документации и научно-технической информации, получаемой в ходе эксплуатации установок и проведения на них специальных экспериментов.

Реактор ВК-50 принадлежит к установкам первого поколения, для которых проектная документация как у нас в стране, так и за рубежом строилась по принципу “архитектурного проектирования”. Оно сводилось к проектированию установки, подготовке чертежей и спецификаций таким образом, чтобы монтаж и пуск осуществить как можно быстрее и экономичнее. В конце монтажа конечной конструкторской документацией обычно прекращали пользоваться. Знания конструкторского проектирования, опыт конструкторов, также как и

опыт расчетного сопровождения конструкторских работ, не находили эффективного отражения в документации. Таким образом, обязательным и важным фрагментом работ по созданию базы данных должно быть представление соответствующей конструкторской информации в объеме, достаточном для решения верификационных задач.

Далее, информация по опыту эксплуатации РУ ВК-50 и реализованным экспериментальным программам накапливалась фактически с момента пуска установки и фиксировалась в форме научно-технических отчетов. Сохранение и восстановление этой первичной документации в электронной форме также являются важной задачей. Представленные в этой документации эксперименты традиционно служили следующим взаимосвязанным целям:

- решению текущих прикладных задач собственно РУ ВК-50;
- решению частных проблем установок следующего поколения (РУ ВК-300);
- использованию установки как прототипа кипящего реактора следующего поколения (РУ ВК-50Т);
- решению частных проблем действующих установок (РУ РБМК).

Уникальные характеристики ВК-50 предопределили приоритетность первых двух задач на момент проведения большей части экспериментов. Очевидно, что круг пользователей, структура, наполнение базы данных и связанный со всем этим сервис для каждой из вышеперечисленных областей существенно различаются. Поэтому представляется целесообразным поэтапное создание базы данных с ориентацией на конструкторов и расчетчиков, создающих новые технологии.

Помимо отечественного проекта реактора ВК-300 в целом ряде зарубежных проектов реакторов нового (IV) поколения прослеживаются основные принципы естественной безопасности, реализованные в ВК-50, – ЕЦ и высокий уровень саморегулирования установки (SWR-1000, Simplified BWR).

Для повышения экономичности проектов с ЕЦ очень важен опыт работы вблизи границы устойчивости с позиций как экономики, так и безопасности. Применительно к реакторам ВВЭР интерес представляет анализ режима аварии без срабатывания аварийной защиты при полном обесточении станции (АТWS). В этом случае необходимо показать защищенность станции. За счет обратных связей мощность должна снижаться, а в активной зоне обеспечиваться режим надежного охлаждения твэлов.

Таким образом, разрабатываемая база данных должна отражать в первую очередь свойства саморегулирования ККР в условиях ЕЦ теплоносителя. Кроме того, она должна быть полезна и для анализа некоторых режимов ВВЭР и PWR. Структура базы данных определяется конкретным составом экспериментальных режимов РУ ВК-50.

3. Экспериментальные режимы РУ ВК-50 и их использование для верификации сопряженных кодов

Имеются три типа экспериментальных режимов РУ ВК-50: статические характеристики (рис. 1), переходные режимы (рис. 2), автоколебания (рис. 3).

Все эти режимы представляют процессы с сильной взаимосвязью ядерных и теплогидравлических явлений различной степени сложности и могут использоваться для верификации кодов. Следует отметить, что основной массив результатов получен в 70...90-е годы, т.е. в период, когда не были сформулированы требования к верификационным экспериментам. Измерялись преимущественно интегральные параметры. Эта особенность базы данных, как показал опыт применения кодов RELAP и КОРСАР, будет в меньшей степени проявляться при проведении кроссверификации, т.е. проведения расчетного анализа одного и того же режима несколькими кодами.

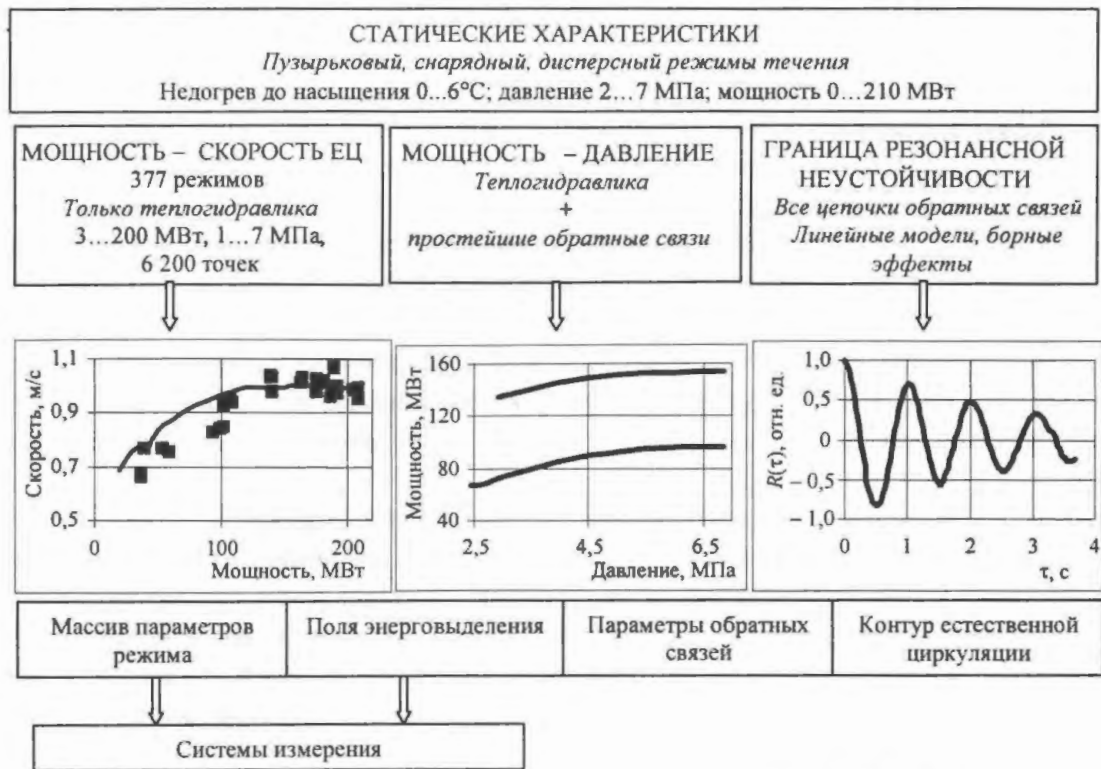


Рис. 1. Основные типы статических характеристик РУ ВК-50

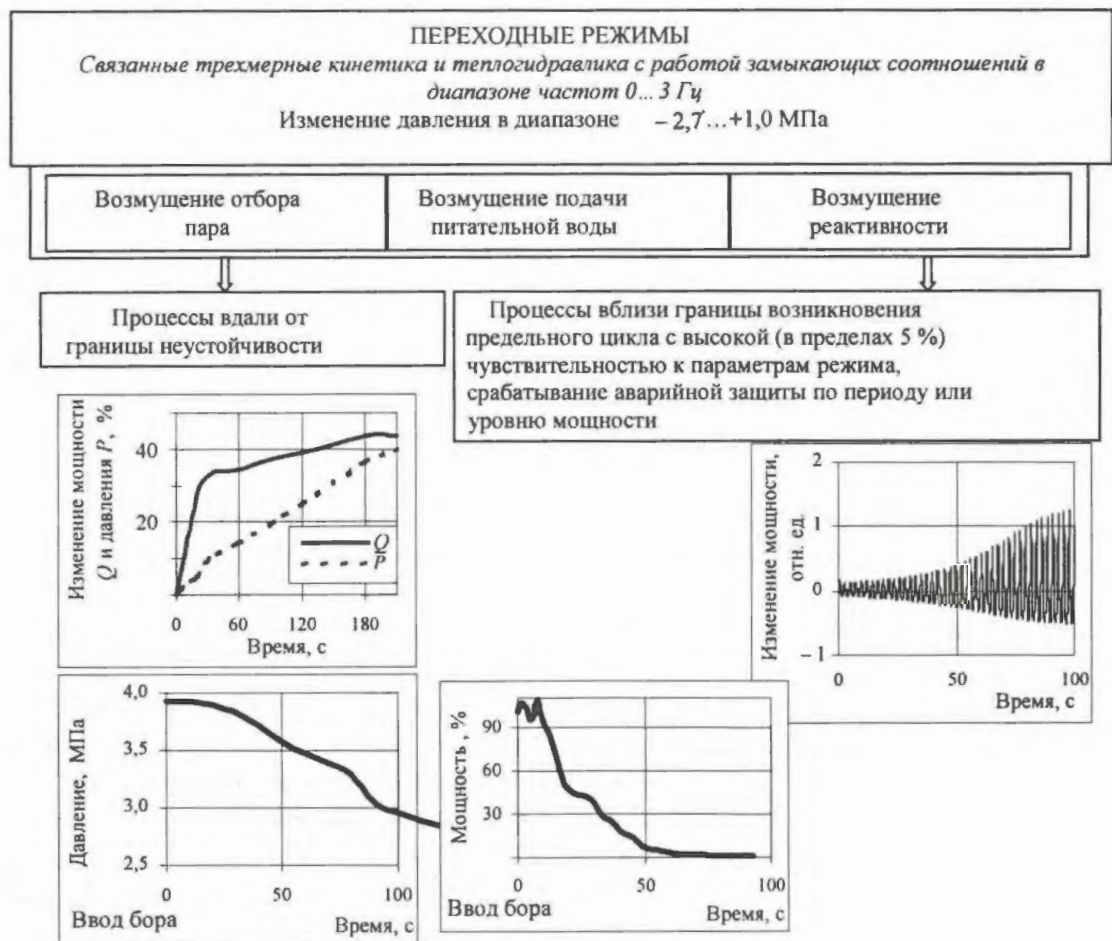


Рис. 2. Основные типы переходных режимов РУ ВК-50



Рис. 3. Основные типы автоколебательных режимов РУ ВК-50

Особенностью реактора ВК-50, приближающей его режимы к режимам АТВС ВВЭР и одновременно усложняющей расчеты, является ЕЦ теплоносителя. Поэтому анализ вышеперечисленных групп данных целесообразно предварить построением статической характеристики “мощность – расход” (рис. 1), что позволит отработать нодализационную схему контура. Далее логично перейти к статической характеристике “мощность – давление”, которая включает обратные связи в их наиболее простой форме.

Следующими по сложности моделирования (рис. 2) являются переходные режимы с отсутствием известного эффекта взаимодействия высоких и низких частот [5]. Как отмечалось, в этих режимах прежде всего проявляются особенности системы замыкающих соотношений теплообмена в неравновесном пароводяном потоке с небольшими недогревами температуры. На таких режимах целесообразно оценивать чувствительность расчета в области как высоких, так и низких частот, к схеме нодализации активной зоны, пространственному распределению энерговыделения, модели парового эффекта реактивности. Эти переходные режимы с возмущением отбора пара и подачи питательной воды разного знака и изменением давления в диапазоне ± 1 МПа, по-видимому, наиболее близки к АТВС ВВЭР.

Отдельно следует выделить режимы с остановкой реактора на мощности путем ввода борного раствора высокой концентрации от соответствующих систем аварийной защиты (рис. 2). Детальное отслеживание процесса ввода бора и его транспорта до активной зоны представляет сложную пространственную задачу перемешивания потоков с существенно различной концентрацией бора. В первом приближении она может решаться с использованием такой интегральной характеристики, как мощность реактора.

Наиболее сложны для моделирования автоколебательные режимы (рис. 3), поскольку для их воспроизведения требуется согласованность динамических характеристик всей системы замыкающих соотношений в широком частотном диапазоне. Колебания типа предельного цикла или более сложные автоколебательные режимы являются объектом исследований кодами с трехмерной кинетикой нейтронов и частично трехмерной теплогидравликой (например, [6]). В настоящее время эти исследования в значительной мере не завершены. Поэтому верификация кодов ВВЭР по таким режимам представляется преждевременной.

Возвращаясь к рис. 1, отметим, что по степени сложности моделирования промежуточным звеном между переходными и автоколебательными режимами служит статическая характеристика “граница резонансной неустойчивости”. Обычно она исследуется специализированными кодами, использующими методы анализа устойчивости в частотной области. Для

верификации сопряженных кодов ВВЭР эта характеристика может быть применена в два этапа. На первом оценивается устойчивость расчетной модели вблизи границы резонансной неустойчивости. Это стационарные режимы, в которых показатель $\gamma > 0,3 \text{ с}^{-1}$ затухания автокорреляционной функции шумов нейтронного потока. На втором этапе оценивается устойчивость модели по режимам, для которых $\gamma \leq 0,3 \text{ с}^{-1}$, и обрабатываются трехмерные модели нейтронной кинетики, т.к. показатель затухания очень чувствителен к пространственному распределению энерговыделения. Напомним, что, несмотря на значительный опыт построения этой характеристики как у нас, так и за рубежом, точность ее расчета в настоящее время не удовлетворяет задачам проектирования и эксплуатации кипящих реакторов [4].

Заключение

1. Опыт верификации кодов ТРАП-97, КОРСАР, RELAP показывает важность решения сопряженных задач с различной степенью пространственной детализации нейтронной кинетики и теплогидравлики для реакторов ВВЭР. Актуальны разработка и верификация трехмерных сопряженных кодов.

2. Вопросы моделирования современными теплогидравлическими кодами сопряженных задач представляют самостоятельное, развивающееся и важное для практики направление динамики водо-водяных реакторов. Для их решения применительно к кодам ВВЭР следует использовать опыт расчетного и экспериментального исследования динамики ККР.

3. Экспериментальные режимы реактора ВК-50 в первую очередь целесообразно применять для верификации моделей переходных и аварийных режимов типа АТWS водо-водяных реакторов и режимов малых и средних течей с транспортом борного раствора в I контуре.

433510, г. Димитровград Ульяновской обл.; контактные тел.: 8(84235)6-56-64, 6-53-57 (р.); E-mail: ovs@niiar.ru

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Мацуи К.* Тенденции разработок реакторов следующего поколения и реакторов нового типа в Японии // Атомная техника за рубежом, 2004, № 4. – С. 24 – 27.
2. *Антонов С.Н.* Опыт применения программных средств для сопровождения эксплуатации реактора ВК-50 / Сб. тез. докл. научно-техн. семинара “Оценка экспериментальных данных и верификация кодов”. Сосновый Бор, 4 – 8 октября 2004 г. – СПб.: ВВМ, 2004. – С. 45 – 46.
3. *Семидоцкий И.И.* Опыт применения теплогидравлического кода RELAP5/MOD3.2 для моделирования статических и динамических режимов корпусного кипящего реактора ВК-50 // (статья настоящего сборника). – С. 28 – 38.
4. *Кириллов П.Л.* Опыт эксплуатации реакторов указывает на необходимость новых теплогидравлических исследований // Атомная техника за рубежом, 2003, № 9. – С. 3 – 9.
5. *Кебадзе Б.В., Плютинский В.И.* Некоторые особенности автоколебательных режимов кипящего реактора // Атомная энергия. 1971. Т. 31, вып.2. – С. 89 – 92.
6. *Hotta A., Zhang M., Ninokata H.* BWR regional instability analysis by TRAC/BF1-entree II: application to Ringhals unit-1 stability test // Nuclear technology, 2001. V. 135, n1. – P. 17 – 38.

Статья поступила в редакцию 14 апреля 2005 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 1, с. 63 – 68.

Контроль локальных возмущений подкритичности на перегрузках в активной зоне заглушенного реактора "Р" с помощью системы контроля подкритичности

В.В. Гусев, С.И. Крюков, В.Ю. Самонин,

ФГУП НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала, 107140, Москва, ул. Малая Красносельская, 2/8

Приведены краткое техническое описание системы контроля подкритичности (СКП) и результаты выполненных с ее помощью экспериментальных исследований на реакторе "Р". Предложен способ обнаружения локального возмущения (ЛВ) коэффициента размножения в активной зоне подкритического реактора при перегрузках поглотителей нейтронов, определения вероятной координаты возмущения поля нейтронов и обеспечения возможности непрерывного контроля за его "перемещением" по объему зоны в течение перегрузки остановленного реактора.

MONITORING OF LOCAL SUBCRITICALITY DISTURBANCES DURING REFUELING OPERATIONS IN THE SHUT DOWN "R" REACTOR CORE USING THE SUBCRITICALITY MONITORING SYSTEM. V.V. GUSEV, S.I. KRYUKOV, V.Yu. SAMONIN. A brief technical description of the subcriticality monitoring system is presented and the results of using it for experimental studies on the "R" reactor are given. A method of detecting a local breeding factor disturbance in the core of a subcritical reactor in the reloading of neutron absorbers, determining the potential neutron field disturbance coordinate and enabling continuous monitoring of its "movement" throughout the core in refueling of the shut down reactor is proposed.

Задача контроля распределения размножающих свойств во всем объеме активной зоны гетерогенного физически большого реактора "Р" с пространственно распределенными физическими характеристиками особенно важна и наиболее остро встает при перегрузке сборок поглощающих элементов (ПЭЛ) на заглушенном реакторе, когда контроль затруднен из-за низкого уровня плотности потока нейтронов (ППН) и высокого остаточного γ -фона от осколков деления. Если в результате ошибки технологического персонала вблизи локальной неоднородности нейтронного поля из-за удаления ПЭЛ ("ловушки" нейтронов) будет начато извлечение еще одной сборки (образование интерферирующей двойной "ловушки" нейтронов), то при определенных неблагоприятных обстоятельствах в реакторе может образоваться зона с недопустимо высокими размножающими свойствами – повышенным значением ППН. Следует отметить, что ошибка может быть "скрытой" от персонала управления реактором, когда в ячейку активной зоны загружают, не догадываясь об этом, сборку ПЭЛ с поглощающими свойствами, отличными от свойств, указанных в картограмме загрузки.

Несмотря на продолжающуюся работу по повышению эффективности контроля за "ловушками" в активной зоне заглушенного реактора "Р" с использованием расчетных оценок и организационных мероприятий, задача технического контроля за перегрузками поглотителей (типа центральныхборок – ЦС, стержней СУЗ – СС) в активной зоне и определения координаты потенциально опасной "ловушки" по-прежнему оставалась нерешенной из-за отсутствия внутризонных детекторов нейтронов и низкой чувствительности штатных боковых измерительных каналов (БИК). Решение задачи значительно упростилось с введением в эксплуатацию СКП (разработчик НИКИЭТ). Созданию СКП предшествовали эксперименты на реакторе, подтвердившие возможность контроля за "ловушками" при самой глубокой подкритичности реактора в "иодной" яме, выполненные в 1990 – 1994 гг. специалистами НИКИЭТ, ПО "Маяк" и РНЦ "КИ".

1. Система СКП

СКП предназначена для вычисления текущего значения реактивности в реальном времени по результатам контроля ППН и состоит из измерительных каналов на базе камер деления типа КНТ-31-1, имеющих для расширения диапазона контроля ППН двухпозиционное расположение одной камеры в сухом канале с возможностью перемещения камеры из одного положения в другое электроприводом по команде оператора в стационарном состоянии реактора.

Основные технические характеристики СКП

Число измерительных импульсно-токовых каналов	до 16
Диапазон контроля ППН, $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	$1 \dots 10^{12}$
Диапазон вычисляемой реактивности, $\beta_{\text{эфф}}$	$-10 \dots 0,5$
Погрешность вычисления реактивности при $\rho > 0$, $\beta_{\text{эфф}}$	$0,01 \dots 0,02$
Погрешность вычисления реактивности при $\rho < 0$, $\beta_{\text{эфф}}$	$0,1 \dots 1,0$
Диапазон вычисляемых периодов T_2 удвоения мощности, с	$10 \dots 100$
Погрешность вычисления периодов удвоения мощности, %	20
Режим работы	непрерывный
Максимальный ход подзонной камеры, мм	600
Максимальный ход боковой камеры, мм	1000
Дискретность хода, мм	4

В настоящее время в системе задействованы шесть подзонных измерительных каналов (ПИК), четыре БИК и один гамма-конвертер – устройство для временного мониторинга фотонейтронных источников активной зоны. Подвески ПИК размещены в гильзах системы контроля энерговыделения в ячейках 11-26, 11-42, 17-20, 19-50, 27-26, 27-42 (рис. 1). Стойка управления электроприводами подвесок позволяет автоматизированно (поочередно) перемещать камеры деления КНТ-31-1 ПИК от крайнего верхнего положения (~ 200 мм от нижней плоскости активной зоны) на 600 мм вниз с шагом 4 мм с возможностью остановки на любой выбранной оператором промежуточной отметке. Камеры КНТ-31-1 БИК перемещаются аналогично подзонным от крайнего верхнего положения (верхняя плоскость активной

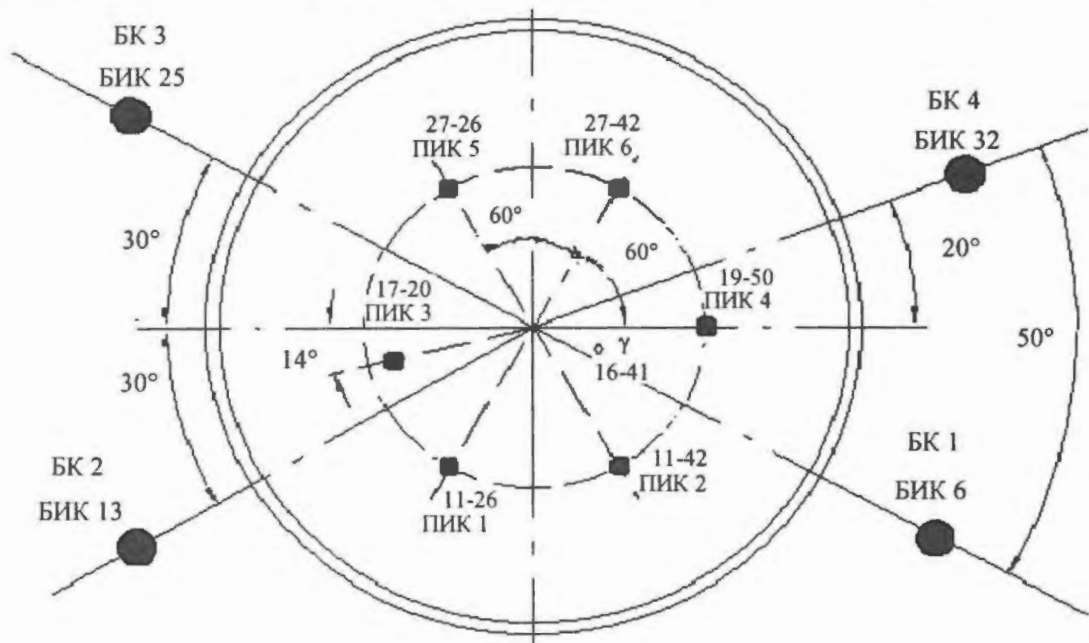


Рис. 1. Схематическое расположение ПИК и БИК СКП в проекции на плоскость активной зоны: двойная линия – контур активной зоны; БК – боковой канал

зоны) на 1000 мм по длине подвеса вниз. Информационно-измерительные линии связи (~ 110 м) каждой группы измерительных каналов (подзонной и боковой) подключены независимо друг от друга к соответствующим стойкам сбора и первичной обработки информации.

Собственно расчет подкритичности и эффектов реактивности выполняется персональным компьютером (в режиме on line), соединенным интерфейсом с каждой стойкой. Реализованный в системе алгоритм выполняет обращенное решение уравнений кинетики реактора в точечном приближении [1]:

$$\left. \begin{aligned} \frac{dn}{dt} &= \frac{\beta(\rho - 1)}{l} n + \sum_{i=1}^6 \lambda_i c_i + Q; \\ \frac{dc_i}{dt} &= -\lambda_i c_i + \frac{\beta_i n}{l}, \end{aligned} \right\}$$

где n – значение текущей плотности нейтронов; β – эффективная доля запаздывающих нейтронов; β_i – эффективная доля i -й группы запаздывающих нейтронов; ρ – текущая реактивность; l – время жизни мгновенных нейтронов; c_i – концентрация предшественников i -й группы запаздывающих нейтронов в момент времени $t_j = j\Delta t$; Q – источники нейтронов.

Программное обеспечение представлено программами ENOT в трех версиях: для работы только с ПИК, для работы с БИК, совместной работы ПИК и БИК. По программе ENOT вычисляются ППН, текущая реактивность, период удвоения мощности и производится запись измеренных сигналов в файл на жесткий диск ПЭВМ РС. Реализована также возможность повторного считывания, расчета и анализа записанной ранее информации.

2. Расчетное моделирование и физические эксперименты

Проведенное расчетное моделирование эффектов реактивности при извлечении поглотителей с помощью двухгруппового программного комплекса STAT, решающего уравнения диффузии для плоской геометрии, позволило сделать вывод о возможности использования показаний ПИК для контроля за возникновением “ловушек”. В результате этого моделирования и построения функциональной зависимости относительного изменения показаний ПИК СКП от расстояния до центра возмущения нейтронного потока установлено, что вид этой зависимости в значительной мере определяется неоднородностью загрузки активной зоны.

Для идентификации возмущения ППН как значимого (“ловушка” в зоне) предложено использовать отклонения усредненных за выбранный интервал времени (интервальных) значений скоростей счета ПИК СКП, а в качестве критерия для граничного значения – “правило трех сигм” – среднего квадратического отклонения (с.к.о.), справедливого для нормального распределения интервальных скоростей счета.

Для оценки вида распределения проведен статистический анализ, который включал в себя в том числе:

- вычисление интервального значения средней скорости счета, с.к.о., эксцесса, контр-эксцесса и коэффициента энтропии для распределения интервальных значений по каждому каналу;
- проверку гипотезы о принадлежности распределения интервальных значений скоростей счета гауссову распределению (принималось в соответствии с составным критерием по ГОСТ 8.207 (для интервалов $m < 50$), с критерием Мизеса – Смирнова (для $50 < m < 200$)) и одной генеральной совокупности (по критерию Фишера).

В результате установлено, что вид распределения интервальных скоростей счета ПИК СКП реактора "Р", находящегося в заглушенном состоянии, не изменяется на протяжении 4 000 часов останова. По результатам проведенного статистического анализа распределение интервальных значений скоростей счета классифицировано как уплощенное одномодальное, представляющее композицию экспоненциального и равномерного распределений, близкое к нормальному распределению. На этом выводе обосновано использование "правила трех σ " в качестве критерия значимости изменения средней скорости счета ПИК при появлении "ловушки" в зоне его чувствительности (критерий присутствия "ловушки" в активной зоне), а наилучшей оценкой центра распределения решено считать среднее арифметическое.

На рис. 2 представлены результаты обработки реальных измерений, выполненных с помощью СКП на одной из штатных перегрузок, в качестве иллюстрации работоспособности выбранного критерия. Извлечение сборки ПЭЛ производилось на интервалах времени (привязка к шкале времени рис. 2) 1 800...1 960, 2 650...2 780, 3 350...3 480, 4 270...4 450, 5 300...5 410, 6 000...6 100, 6 680...6 880, 7 430...7 580 с.

С целью исследования чувствительности СКП к ЛВ ППН на заглушенном реакторе, возникающим при перегрузках ПЭЛ ЦС, проводился анализ показаний ПИК во время перегрузок ПЭЛ или их имитации. Для имитации ЦС извлекалась на полную высоту активной зоны с предшествующей обязательной компенсацией реактивности тройкой стержней СУЗ ближайшего окружения.

Выполненные во время плановых остановок экспериментальные исследования чувствительности системы к ЛВ (перегрузкам ЦС) показали, что:

- чувствительность (к ЛВ ППН) ПИК СКП, максимально приближенных к нижней плоскости активной зоны на время проведения ППР (КПР), зависит от глубины подкритичности, времени простоя в заглушенном состоянии, расстояния до центра возмущения и значения его абсолютного эффекта;

- с увеличением глубины подкритичности и уменьшением абсолютного эффекта (веса) возмущения чувствительность ПИК СКП к ЛВ падает;

- при уровнях подкритичности $\sim (1,6...2,0)\beta_{эфф}$ и временах останова до 300 часов СКП группой из шести ПИК надежно регистрируются ЛВ, расположенные в зоне плато активной зоны;

- шесть ПИК не позволяют регистрировать перегрузку аппарата "Р" во всем объеме активной зоны на временном интервале от момента останова до выхода из "йодной ямы" ($4\beta_{эфф} \leq \rho_p \leq 10\beta_{эфф}$);

- радиус зоны чувствительности ПИК при подкритичности $4\beta_{эфф} \leq \rho_p \leq 10\beta_{эфф}$ и величине эффекта возмущения $\Delta\rho \approx 0,1\beta_{эфф}$ составляет $\approx 2...3$ шага в размере ТВС;

- для надежного контроля за перегрузкой изделий во всем объеме активной зоны подкритического аппарата "Р" необходимо отслеживать не изменение средней скорости счета (реактивности) по всем включенным ПИК, а изменения средних интервальных скоростей счета (реактивности) по каждому отдельному ПИК.

На рис. 3 представлены относительные изменения скоростей счета отдельных каналов системы (с 95 %-м доверительным интервалом) при извлечениях ЦС (типа 1 и 2) на одном из экспериментов в зависимости от расстояния r (в горизонтальном сечении активной зоны) от "ПИК – ЦС". Каждая точка получена в результате статистической обработки 50-ти текущих значений скоростей счета $N_i(t)$ (частота регистрации 1 с^{-1}). На рисунке показана кривая регрессии с коэффициентом корреляции $K_{кор} = 0,92$.

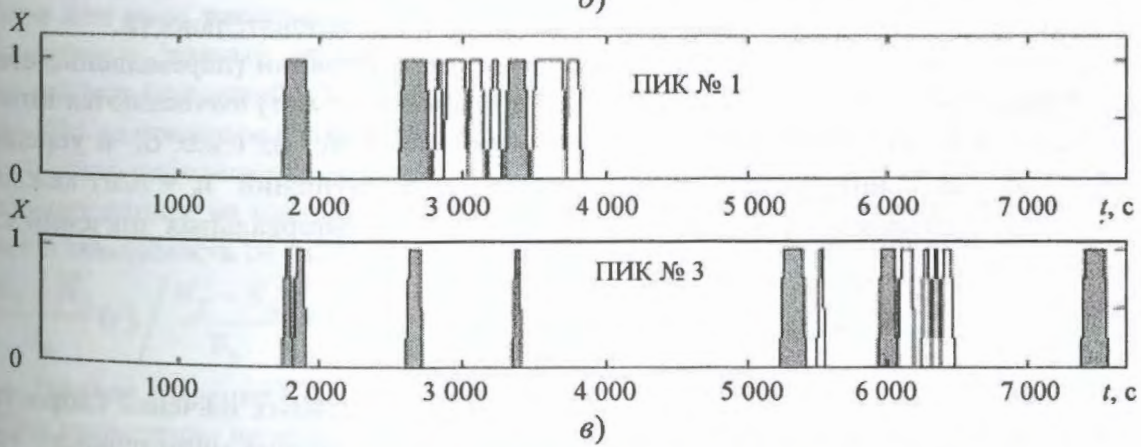
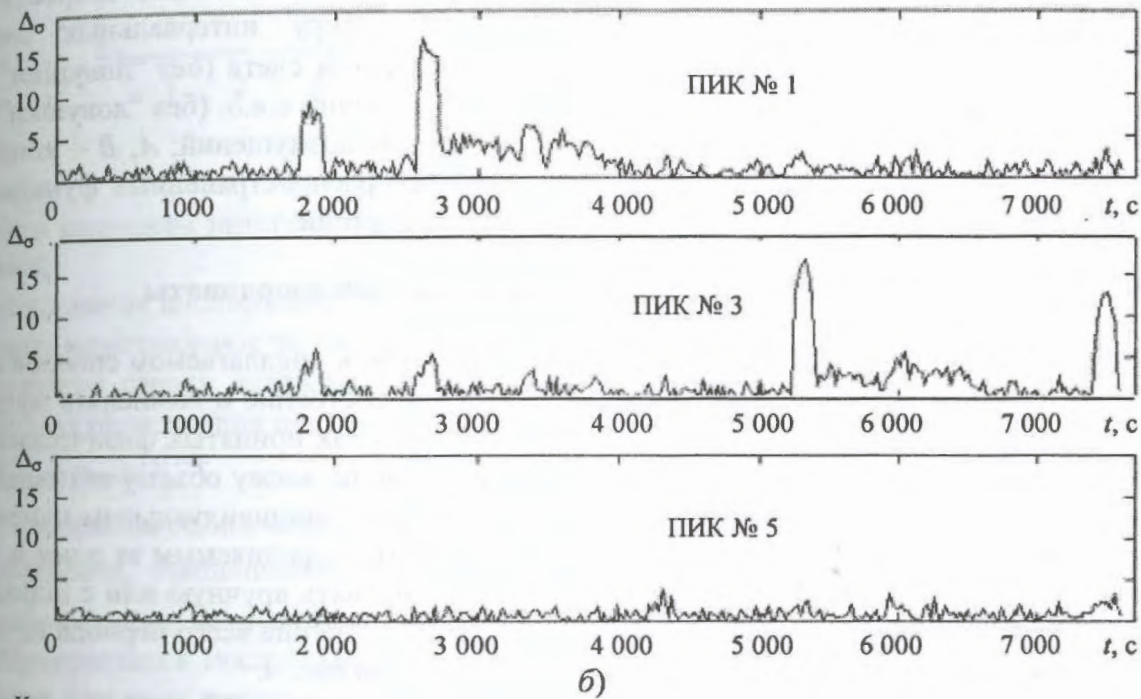
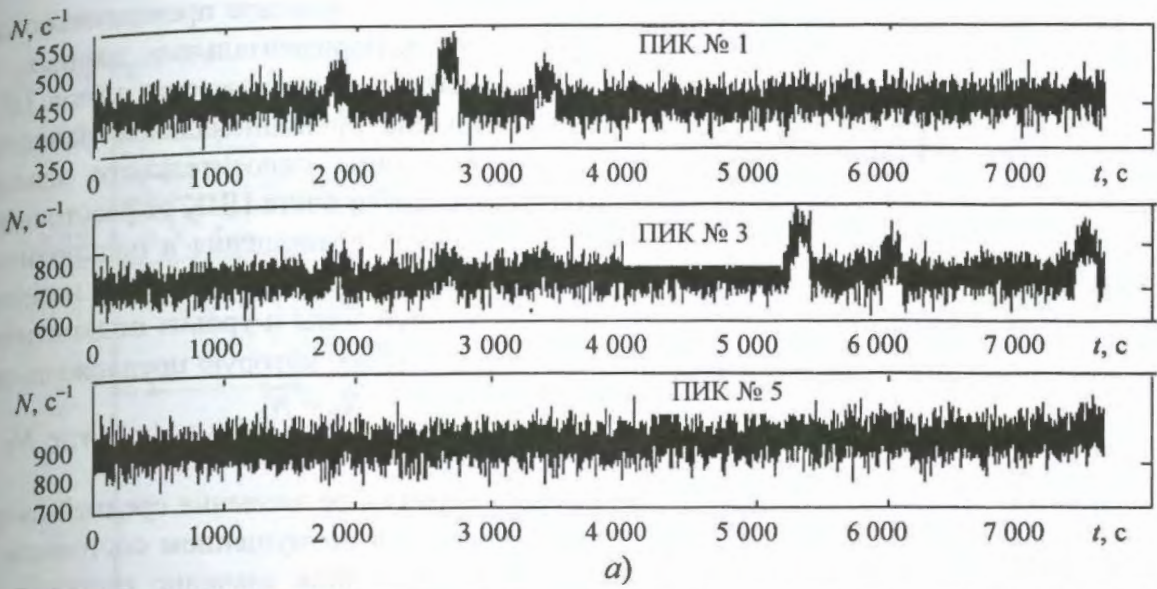


Рис. 2. Изменения показаний ПИК №№ 1, 3, 5 при перегрузке ЦС₀ + ДП ($\tau_{\text{ост}} = 38$ часов, $\rho_{\text{п}} = 4,0 \dots 3,85\beta_{\text{эфф}}$): а) собственно скорость счета, с^{-1} ; б) изменения показаний ПИК, выраженные в с.к.о.; в) диаграмма признака X присутствия ЛВ в активной зоне (тонированием выделены моменты времени возмущения ППН от извлечения ЦС, светлым – от перебора стержней АЗ)

Относительная скорость счета N/N_0 , %

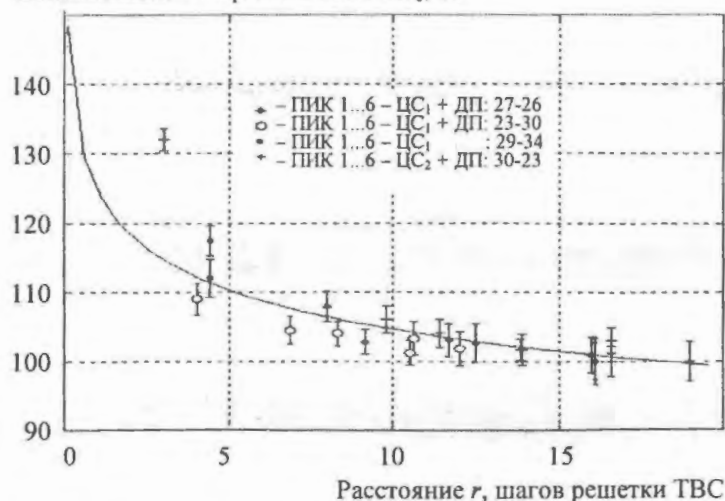


Рис. 3. Относительные изменения показаний ПИК СКП при извлечении ЦС типов 1, 2 ($\tau_{\text{ост}} = 310$ часов, $\rho_n = 1,6\beta_{\text{эфф}}$, $\Phi \cong 1350$ н/(см²с), $K_{\text{кор}} = 0,92$)

усредненное значение с.к.о. по буферу интервальных значений с.к.о. (без “ловушки”), учитывая малые изменения текущих с.к.о. на интервалах без возмущений; A, B – константы. Выбор вида регрессии осуществлялся из 12-ти наиболее распространенных функциональных зависимостей по максимальному коэффициенту корреляции.

3. Метод обнаружения ЛВ и его вероятной координаты

Отличительной особенностью решения является то, что в предлагаемом способе не требуется переводить реактор в ядерноопасное критическое состояние и вычислять эффективности поглотителей (как одиночных, так и их групп) в рамках принятых физических моделей. Кроме того, контроль ЛВ коэффициента размножения по всему объему активной зоны осуществляется исключительно по первичной информации – индивидуальным изменениям скорости счета нейтронов (ССН) датчиков нейтронов (ДН), усредняемым за один и тот же интервал времени. Названный параметр можно контролировать вручную или с использованием ЭВМ непрерывно и в масштабе реального времени в течение всего периода остановки реактора. Поясняющая способ иллюстрация представлена на рис. 4.

Достижение результата производится в следующей последовательности.

1. В исходном квазистационарном подкритическом состоянии (перемещение стержней СУЗ или сборок ПЭЛ отсутствует, “ловушки” в активной зоне нет) вычисляются интервальные усредненные за интервал Δt значения скоростей счета N_i , их с.к.о. σ_i и усредненные значения $\bar{N}_6, \bar{\sigma}_6$ за n интервалов (время “покоя” без возмущений $t_n = n\Delta t$) каждого ДН (усреднение с.к.о. возможно, учитывая малые отклонения интервальных значений с.к.о. σ_i от среднего):

$$N_6 = \sum_{i=1}^n N_i / n, \quad \bar{\sigma}_6 = \sum_{i=1}^n \sigma_i / n, \quad (1)$$

где $N_6 = \{N_1, N_2, \dots, N_n\}$, $\sigma_6 = \{\sigma_1, \sigma_2, \dots, \sigma_n\}$ – буферы интервальных значений скоростей счета и с.к.о., соответственно, для каждого ДН; $\Delta t = \text{const}$ – половина минимального времени нахождения “ловушки” в активной зоне реактора, определяемого как интервал среднего времени от начала извлечения сборки ПЭЛ из зоны до ее возвращения в зону (“времени жизни” ЛВ); $n = \text{const}$ – число интервалов (емкость буфера).

В результате проведенного анализа экспериментальных данных, полученных для множества типов ЦС, выявлена функциональная зависимость величины относительного изменения скорости счета ПИК от расстояния r до центра возмущения в подкритическом реакторе для любого типа изделия активной зоны и уровня подкритичности $\rho_n \leq 4\beta_{\text{эфф}}$, которую предложено искать в виде $\frac{N_{\uparrow} - \bar{N}_6}{\bar{\sigma}_6}(r) = Ar^{-B}$, где N_{\uparrow} – ин-

тервальное значение средней скорости счета в возмущенном состоянии; N_6 – усредненное значение скорости счета по буферу интервальных значений скоростей счета (без “ловушки”); σ_6 –

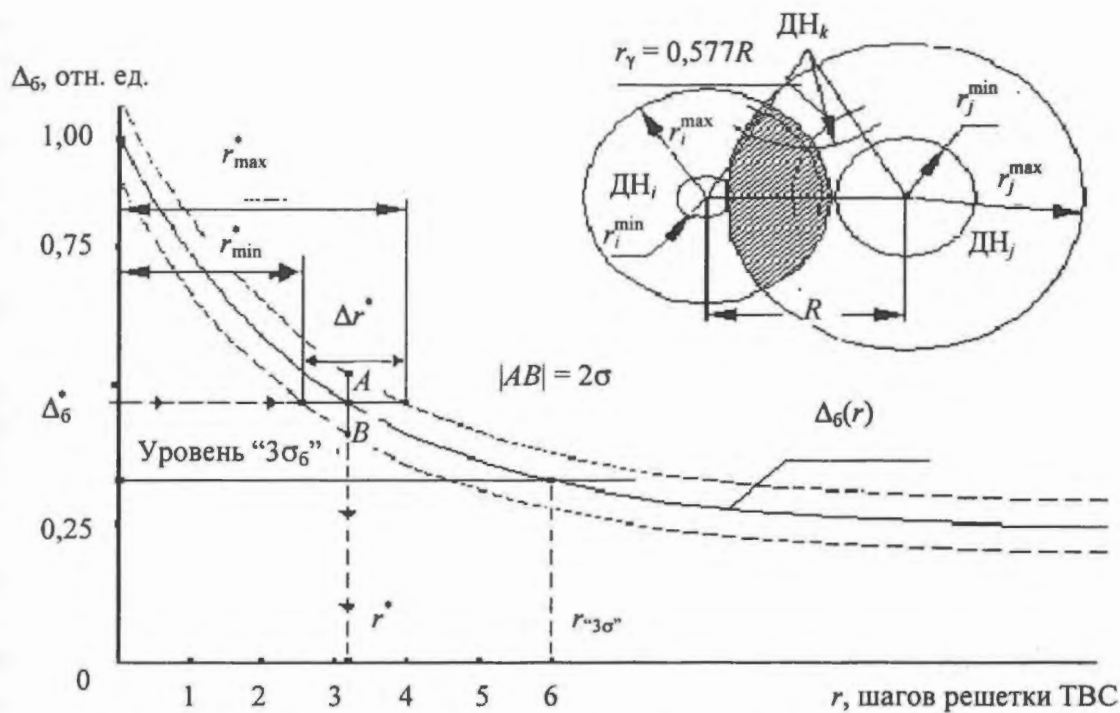


Рис. 4. Регрессионная кривая

Выбор величины интервала Δt усреднения производится на основании следующих соображений:

- для уменьшения дисперсии анализируемого сигнала – интервальной средней ССН необходимо иметь максимальное число отсчетов m текущей скорости счета в интервале Δt ;
- ограничение сверху накладывается требованиями, определяемыми ядерной безопасностью: период определения подкритичности ($T_p = \Delta t$) при перегрузке не должен превышать $\Delta t_{\max} = (\rho_n - \rho_{\min}) / V_p^{\max}$,

где ρ_n – минимальное значение “нормальной” подкритичности; ρ_{\min} – минимальное значение подкритичности, считающееся безопасным; V_p^{\max} – максимальная скорость уменьшения подкритичности при возмущении – извлечении поглотителя.

2. Производится последовательное перемещение (извлечение с возвратом в исходное положение или иное равновеликое перемещение в направлении уменьшения подкритичности) однотипных (равных по поглощающим свойствам) источников возмущения размножающих свойств (стержней СУЗ, сборок ПЭЛ) в предварительно выбранных ячейках активной зоны. По полученным значениям ССН ДН за вычетом буферных значений усредненных скоростей счета определяется изменение ССН относительно усредненного буферного с.к.о. ССН, нормированное на максимальное изменение при $r = 0$, и по результатам строится регрессионная зависимость от расстояния r до источника возмущения (рис. 4):

$$\Delta_b = \frac{N_{\uparrow} - \bar{N}_b(r)}{\bar{\sigma}_b} / \frac{N_{\uparrow} - \bar{N}_b(r=0)}{\bar{\sigma}_b}, \quad (3)$$

где N_{\uparrow} – среднее значение ССН ДН за время Δt в состоянии с ЛВ.

3. При проведении перегрузки факт присутствия ЛВ в активной зоне реактора определяется по изменению усредненных (интервальных) значений скоростей счета ДН в соответствии со следующим критерием:

$$N_{\text{гр}} = t_{\text{гр}} \sigma_b, \quad (4)$$

где $N_{гр}$ – граничное значение изменения скорости счета; $t_{гр}$ – граничное значение квантильного множителя [2] ($t_{гр} = 3$ для нормального распределения [3]). При превышении текущего интервального значения средней скорости счета N_t по любому нейтронному каналу усредненного буферного значения этого же канала \bar{N}_6 на величину $3\bar{\sigma}_6$ (т.е. $N_t - N_6 \geq N_{гр}$) делается положительный вывод о значимости возмущения, т.е. о присутствии ЛВ в активной зоне реактора, а в матрицу признаков $X(t)$ заносится “1” – признак существования ЛВ в активной зоне (рис. 2,в для $N_{гр} = 3\sigma_6$).

В случае, если возмущение признается незначимым ($X(t) = 0$), то текущее интервальное значение скорости счета N_t заносится в буфер со сдвигом влево и удалением первого элемента буфера – интервального значения ССН по принципу “последним зашел – последним вышел”, чем достигается постоянное обновление буфера. Затем производится коррекция дрейфа значений \bar{N}_6 , $\bar{\sigma}_6$ по формуле (1). Описанная операция необходима для того, чтобы учесть вариацию нейтронного потока из-за дрейфа физических свойств активной зоны ввиду распада источников нейтронов и перегрузок.

4. Координата ЛВ определяется по полученной регрессионной зависимости относительного изменения $\Delta_6(r)$ показаний ДН (рис. 4), из которой находится наиболее вероятный радиус r^* удаления ЛВ от ДН. На рис. 4 зона наиболее вероятного местонахождения ЛВ изображена в виде кольца, ограниченного радиусами r^*_{min} , r^*_{max} . Если число ДН, определивших текущее изменение скорости счета как значимое, больше или равно двум, то при использовании ЭВМ зона вероятного местонахождения ЛВ может быть обозначена на отображаемой дисплеем видеограмме активной зоны реактора как область пересечения нескольких окружностей. Кроме того, на рис. 4 указаны уровень “ $3\bar{\sigma}_6$ ” для нормального распределения интервальных скоростей счета и соответствующее ему расстояние от ДН до ЛВ (радиус окружности с центром в точке размещения ДН), на котором датчик еще может зарегистрировать возмущение как значимое.

Описанный способ защищен патентом [4] в 2001 г. Реализация этого способа позволит повысить надежность контроля и осуществить его непрерывность за изменениями размножающих свойств в режиме реального времени во всем физическом объеме активной зоны в течение перегрузки, используя для этого оптимальное количество ДН.

Контактные тел.: 268-93-38, 268-94-02, Гусев Виталий Всеволодович

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Постников В.В., Крюков С.И., Дмитренко В.В.* Система контроля подкритичности. Программа Enot12. Описание алгоритмов. – М.: Годовой отчет НИКИЭТ, 1997. – С. 51.
2. *Новицкий П.В., Зограф И.А.* Оценка погрешностей результатов измерений. 2-е изд., перераб. и доп. – Л.: Энергоатомиздат, 1991. – С. 156 – 160.
3. *Уриг Р.* Статистические методы в физике ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1974. – С. 20 – 25.
4. *Самонин В.Ю., Шидловский В.В.* Способ экспериментального обнаружения локальных возмущений коэффициента размножения в активной зоне подкритического ядерного реактора. Пат. РФ № 2165109, МПК G21 C 1/30, заявлено 12.07.99 г., 2001.

Статья поступила в редакцию 01 июня 2005 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 1, с. 69 – 76.

СОДЕРЖАНИЕ

ДИНАМИКА И УПРАВЛЕНИЕ

<i>Антонов С.Н., Семидоцкий И.И., Туртаев Н.П., Шмелев В.Е.</i> Характеристики активной зоны реактора ВК-50 с повышенным водно-топливным отношением	3
<i>Васекин В.Н., Данилова Е.Н.</i> DINA: программа моделирования нестационарных нейтронно-физических процессов в активной зоне реакторной установки	11
<i>Крессов Д.Г.</i> Влияние неравномерности полей энерговыделений на обратные связи в реактивных авариях	17

БЕЗОПАСНОСТЬ

<i>Семидоцкий И.И., Туртаев Н.П., Шмелев В.Е.</i> Разработка и совершенствование систем безопасности исследовательского реактора ВК-50	22
<i>Семидоцкий И.И.</i> Опыт применения теплогидравлического кода RELAP/5MOD3.2 для моделирования статических и динамических режимов корпусного кипящего реактора ВК-50....	28
<i>Краснов А.М., Коняшов В.В., Ещеркин В.М., Туртаев Н.П.</i> Контроль герметичности оболочек твэлов на РУ ВК-50	39
<i>Антонов С.Н., Ещеркин В.М., Туртаев Н.П., Шмелев В.Е., Якиин Е.К.</i> Опыт эксплуатации РУ ВК-50 для проектирования АТЭЦ с корпусным кипящим реактором	46

ПЕРЕХОДНЫЕ И АВАРИЙНЫЕ РЕЖИМЫ

<i>Васекин В.Н., Данилова Е.Н., Ионов А.И., Останина М.А.</i> DINA-РБМК: расчетное моделирование штатных переходных режимов РУ РБМК	58
---	----

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

<i>Антонов С.Н., Махин В.М., Семидоцкий И.И., Шмелев В.Е.</i> Разработка базы данных экспериментальных режимов исследовательского реактора ВК-50	63
<i>Гусев В.В., Крюков С.И., Самонин В.Ю.</i> Контроль локальных возмущений подкритичности на перегрузках в активной зоне заглушенного реактора "Р" с помощью системы контроля подкритичности	69

CONTENTS

DYNAMICS AND CONTROL

<i>Antonov S.N., Semidotsky I.I., Turtaev N.P., Shmelev V.E.</i> VK-50 reactor code characteristics with increased water-fuel ratio	3
<i>Vasekin V.N., Danilova E.N.</i> DINA: the program of modeling of non-stationary neutron physical processes in an core region reactor facility	11
<i>Kresov D.G.</i> Influence of non-uniformity of power density fields on feedback during reactivity-initiated accidents	17

SAFETY

<i>Semidotsky I.I., Turtaev N.P., Shmelev V.E.</i> Development and advancement of the VK-50 safety systems	22
<i>Semidotsky I.I.</i> Experience in application of the RELAP5/MOD3.2 heat-hydraulic computer code to simulate static and dynamic regims of the vessel-type boiling water reactor VK-50	28
<i>Krasnov A.M., Konyashov V.V., Yeshcherkin V.M., Turtaev N.P.</i> Failed fuel detection at the VK-50 reactor	39
<i>Antonov S.N., Yeshcherkin V.M., Turtaev N.P., Shmelev V.E., Yakshin E.K.</i> VK-50 operation experience for nuclear cogeneration plant development with vessel-type boiling water reactor ...	46

NON-STATIONARY AND EMERGENCY PROCESSES

<i>Vasekin V.N., Danilova E.N., Ionov A.I., Ostanina M.A.</i> DINA-RBMK: settlement modeling of regular transitive modes reactor facility RBMK	58
--	----

EXPERIMENTAL STUDIES

<i>Antonov S.N., Makhin V.M., Semidotsky I.I., Shmelev V.E.</i> Data base development for the VK-50 experimental operating conditions	63
<i>Gusev V.V., Kryukov S.I., Samonin V.Yu.</i> Monitoring of lokal subcriticality disturbances during refueling operations in the shut down "R" reactor core using the subcriticality monitoring system	69

Правила оформления статей

При подготовке статьи в сборник автор должен руководствоваться стандартом “Оригиналы авторские и текстовые издательские” (ОСТ 29.115 – 88). К авторским оригиналам, передаваемым для издания, предъявляются следующие требования:

1. Экземпляр статьи должен быть первым, отпечатан на одной стороне листа формата А4 шрифтом № 12 через 2 интервала. Статья должна быть составлена в следующем порядке: индекс УДК; заглавие; инициалы и фамилии авторов; место работы каждого автора с почтовым адресом; аннотация на русском и английском языках (не более 10 строк каждая); текст; список литературы; рисунки; подрисуночные подписи (на отдельном листе).

2. Статья должна также предоставляться обязательно в виде электронной версии обычным шрифтом № 11 Times New Roman, междустрочный интервал – одинарный, в редакторе Word 97 или более поздних версий. Текст не форматируется, в качестве имени файла используется ФИО первого автора статьи. Кавычки в тексте ставятся при английской раскладке клавиатуры (“..”).

3. Содержание статьи должно быть кратким и четким. Исключаются общие рассуждения, известные положения. Не допускается дублирование материала в тексте, таблицах, подрисуночных надписях. Необходимо соблюдать единообразие в написании терминов, наименований физических величин и единиц измерения, условных обозначений, сокращений, символов. Наименования и обозначения единиц физических величин необходимо приводить в системе СИ.

Необходимо обращать внимание на написание прописных и строчных букв: русские и греческие буквы (α , β , γ , φ и т.д.) набираются прямо, а латинские (x , y , z , w и т.д.) – курсивом. Те же требования в обозначениях нужно соблюдать при написании индексов и степеней в формулах. Обозначения матриц и векторов набираются полужирным шрифтом прямо. Формулы, включенные в текст, следует набирать без увеличения интервала между строками, например b/d , $\exp(x/e)$.

4. Таблицы нумеруются, каждая таблица должна иметь заголовок. Сокращения в графах таблицы не допускаются. В тексте необходимы ссылки на все таблицы. Таблицы печатаются в общем тексте после первой ссылки.

5. Формулы и буквенные обозначения величин должны быть размечены и сразу расшифрованы. Формулы нумеруются арабскими цифрами, номер ставится с правой стороны листа в круглых скобках. Нумеровать следует только те формулы и уравнения, на которые есть ссылка в последующем изложении. Формулы выполняются в редакторе Equation 3.0

при невозможности набора на клавиатуре ($x_n^2, y_m^n, \sqrt{x}, \int_0^1 x, \frac{1}{y}$ и т.д.). Подстрочные и надстрочные индексы вводятся с клавиатуры ($x_3, \text{км}^2$ и т.д.), греческие буквы вставляются через Меню *Вставка* → *символ*.

6. В тексте статьи рисунок обязательно представляется на отдельном листе формата не более А4. На рисунках допускается минимальное число обозначений – краткие цифровые (по порядку номеров слева направо или по часовой стрелке) или буквенные обозначения. Все пояснения выносятся в подрисуночные подписи. На обороте каждого рисунка указываются фамилии авторов, название статьи, номер рисунка, обозначения верха и низа. Внутренние надписи на рисунках набираются шрифтом № 10. Внизу каждого рисунка должны быть

приведены его номер и подрисуночная подпись шрифтом № 10. При наличии нескольких различных графиков на одном рисунке каждый из них обозначается русскими буквами а), б), в) и т.д. и расшифровывается.

В компьютерном виде рисунки представляются в отдельных файлах, выполненные в графических редакторах *Paint*, *PhotoShop*, *CorelDraw* в черно-белом цвете (фотографии в растровом формате *tif*, *dpi-300*). Рисунки в *Word* не вставляются кроме случаев, когда рисунок изначально выполнен в *Word*.

7. Ссылки на литературу в тексте даются по порядку арабскими цифрами в квадратных скобках. Список литературы составляется в той же последовательности, в которой приводятся ссылки на литературу. Фамилии и инициалы авторов набираются полужирным курсивом.

8. Список литературы следует оформлять в соответствии с Государственным стандартом "Библиографическое описание документа" (ГОСТ 7. 1-2003), в частности, необходимо указать :

а) для журнальных статей – фамилии и инициалы авторов (не менее трех первых), название статьи, название журнала (без кавычек), год, том, выпуск, номер, страницы;

б) для книг – фамилии и инициалы авторов, полное название книги, место издания, издательство (без кавычек), год издания;

в) для авторефератов диссертаций – фамилию и инициалы автора, название автореферата диссертации, на соискание какой ученой степени написана диссертация, место и год защиты;

г) для препринтов – фамилии и инициалы авторов, название препринта, наименование издающей организации, шифр и номер, место и год издания;

д) для патентов – фамилии и инициалы авторов, название патента, страну, номер и класс патента, дату и год заявления и опубликования патента;

е) для отчетов – фамилии и инициалы авторов, название отчета, инвентарный №, наименование организации, год выпуска;

ж) для электронных источников – полный электронный адрес, позволяющий обратиться к публикации.

9. В конце текста перед списком литературы указываются контактный телефон и, желательно, адрес электронной почты.

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

С е р и я: Физика ядерных реакторов

Выпуск 1

Ответственный за выпуск **С.М. Зарицкий**

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

Подписано в печать 25.08.05. Формат 70×108/16

Печать офсетная. Усл. печ. л. 9,0. Уч.-изд. л. 10,5. Тираж 250. Индекс 3646. 10 статей. Заказ 51
Распространяется бесплатно

Отпечатано в Российском научном центре “Курчатовский институт”
123182, Москва, пл. Академика Курчатова

ISSN 0205—4671. Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 1, 1—80