

В. А. Халимончук, А. В. Кучин

Государственный научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности, г. Киев, Украина

Моделирование Чернобыльской аварии

Проанализированы физические и конструкционные недостатки реактора РБМК-1000, которые привели к аварии на энергоблоке № 4 Чернобыльской АЭС 26 апреля 1986 г. положительный паровой коэффициент реактивности и дефект конструкции стержней СУЗ. Рассматривается вклад каждого из этих недостатков в развитие аварии. Показано, что решающую роль «спускового механизма» сыграл конструктивный дефект стержней СУЗ.

Ключевые слова: ядерный реактор, плотность потока нейтронов, реактивность, нейтронная мощность, стержни управления и защиты, паровой коэффициент реактивности, графитовая кладка, отравление по ксенону, переходный процесс, оперативный запас реактивности, эффективность СУЗ, положительный выбег реактивности, эффективная доля запаздывающих нейтронов, учет парового коэффициента реактивности.

В. А. Халимончук, О. В. Кучин

Модельовання Чорнобильської аварії

Проаналізовано фізичні та конструкційні недоліки реактора РБМК-1000, які призвели до аварії на енергоблоці № 4 Чорнобильської АЕС: додатний паровий коефіцієнт реактивності та дефект конструкції стержнів СУЗ. Розглядається внесок кожного з недоліків у розвиток аварії. Показано, що вирішальну роль «спускового» механізму відіграв конструктивний дефект стержнів.

Ключові слова: ядерний реактор, густина потоку нейтронів, реактивність, нейтронна потужність, стержні управління й захисту, паровий коефіцієнт реактивності, графітова кладка, отруєння за ксеноном, перехідний процес, оперативний запас реактивності, ефективність СУЗ, додатний вибіг реактивності, ефективна частка запізнених нейтронів, урахування парового коефіцієнта реактивності.

Для надежной и безаварийной работы реактора важны правильный выбор нейтронно-физических характеристик и учет их изменения в переходных режимах эксплуатации, включая аварийные. Стабильная работа будет обеспечена при соблюдении требования внутренней безопасности, заключающегося в необходимости конструирования реактора таким образом, чтобы мощный коэффициент реактивности имел отрицательный знак. Тогда при увеличении мощности формируется отрицательная обратная связь. Однако условие отрицательного мощностного коэффициента реактивности не всегда может гарантировать ядерную безопасность РУ. Такая гарантия может иметь место только в том случае, когда все составляющие мощностного коэффициента реактивности имеют отрицательные значения. Из-за того, что скорости изменения различных параметров активной зоны в переходных и аварийных режимах могут существенно отличаться, наличие положительного компонента мощностного коэффициента реактивности может стать решающим фактором нестабильности реактора в этих режимах. В реакторе РБМК-1000 две составляющие мощностного коэффициента реактивности: по объемному паросодержанию (α_ϕ) и температуре графитовой кладки — имели положительные значения. При этом в переходных процессах объемное паросодержание может изменяться очень быстро по сравнению с другими параметрами активной зоны (температура графитовой кладки, топлива) и тем самым приводить к вводу в активную зону положительной реактивности. Наличие в РБМК большого положительного значения парового эффекта реактивности следует признать одним из существенных недостатков конструкции реактора данного типа.

Другая особенность РБМК-1000 — существенная неравномерность размножающих свойств в объеме активной зоны, ее гетерогенность и сложная аксиальная конструкция ОР СУЗ, требующие выполнения расчетных обоснований безопасности в аварийных режимах с использованием трехмерных программ, которые до 1986 г. отсутствовали.

Существует два взгляда на причины и развитие аварии на 4-м блоке ЧАЭС. В рамках первого принято считать, что из-за несовершенной конструкции стержней СУЗ («концевой» эффект) в реактор была внесена положительная реактивность, которая инициировала аварию, а последующее проявление положительного парового коэффициента реактивности способствовало ее катастрофическому развитию. Противоположный взгляд на Чернобыльскую аварию основывается на определяющей роли α_ϕ . В рамках этого подхода предполагается, что до появления сигнала аварийной защиты «АЗ-5» в активной зоне реактора начали развиваться не понятые до сих пор процессы в теплотехническом оборудовании, приведшие к резкому росту паросодержания в активной зоне и началу аварии, внешние факторы проявления которой заставили оператора нажать кнопку АЗ-5.

В данной работе подробно обсуждается вопрос о вкладе α_ϕ и «концевого» эффекта стержней СУЗ в развитие аварии.

Авария произошла во время проведения электротехнического эксперимента, которому предшествовал переходный режим на пониженный уровень мощности до 200 МВт. На этом уровне мощности и было осуществлено испытание, связанное с экспериментальной проверкой возможности использования механической энергии ротора отключенного по пару турбогенератора для поддержания

производительности механизмов собственных нужд блока в условиях обесточивания. Заметим, что испытания были начаты, когда реактор находился в неравновесном состоянии по концентрации ксенона. Условиями испытаний предусматривался, в основном, с большой частотой контроль тех параметров, которые непосредственно связаны с экспериментом (некоторые же характеристики РУ, например оперативный запас реактивности, определяются расчетно-экспериментальным путем). Экспериментальная информация о пространственном распределении поля нейтронов, учитывая низкий уровень мощности реактора на момент аварии, могла содержать существенную относительную погрешность измерения. Следовательно, обсуждаемый здесь вопрос о вкладе парового коэффициента реактивности и «концевого» эффекта стержней СУЗ в развитие аварии требует достоверной информации о состоянии активной зоны на момент аварии. Она могла быть получена только с помощью математического моделирования ксенонового переходного процесса, где в качестве исходного состояния реактора рассматривалось стационарное состояние на номинальном уровне мощности за одни сутки до аварии и для которого экспериментальная информация о пространственном распределении плотности потока нейтронов достаточно достоверна. Для получения полной информации на момент аварии в качестве расчетной целесообразно было выбрать, конечно, трехмерную модель реактора. Однако из-за отсутствия должной вычислительной техники реализовать соответствующее моделирование, требующее значительных затрат счетного времени, в тот период не представлялось возможным. Основным блоком, требующим в данном случае больших вычислений, является моделирование перемещения ОР СУЗ для компенсации эффектов реактивности. При этом стержни СУЗ должны перемещаться таким образом, чтобы не допускать значительных перекосов полей тепловых нейтронов по объему реактора (т. е. должен быть реализован аналог работы оператора РУ). Поэтому для расчета физических характеристик реактора в переходном режиме использовались одномерная (аксиальная) и двухмерная (X, Y-геометрия) модели реактора, для которых удалось реализовать простые, не требующие больших вычислительных затрат, алгоритмы для перемещения стержней СУЗ. В них, помимо компенсации реактивности за счет изменения концентрации ксенона и теплогидравлических параметров, минимизировалось также изменение формы аксиального нейтронного поля за счет оптимального перемещения стержней СУЗ. Принцип оптимизационного алгоритма реализован таким образом, чтобы перемещения стержней СУЗ были подобны тем, которые выполняет оператор РУ.

1. Моделирование ксенонового переходного процесса, предшествовавшего проведению запланированного электротехнического эксперимента

Для определения параметров РУ, непосредственно предшествовавших эксперименту (приблизительно 24 ч 30 мин), было проведено предварительное моделирование предшествовавшего переходного процесса. Для получения аксиального распределения потока тепловых нейтронов в каждой временной точке ксенонового переходного процесса, имевшего место на энергоблоке № 4 ЧАЭС перед

электротехническим экспериментом, использовалась специально разработанная одномерная (аксиальная) программа моделирования ксеноновых переходных процессов. В этой программе пространственная составляющая плотностей потоков нейтронов определялась из решения стационарных двухгрупповых диффузионных уравнений. Зависимость аксиального распределения плотности потока нейтронов от времени учитывалась в этих уравнениях через зависимость от времени диффузионных констант ячеек. Для данного процесса предполагалось, что диффузионные константы изменяются во времени из-за изменений концентрации ядер ^{135}Xe , температуры замедлителя (графитовой кладки), плотности теплоносителя, температуры топлива. При этом концентрация ядер ^{135}Xe находилась из решения системы уравнений, описывающих кинетику накопления ядер ^{135}Xe и ^{135}I , а температура замедлителя (графитовой кладки) — из уравнения, полученного при рассмотрении баланса тепла в ячейке реактора РБМК. В данном процессе влияние быстрых обратных связей (по температуре топлива и плотности теплоносителя) принималось как мгновенно проявляющееся, т. е. изменение параметров этих связей на каждом временном шаге (который в расчетах в несколько раз превосходил постоянные времена для температуры топлива и плотности воды) определялось из решения соответствующих стационарных уравнений. Начальное аксиальное распределение двухгрупповых плотностей потоков нейтронов в этом ксеноновом переходном процессе получено восстановлением аксиального распределения с использованием показаний внутриреакторных датчиков контроля энерговыделения по высоте активной зоны ДКЭ (Н). В результате работы программы восстановления поля нейтронов, корректирующей в двухгрупповых уравнениях диффузии сечения поглощения тепловых нейтронов $\Sigma_2(z)$, в исходной точке переходного процесса достигалась наибольшая согласованность расчетного и экспериментального аксиальных распределений плотности потока тепловых нейтронов.

На каждом временном шаге оперативный запас реактивности (ОЗР) определялся по разности эффективных коэффициентов размножения нейтронов для текущего состояния и состояния с полностью извлеченными стержнями СУЗ.

При определении концентрации ядер ^{135}Xe предполагалось, что изменение мощности реактора по времени известно и задается кусочно-постоянной функцией, а смена продувки графитовой кладки* происходит так, что граница уровня гелия и азота линейно поднимается снизу вверх за время ΔT (время смены продувки). Переход с He-N_2 продувки на N_2 и наоборот в каждой зоне скачкообразно, а количество зон, где сменилась продувка за время Δt ,

определяется из условия $n = \frac{\Delta t}{\Delta T} \cdot N_{\text{зон}}$.

На рис. 1 приведен график изменения тепловой мощности реактора по времени перед проведением эксперимента по выбегу турбогенератора в виде кусочно-постоянной функции. Здесь нулевой момент времени соответствует началу

* Пространство графитовой кладки в РБМК заполнено азотно-гелиевой смесью или чистым азотом, что повышает теплопроводность газового зазора между технологическим каналом, в котором находится ТВС, и графитовой кладкой. Это способствует улучшению передачи тепла от графитовой кладки к теплоносителю и обеспечивает соответствующую температуру графита.

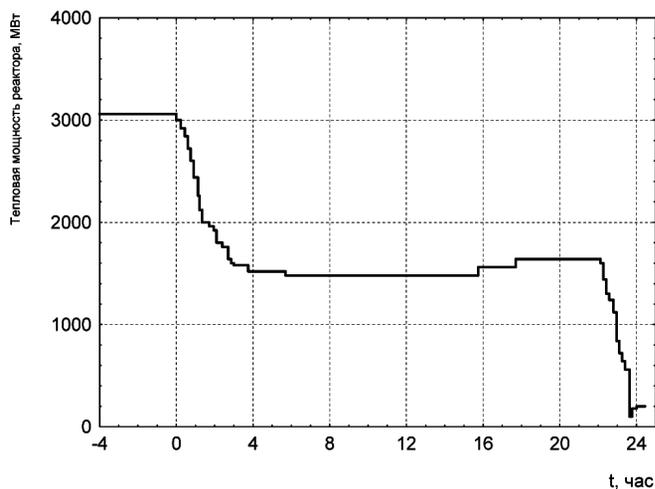


Рис. 1. Изменение тепловой мощности реактора в ксеноновом переходном процессе перед проведением электротехнического эксперимента

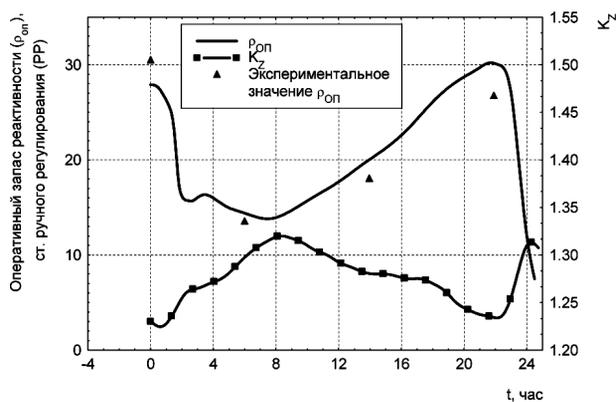


Рис. 2. Изменение ОЗР и K_Z в ксеноновом переходном процессе

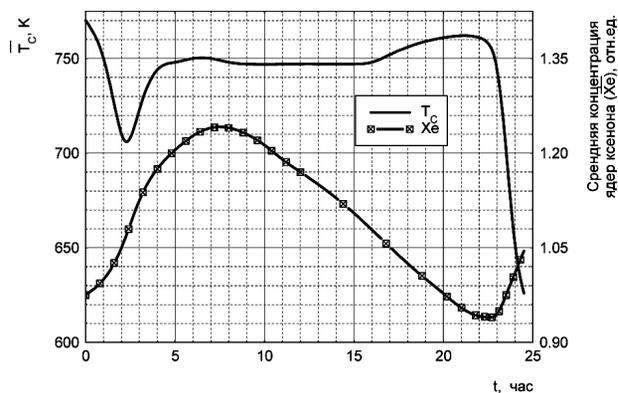


Рис. 3. Изменение средних по объему активной зоны температуры графита (T_C) и концентрации ксенона (\bar{X}_e) в переходном процессе

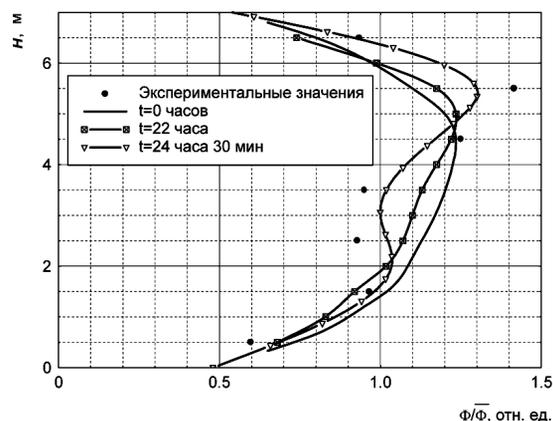


Рис. 4. Аксиальное распределение потока нейтронов в течение ксенонового переходного процесса

снижения мощности реактора (25.04.1986 в 01 ч 06 мин) до уровня, на котором планировалось проведение эксперимента.

Через 2 ч после начала снижения мощности реактора для уменьшения темпа падения ОЗР была начата смена продувки газового контура, которая продолжалась в течение 1 ч. При этом азотно-гелиевая смесь заменялась на азот, что позволило сдержать падение температуры графита и ОЗР (эффект реактивности по температуре графита положительный).

На рис. 2 представлены расчетные зависимости по времени коэффициента неравномерности плотности потока тепловых нейтронов по высоте активной зоны (K_Z) и оперативного запаса реактивности, а также приведено несколько известных экспериментальных значений ОЗР, зарегистрированных системой контроля реактора.

В течение 22 ч после начала снижения мощности изменение ОЗР определяется, в основном, отравлением реактора ксеноном (рис. 3). Влияние температуры графита на реактивность незначительно вследствие перехода на азотную продувку графитовой кладки. Температурный эффект топлива и эффект по плотности теплоносителя малы и компенсируют друг друга (имеют противоположные знаки). При снижении мощности реактора до 1600 МВт и менее изменение реактивности происходит в основном за счет уменьшения температуры графита и увеличения концентрации ксенона (см. рис. 3). На момент аварии согласно расчетному моделированию ОЗР снизился до 7 стержней ручного регулирования («вес» одного стержня РР по данным расчета в течение переходного процесса находился в диапазоне $49 \times 10^{-3} - 53 \times 10^{-3} \%$), что удовлетворительно согласуется с данными, представленными в [1] (6–8 стержней РР).

Как показало расчетное моделирование, при уменьшении мощности реактора аксиальный коэффициент неравномерности плотности потока тепловых нейтронов K_Z (см. рис. 2) изменялся незначительно. При этом форма аксиального распределения плотности потока тепловых нейтронов (рис. 4) на момент аварии приобретает двугорбый вид с максимумом сверху и довольно хорошо согласуется с соответствующим экспериментальным распределением. Однако расчетное значение верхнего максимума аксиального распределения меньше по сравнению с экспериментальными данными, т. е. расчетное аксиальное распределение имеет большее смещение в нижнюю часть активной зоны. Следует отметить, что двугорбое распре-

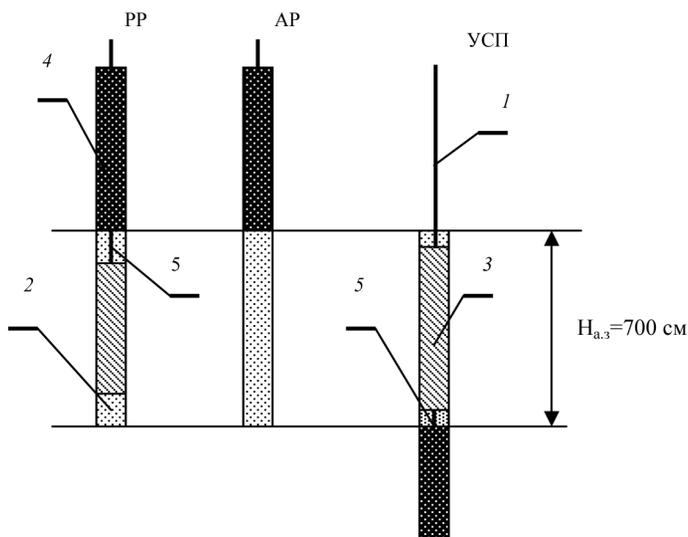


Рис. 5. Конструкция стержней СУЗ в извлеченном состоянии:

1 — штанга; 2 — вода; 3 — вытеснитель; 4 — поглотитель; 5 — телескопическая соединительная штанга

деление является неустойчивым [2] и легко подвергается искажениям.

Возможное отличие расчетного и экспериментального аксиальных распределений является следствием использования одномерной аксиальной модели, в которой невозможно учесть радиальное распределение нейтронов. В данном случае перемещение ОР СУЗ было направлено на минимизацию изменения только аксиального распределения размножающих свойств, т. е. на поддержание исходного аксиального распределения. Вследствие этого расчетное значение суммарной глубины погружения стержней РР (вводятся в активную зону сверху) получилось меньше соответствующего экспериментального значения, а для укороченных стержней-поглотителей (УСП), которые вводятся в активную зону снизу и служат для выравнивания аксиального распределения, наоборот, больше (рис. 5).

В результате моделирования переходного ксенонового процесса в одномерной аксиальной геометрии получены также расчетные аксиальные профили концентрации ядер ^{135}Xe и температуры графита в течение всего переходного процесса, включая момент времени, предшествующий нажатию кнопки АЗ-5.

Результаты моделирования ксенонового переходного процесса в двухмерной геометрии представлены на рис. 6. Отметим, что в случае моделирования переходного процесса в двухмерной геометрии суммарное значение глубин погружения стержней РР, в отличие от одномерного расчета, больше экспериментального. Для стержней УСП наблюдается обратная картина. В двухмерном расчете они погружены на меньшую глубину, чем в эксперименте, а в одномерном — на большую. Как уже отмечалось, это, очевидно, является следствием того, что в каждом из расчетов поддерживается соответствующая форма нейтронного распределения (в одномерном — аксиальная, в двухмерном — радиальная), в то время как в других измерениях распределение плотности потока тепловых нейтронов в расчет не принимается. Оба расчета показали (рис. 6), что на момент аварии ОЗР составлял около 7 стержней РР.

В результате расчетного моделирования ксенонового переходного процесса в одно- и двухмерной геометрии

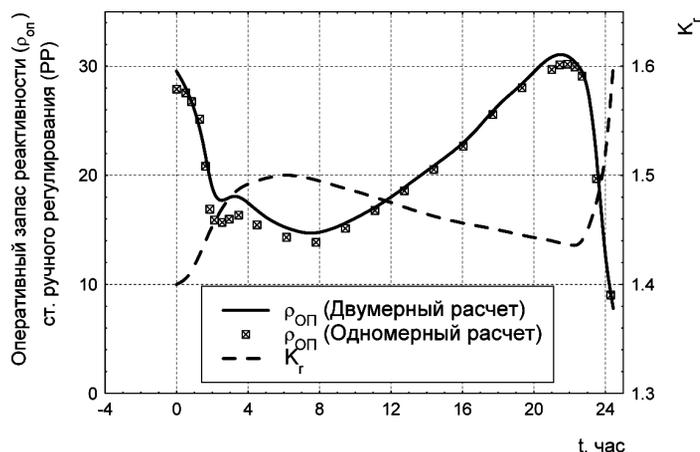


Рис. 6. Изменение в переходном процессе оперативного запаса реактивности ($\rho_{оп}$) и коэффициента неравномерности энерговыделения по радиусу активной зоны (K_T)

получена расчетная информация, достаточно точно подтверждающая экспериментальное значение ОЗР. Кроме того, поканальные значения концентрации ядер ксенона, температур графита, топлива и аксиальные профили этих величин дают возможность получения их трехмерного распределения в объеме активной зоны в нестационарном состоянии реактора на момент нажатия кнопки аварийной защиты АЗ-5. Эти распределения использованы при моделировании начальной фазы Чернобыльской аварии в трехмерной геометрии, результаты которого обсуждаются далее.

2. Оценка эффективности стержней СУЗ РБМК-1000 в состоянии энергоблока № 4 Чернобыльской АЭС перед аварией

Обсуждаемая здесь оценка эффективности стержней СУЗ выполнялась по программе ТРЕП [3, 4]. Все результаты, представленные в разделе 2, получены без учета обратной связи по теплогидравлическим параметрам.

СУЗ до модернизации. Конструкция стержней РР, автоматического регулирования (АР) и УСП системы СУЗ РБМК-1000 приведена на рис. 5. До модернизации стержней СУЗ длина штанги телескопической конструкции, соединяющей поглощающую часть стержня РР с вытеснителем, составляла 125 см. Стержни аварийной защиты (АЗ) на РБМК по своей конструкции аналогичны стержням РР и отличаются от них только функционально. Скорость погружения стержней СУЗ в активную зону в данных оценках принята равной 40 см/с.

Рассмотрим поведение нейтронной мощности и реактивности после нажатия кнопки АЗ-5 (полное погружение всех стержней СУЗ в активную зону, за исключением УСП, которые до Чернобыльской аварии не были задействованы в аварийную защиту). Отметим, что при этом использованы экспериментальная информация о радиальном (поканальном) распределении глубины выгорания топлива, реальная картограмма загрузки активной зоны и глубины погружения ОР СУЗ блока № 4 ЧАЭС на момент, предшествующий аварии. В качестве информации о пространственном распределении концентрации ядер

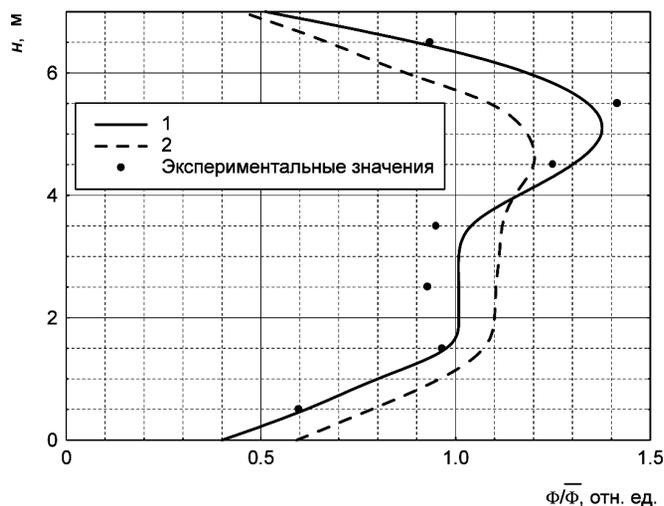


Рис. 7. Аксиальные распределения плотности потока тепловых нейтронов, использованные в оценке эффективности ОР СУЗ в состоянии энергоблока № 4 Чернобыльской АЭС перед аварией (1, 2 — расчет с восстановлением)

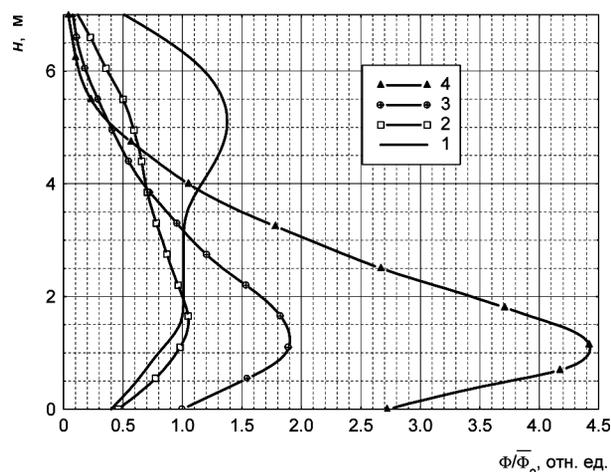


Рис. 8. Пространственно-временное поведение плотности потока тепловых нейтронов при сбросе ОР СУЗ (стержни УСП неподвижны). Исходное распределение $\Phi_0(z)$ (кривая 1) соответствует кривой 1 на рис. 7 (кривая 2 — $t = 1,5$ с; кривая 3 — $t = 3,0$ с; кривая 4 — $t = 4,5$ с)

^{135}Xe и температуры графитовой кладки использована расчетная информация, полученная на основании моделирования ксенонового переходного процесса (см. раздел 1). Плотность теплоносителя по высоте всех технологических каналов принята одинаковой и равной $0,78 \text{ г/см}^3$.

Исследовано влияние двух форм высотного распределения плотности потока тепловых нейтронов в исходной точке (кривые 1 и 2 на рис. 7) на поведение нейтронной мощности реактора и реактивности при погружении стержней СУЗ в активную зону по сигналу АЗ-5.

Оба этих аксиальных распределения получены с помощью восстановления. Восстановление объемного распределения поля нейтронов позволяет устранить неопределенности в исходных данных на момент срабатывания аварийной защиты (АЗ-5). Эти неопределенности, с одной стороны, связаны с отсутствием данных об аксиальных распределениях глубины выгорания топлива в каждой ТВС и плотности теплоносителя в каждом технологическом канале, наличием погрешности в определении глубины погружения ОР СУЗ. С другой стороны, они обусловлены также тем, что на момент срабатывания АЗ реактор находился в нестационарном состоянии по концентрации ядер ^{135}Xe , а объемное распределение концентраций ядер ксенона на момент аварии, полученное раздельным моделированием ксенонового переходного процесса в одно- и двухмерной геометриях, также содержит определенную погрешность. Все эти неопределенности компенсируются благодаря выполнению расчета с восстановлением.

Распределение 1 на рис. 7 соответствует случаю, когда в качестве показаний датчиков внутриреакторного контроля, используемых в блоке восстановления программы, задействованы экспериментальные значения (на рис. 7 точками отмечено экспериментальное распределение плотности потока тепловых нейтронов $\Phi_0(z)$, осредненное по показаниям 12 датчиков контроля энерговыделения по высоте реактора). Распределение 2 соответствует случаю, когда в качестве показаний датчиков контроля энерговыделения по высоте используется расчетное аксиальное распределение $\Phi_0(z)$ на момент аварии, полученное в разде-

ле 1 (рис. 4, кривая для момента времени 24 ч 30 мин) при моделировании ксенонового переходного процесса.

На рис. 8 иллюстрируется высотное распределение плотности потока тепловых нейтронов при погружении стержней СУЗ для нескольких моментов времени. Результаты этих расчетных исследований соответствуют начальному аксиальному распределению плотности потока тепловых нейтронов, описываемому кривой 1 на рис. 7. Аналогичные данные, полученные при моделировании погружения стержней СУЗ в исходном поле нейтронов, описываемом кривой 2 на рис. 7, представлены на рис. 9.

Как видно, при погружении стержней СУЗ происходит существенное перераспределение нейтронного поля по высоте реактора со смещением максимума в нижнюю часть активной зоны. В случае исходного распределения $\Phi_0(z)$, представленного на рис. 7 (кривая 2), наблюдается более интенсивное смещение максимума в нижнюю часть (см. рис. 9).

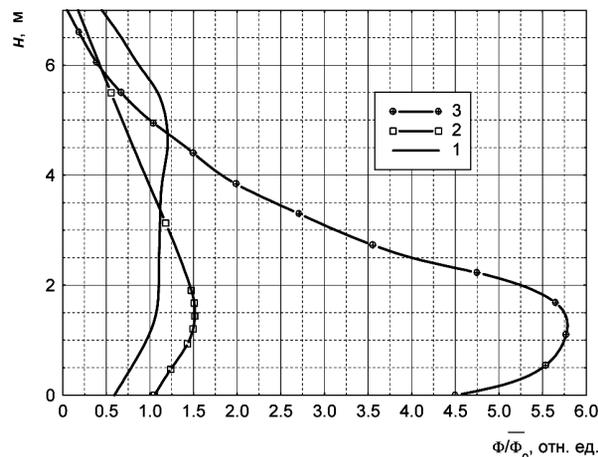


Рис. 9. Пространственно-временное поведение плотности потока тепловых нейтронов при сбросе ОР СУЗ (стержни УСП неподвижны). Исходное распределение $\Phi_0(z)$ (кривая 1) соответствует кривой 2 на рис. 7 (кривая 2 — $t = 1,5$ с; кривая 3 — $t = 3,0$ с)

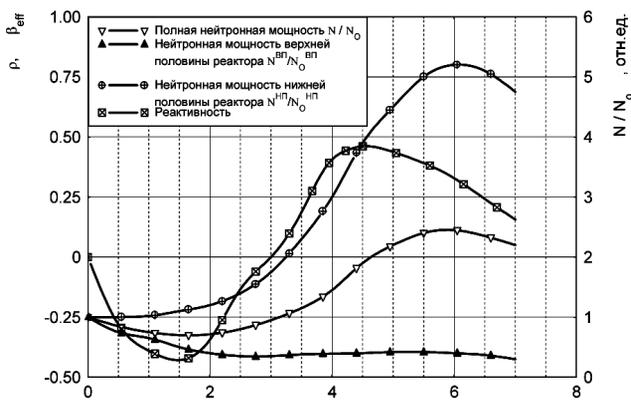


Рис. 10. Расчетная оценка поведения реактивности и нейтронной мощности при сбросе ОР СУЗ в исходном аксиальном распределении плотности потока тепловых нейтронов, описываемом кривой 1 на рис. 7

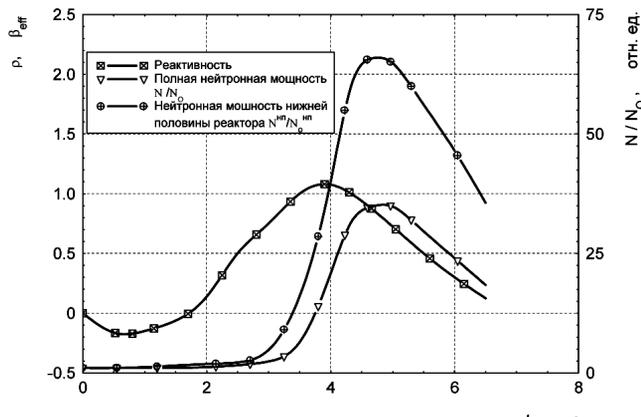


Рис. 11. Расчетная оценка поведения реактивности и нейтронной мощности при сбросе ОР СУЗ в исходном аксиальном распределении плотности потока тепловых нейтронов, описываемом кривой 2 на рис. 7

На рис. 10 и 11 иллюстрируется временное поведение реактивности и нейтронной мощности реактора при погружении ОР СУЗ в поле нейтронов, характер высотного распределения которого описывается соответственно кривыми 1 и 2 рис. 7. Можно видеть, что при погружении ОР СУЗ в активную зону наблюдается положительный выбег реактивности. Его величина существенно зависит от начального распределения плотности потока тепловых нейтронов по высоте активной зоны. В случае исходного распределения $\Phi_0(z)$, описываемого кривой 2 на рис. 7, положительный выбег реактивности составляет $1,1 \beta_{eff}$ и, начиная с момента времени $t \approx 3,5$ с, имеет место разгон реактора на мгновенных нейтронах.

Из данных, приведенных на рис. 10 и 11, видно, что бóльшие выбеги реактивности и интегральной мощности достигаются тогда, когда в исходном состоянии аксиальное распределение плотности потока тепловых нейтронов описывается кривой 2, представленной на рис. 7.

Очевидно, что выбеги нейтронной мощности и реактивности наступают в момент времени, когда максимум в распределении плотности потока тепловых нейтронов смещается в нижнюю часть активной зоны, откуда происходит выталкивание «столбов» воды вытеснителями СУЗ (конструкция стержней СУЗ в извлеченном из активной зоны состоянии показана на рис. 5). При этом плотность потока тепловых нейтронов внизу в несколько десятков раз больше, чем сверху. Поэтому эффективность воды как поглотителя нейтронов в нижней части активной зоны больше, чем поглотителя СУЗ, вводимого в верхнюю часть активной зоны. При движении стержня вниз с верхнего «концевика» это приводит к введению в реактор положительной реактивности. Отметим, что при малом оперативном запасе реактивности, что имело место на энергоблоке № 4 ЧАЭС, количество «столбов» воды в нижней части активной зоны было значительным.

В исходном состоянии с $\Phi_0(z)$, описываемом кривой 2 на рис. 7, варьировалась величина ОЗР. Лишь при оперативном запасе в 18 стержней РР максимальное значение выбега реактивности было меньше $1,0 \beta_{eff}$ и составило приблизительно $0,9 \beta_{eff}$. Отметим, что согласно регламенту ОЗР не должен был снижаться менее чем до 15 стержней РР. Причем это ограничение было установлено главным образом из условия управления полем энерговыделения. Однако,

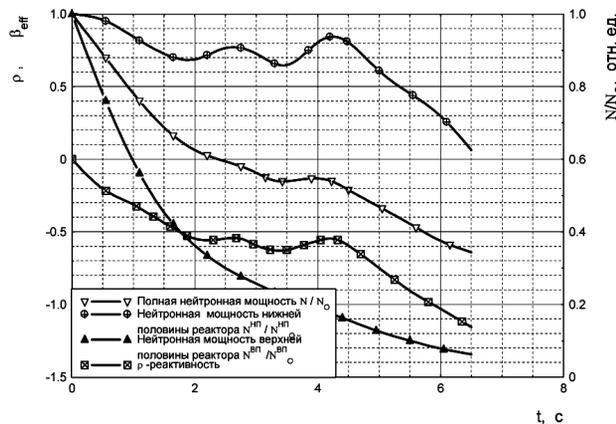


Рис. 12. Расчетная оценка поведения реактивности и нейтронной мощности при сбросе ОР СУЗ в исходном аксиальном распределении плотности потока тепловых нейтронов, описываемом кривой 2 на рис. 7 (УСП задействованы в аварийную защиту)

как следует из расчетов, даже при ОРЗ в 15 стержней и несколько более на состоянии 4-го блока Чернобыльской АЭС выбеги реактивности за счет «концевого» эффекта стержней СУЗ могли превышать $1,0 \beta_{eff}$. Этого удалось бы избежать, если бы стержни УСП, которые вводятся в нижнюю часть активной зоны, были задействованы в аварийную защиту. В данном случае их введение в активную зону препятствует значительному смещению аксиального профиля плотности потока тепловых нейтронов в нижнюю часть активной зоны и «концевой» эффект стержней СУЗ отсутствует. Результаты таких оценок представлены на рис. 12.

Модернизированные стержни СУЗ. В качестве первоочередной меры по повышению эффективности аварийной защиты на РБМК-1000 явилась модернизация СУЗ. Она заключалась в удлинении телескопического соединения стержней РР до 240 см и поглощающей части до 680 см за счет установки дополнительного верхнего звена поглотителя, а также в увеличении числа УСП до 32 с обеспечением их ввода в активную зону по сигналу «А3-5». Увеличение телескопической части позволило исключить «столбы» воды под вытеснителями стержней СУЗ, находящимися в крайнем верхнем положении. Результаты оценки эффективности

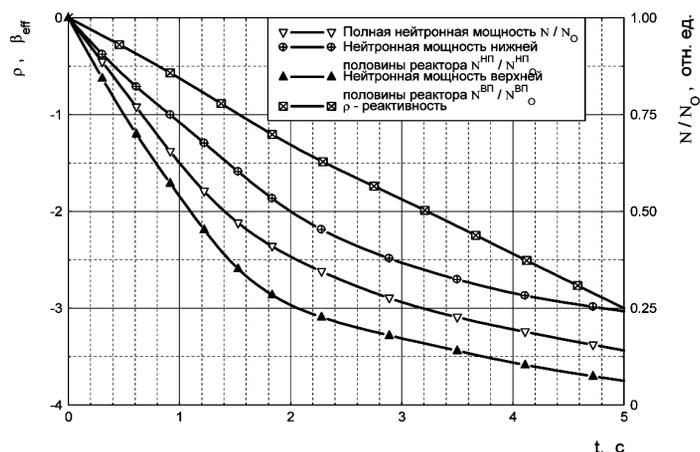


Рис. 13. Изменение реактивности и нейтронной мощности при сбросе модернизированных ОП СУЗ в исходном аксиальном распределении плотности потока тепловых нейтронов, описываемом кривой 2 на рис. 7 (УСП не задействованы в аварийной защите)

модernизированной СУЗ представлены на рис. 13. Как следует из приведенных там данных, даже в случае, когда стержни УСП не задействованы в аварийной защите, положительный выбег реактивности отсутствует.

Таким образом, в результате выполненной модернизация ОП СУЗ был устранен дефект конструкции стержней СУЗ, что полностью исключило возможность ввода положительной реактивности стержнями СУЗ.

3. Расчетная оценка выбегов реактивности и нейтронной мощности в первой фазе Чернобыльской аварии с учетом парового коэффициента реактивности

Результаты численного моделирования первой фазы Чернобыльской аварии (процесс, связанный с погружением ОП СУЗ в активную зону после появления сигнала «А3-5»), представленные в разделе 2, выполнены без учета влияния парового коэффициента реактивности и демонстрируют роль «концевого» эффекта стержней СУЗ в аварии. Эти исследования указывают на то, что при сложившемся на момент аварии высотном распределении плотности потока тепловых нейтронов и ОЗР в 6–8 стержней РР положительный выбег реактивности (без учета парового коэффициента реактивности) из-за «концевого» эффекта стержней СУЗ мог достигать $1,0 \beta_{eff}$. Однако выбег непродолжителен и, хотя нейтронная мощность в максимуме достигает 7000 МВт, это не приводит к критическому увеличению температур топлива, стенок тепловыделяющих элементов и, соответственно, к разрушению активной зоны.

Рассмотрим, как изменятся результаты описанных исследований, если при моделировании сброса стержней СУЗ в активную зону по сигналу «А3-5» учесть действие обратной связи по плотности теплоносителя, т. е. учесть влияние парового коэффициента реактивности (α_ϕ). Для этой цели была использована версия программы пространственной кинетики ТРЕП, связанная с программой нестационарной теплогидравлики КОБРА, разработанной в РНЦ «Курчатовский институт».

В первой фазе аварии из-за «концевого» эффекта ОП СУЗ происходит резкое увеличение нейтронной мощности,

приводящее к существенному уменьшению плотности теплоносителя. Чтобы быть уверенным в правильности оценки последующей реакции активной зоны на уменьшение плотности теплоносителя, необходимо убедиться, что используемая в программе ТРЕП библиотека нейтронно-физических констант позволяет достаточно адекватно оценивать паровой коэффициент реактивности в реальных состояниях активной зоны. Но прежде следует напомнить, что α_ϕ зависит от многих параметров: оперативного запаса реактивности ($\rho_{оп}$), обогащения топлива, количества дополнительных поглотителей в активной зоне, распределения плотности потока тепловых нейтронов и плотности теплоносителя по высоте активной зоны. Кроме того, как показали расчетные исследования, существует еще один фактор, существенно влияющий на величину α_ϕ — это характер возмущения плотности теплоносителя по высоте активной зоны. Следовательно, в расчетной оценке α_ϕ необходимо соблюдать соответствие эксперименту как исходного, так и возмущенного аксиальных распределений плотности теплоносителя. Выполненные эксперименты по определению α_ϕ на энергоблоке № 1 Чернобыльской АЭС в 1988–1991 г. показали, что для реальных состояний, характеризующихся наличием в активной зоне 80 дополнительных поглотителей, оперативным запасом реактивности 44–47 стержней РР, средней глубиной выгорания топлива 880–1150 МВт-сут/ТВС, значение парового коэффициента реактивности лежит в диапазоне $(0,8...1,2) \pm 0,2 \beta_{eff}$. Расчетная же оценка α_ϕ для одного из реальных состояний (аналогичного по характеристике описанным выше, для которых выполнены экспериментальные оценки α_ϕ) того же энергоблока составила $1,3 \beta_{eff}$. На основании этого можно утверждать, что и в гипотетических состояниях активной зоны РБМК-1000 величина α_ϕ будет оцениваться программой ТРЕП с достаточной точностью, а значит, с ее помощью можно получить приемлемую оценку влияния парового коэффициента реактивности (α_ϕ) на поведение активной зоны РБМК в первой фазе аварии.

Рассмотрим результаты расчетного моделирования первой фазы Чернобыльской аварии с учетом парового коэффициента, когда в исходной точке переходного процесса аксиальное распределение нейтронов описывается кривой 2 на рис. 7, для которого, согласно исследованиям, описанным ранее, «концевой» эффект имеет большую величину. Как показано на рис. 14, на протяжении первых полутора секунд после начала погружения ОП СУЗ в активную зону вводится отрицательная реактивность. Однако уже ко 2-й секунде процесса аксиальное поле нейтронов перестраивается, максимум смещается вниз ($K_Z = 1,8$) и за счет «концевого» эффекта стержней СУЗ начинается быстрый ввод положительной реактивности.

Скорость ввода реактивности достигает $0,5 \beta_{eff}/с$ и нейтронная мощность нарастает с громадной скоростью (рис. 15). Основной рост нейтронной мощности приходится на нижнюю половину активной зоны. Погружение стержней СУЗ приводит к дальнейшему росту K_Z , который к 3-й секунде процесса достигает значения 2,2. К этому же моменту времени по радиусу активной зоны появляются две области с ярко выраженными максимумами энерговыделения в координатах 17–34 и 33–57 (северная часть активной зоны). К 4-й секунде введенная положительная реактивность достигает максимального значения — порядка $1,1 \beta_{eff}$. К этому моменту «столбы» воды в каналах СУЗ полностью выдавлены вытеснителями ОП СУЗ и дальнейшее погружение ОП СУЗ приводит к вводу отрицательной

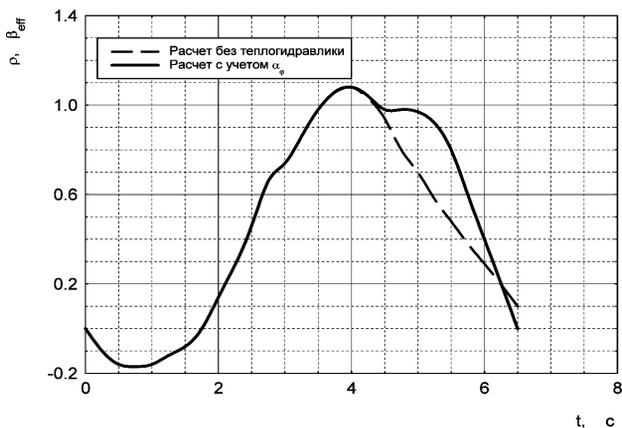


Рис. 14. Оценка изменения реактивности в первой фазе Чернобыльской аварии с учетом и без учета влияния парового коэффициента реактивности

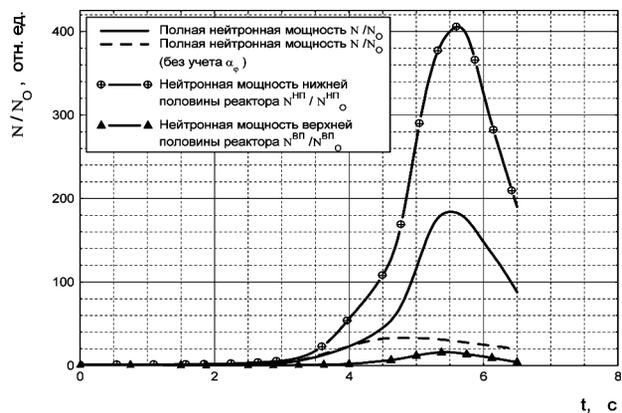


Рис. 15. Изменение нейтронной мощности в первой фазе Чернобыльской аварии с учетом влияния парового коэффициента реактивности

реактивности. Если бы реактор имел нулевой паровой коэффициент реактивности, то через 3 с после достижения максимального положительного значения реактивности ОР СУЗ перевели бы его в подкритическое состояние, а максимальный выбег нейтронной мощности составил около $35N_0$ (рис. 14 и 15, штриховые кривые; $N_0 \approx 200$ МВт).

Однако, начиная с 4 с, происходит интенсивное вскипание теплоносителя. Характер изменения плотности теплоносителя по высоте активной зоны представлен на рис. 16. В совокупности с положительным паровым коэффициентом реактивности, расчетное значение которого в исходной точке переходного процесса составило приблизительно $5,2 \beta_{eff}$ (рис. 17), вскипание теплоносителя приводит к тому, что на протяжении 4,5–5,0 с реактивность не уменьшается, а поддерживается на уровне $1,0 \beta_{eff}$. Следствием этого является то, что в момент времени 5,5 с интегральная нейтронная мощность достигает значения $185N_0$, а в нижней части активной зоны — еще больше (см. рис. 15). В радиальном направлении по-прежнему наблюдаются два ярко выраженных максимума в тех же координатах. Причем второй максимум с центром в координатах 33–57 захватывает значительную часть нижнего правого квадранта. В области этих максимумов на уровне 75 см от низа активной зоны объемное энерговыделение в твэлах достигает 6000 Вт/см^3 . Уже к 7-й секунде (рис. 18) температура топлива в этих слоях

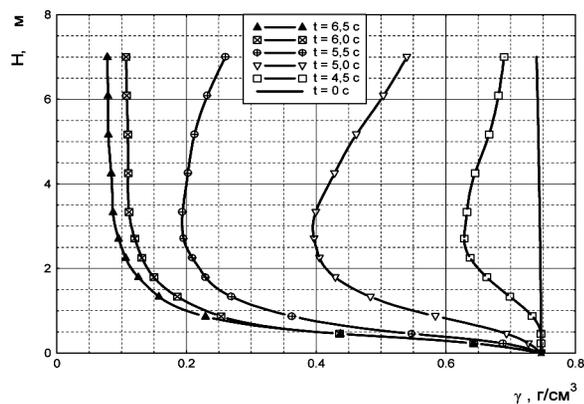


Рис. 16. Пространственно-временное изменение плотности теплоносителя в первой фазе Чернобыльской аварии

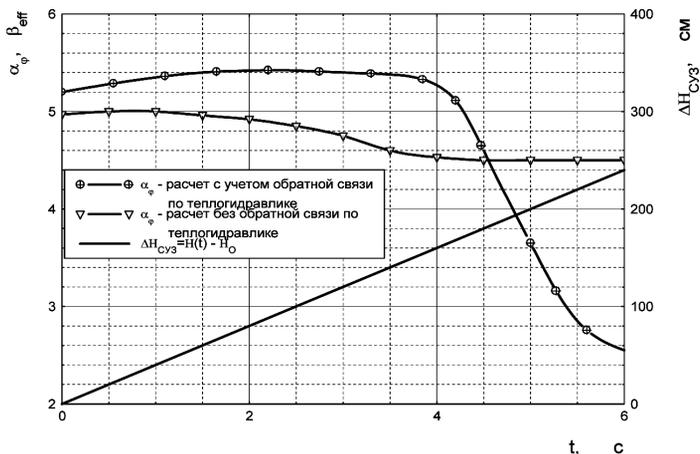


Рис. 17. Изменение парового коэффициента реактивности и глубины погружения стержней СУЗ в первой фазе Чернобыльской аварии

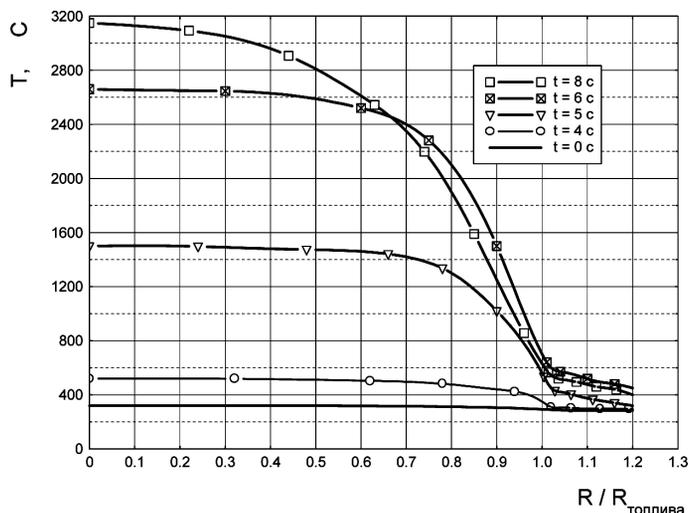


Рис. 18. Динамика пространственного изменения температуры по радиусу твэла ($R/R_{топлива}$ — отношение текущего радиуса твэла к радиусу топливной таблетки)

достигает $3100 \text{ }^\circ\text{C}$ и превышает температуру плавления, что ведет к разрушению активной зоны.

В заключение остановимся на интерпретации зависимости парового коэффициента реактивности в данном

процессе. Как следует из рис. 17, в исходной точке $\alpha_{\phi} \approx 5,2 \beta_{eff}$. На протяжении первых трех секунд процесса α_{ϕ} увеличивается до $5,4 \beta_{eff}$, что, очевидно, связано с перестройкой поля нейтронов по высоте активной зоны и снижением «веса» стержней СУЗ, независимо от увеличения глубины их погружения в активную зону. Для того чтобы понять причину резкого уменьшения α_{ϕ} после 4-й секунды, выполнен расчет сброса стержней СУЗ в активную зону без учета обратной связи по плотности теплоносителя (см. на рис. 17 расчет без обратной связи по теплогидравлике). В этом случае в момент времени «0» пространственное распределение плотности теплоносителя определялось, как и в случае расчета с учетом обратной связи по теплогидравлике, из стационарного теплофизического расчета по программе KOBRA и в дальнейшем не изменялось. Незначительные отличия в исходных значениях α_{ϕ} (рис. 17) связаны с небольшими отличиями в этих двух расчетах в характере возмущения плотности теплоносителя. Из сравнения двух кривых изменения α_{ϕ} на рис. 17 можно заключить, что погружение ОР СУЗ в активную зону на 250 см в данном состоянии приводит к уменьшению α_{ϕ} всего лишь на $0,5 \beta_{eff}$ и, в основном, резкое падение парового коэффициента реактивности обусловлено вскипанием теплоносителя. Такой характер поведения α_{ϕ} оказывает в определенной степени стабилизирующее воздействие. В противном случае (если бы α_{ϕ} был постоянен) на кривой реактивности (рис. 14) после 4-й секунды мог бы наблюдаться дальнейший рост реактивности, а выбег нейтронной мощности имел бы еще большее значение.

Выводы

Моделирование первой фазы аварии на энергоблоке № 4 Чернобыльской АЭС показало, что причинами разгона реактора явились положительный паровой коэффициент реактивности и положительный выбег реактивности на начальном этапе погружения стержней СУЗ. Причем последний сыграл роль спускового механизма. Эти два эффекта вполне объясняют разгон реактора без привлечения дополнительных гипотез о внешних воздействиях, приведших к появлению пара в активной зоне.

Из рассмотренного выше ясно, насколько важно исследование переходных и аварийных режимов эксплуатации

ядерных реакторов в трехмерной геометрии. Пренебрежение подобными исследованиями или невозможность их выполнения могут стать факторами, препятствующими выяснению скрытых дефектов конструкции реактора и его систем безопасности, которые в определенных ситуациях могут приводить к нарушению нормальных условий эксплуатации РУ, возникновению проектных аварий и даже катастроф. Примером этого стала Чернобыльская авария. Она продемонстрировала настоятельную необходимость в разработке современных расчетных программ для анализа безопасности поведения РУ в различных режимах эксплуатации, включая и аварийные, а также создания специальных расчетных и экспериментальных бенчмарков, позволяющих выполнить верификацию и валидацию как самих программных средств, так и библиотек нейтронно-физических констант, используемых в них. Если бы необходимые анализы переходных режимов эксплуатации РБМК-1000 были выполнены в трехмерной геометрии (даже с применением упрощенных трехмерных динамических моделей) до Чернобыльской аварии, они позволили бы выявить недостаток в конструкции стержней СУЗ РБМК-1000, который привел к аварии.

Список литературы

1. Абагян, А. А. Информация об аварии на Чернобыльской АЭС и ее последствиях, подготовленная для МАГАТЭ / А. А. Абагян, В. Г. Асмолов // Атомная энергия. — 1986. — Т. 61, вып. 5. — С. 301–320.
2. Randall, D., John, D. Nucleonics. — 1958. — 16, № 3. — P. 82.
3. Халимончук, В. А. ТРЕП — быстродействующая программа для исследования нестационарных режимов РБМК в трехмерной геометрии / В. А. Халимончук, А. В. Краюшкин. — Препринт КИЯИ-90–18. — К., 1990.
4. Халимончук, В. А. Динамика ядерного реактора с распределенными параметрами в исследованиях переходных и аварийных режимов эксплуатации ВВЭР и РБМК. — К.: Основа, 2008. — 228 с. — (Серия «Безопасность атомных станций»).

Надійшла до редакції 25.03.2011.