

В. И. Борисенко, В. В. Горанчук

Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, ул. Лысогорская, 12, корп. 106, Киев, 03028, Украина

ОПРЕДЕЛЕНИЕ КОНСЕРВАТИВНЫХ ПАРАМЕТРОВ МОДЕЛИ РЕАКТОРА ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ПЕРЕХОДНЫХ РЕЖИМОВ РАБОТЫ ВВЭР-1000

Рассмотрена расчетная модель реакторной установки ВВЭР-1000 на основе точечной нейтронной кинетики с учетом обратных связей по эффектам реактивности, а также с учетом изменения основных параметров модели от температур и давлений, достигаемых в топливе и теплоносителе в ходе переходных процессов. Интерес к точечной модели нейтронной кинетики реактора объясняется тем, что моделирование с помощью трехмерных нейтронных кодов переходного процесса в ВВЭР-1000, вызванного срабатыванием ускоренной предупредительной защиты вследствие отказа части основного оборудования энергоблока, существенно отличается от наблюдаемых на практике по ряду важных параметров, например по скорости набора нейтронной мощности после падения одной группы ОР СУЗ. В статье представлены результаты моделирования и сравнения с реальными данными, полученными во время срабатывания ускоренной предупредительной защиты на энергоблоках с ВВЭР-1000 АЭС Украины в разные моменты топливной кампании. Определены консервативные параметры модели для проведения анализа реактивностных аварий.

Ключевые слова: ВВЭР, взаимодействующие коды, модель кинетики нейтронов в реакторе, ускоренная предупредительная защита, реактивностная авария.

Применение нестационарных взаимодействующих расчетных кодов с трехмерной нейтронной кинетикой позволяют снять излишний консерватизм при анализе безопасности реакторных установок (РУ) при рассмотрении реактивностных аварий. В реактивностных авариях определяющую роль на перераспределение нейтронных полей играет либо асимметричное возмущение, вносимое в активную зону (выброс органа регулирования (ОР) системы управления и защиты (СУЗ), разрыв паропровода на одной из петель, подключение ранее не работающей петли и др.), либо значительное пространственное перераспределение энерговыделения по объему активной зоны, вызванное различными причинами. В этом случае применение точечной модели кинетики нейтронов в реакторе приводит к значительным погрешностям в определении критических для анализа безопасности параметров (температуры топлива и оболочки твэлов, запас до кризиса теплообмена, энтальпия топлива и др.). Поэтому применение расчетных кодов с трехмерной нейтронной кинетикой является обязательной (рекомендуемой) при анализе безопасности ВВЭР, в частности реактивностных аварий.

Широкое применение расчетных кодов с трехмерной нейтронной кинетикой ограничивается значительными вычислительными и трудовыми затратами, необходимыми для их выполнения, а также еще недостаточной апробированностью некоторых расчетных кодов для описания уже имеющихся экспериментальных данных со значительным изменением величины и профиля энерговыделений по объему активной зоны [1, 2]. Поэтому для упрощенного анализа безопасности нестационарных режимов работы РУ, а также для оценочных расчетов при анализе проектных аварий широко применяются расчетные коды с точечной моделью нейтронной кинетики [3 - 6].

Рассмотрим на примере упрощенной точечной модели реактора возможность описания сложных переходных режимов на ВВЭР-1000 со срабатыванием ускоренной предупредительной защиты (УПЗ). В случае проектного срабатывания УПЗ нет асимметричного возмущения в активной зоне, перераспределение энергораспределения происходит между нижней и верхней половинами активной зоны. В основном это происходит за счет действия обратной связи по температуре теплоносителя, среднее значение которой в верхней части реактора падает более существенно, чем в нижней. Интерес к моделированию режима УПЗ объясняется существенными отличиями между проектным протеканием режима УПЗ и наблюдаемыми в последние годы на ряде ВВЭР-1000 [1 - 4].

Причины такого отличия известны: это увеличение по абсолютной величине значений коэффициентов реактивности по температуре теплоносителя для тепловыделяющих сборок (ТВС) альтернативной конструкции (ТВСА), по сравнению, с ранее применявшимися ТВС, а также уменьшение времени падения ОР СУЗ со среднего времени падения ~ 3 с в конце 90-х годов прошлого века, до $\sim 1,5$ с после реализации мероприятий по исключению «затириания» ОР СУЗ.

© В. И. Борисенко, В. В. Горанчук, 2013

Точечная модель кинетики нейтронов в реакторе

Изменение во времени поведения нейтронной мощности точечного реактора хорошо описывается уравнениями точечной нейтронной кинетики. Без внешнего источника нейтронов и при учете шести групп ядер-предшественников запаздывающих нейтронов уравнения кинетики нейтронов точечного реактора имеют следующий вид [7]:

$$\frac{dN(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{l} N(t) + \sum_i \lambda_i c_i(t), \quad (1)$$

$$\frac{dc_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{l} N(t) - \lambda_i c_i(t), \quad (2)$$

где $N(t)$ - плотность потока нейтронов (нейтронная мощность реактора); $\rho(t)$ - реактивность; β - эффективная доля запаздывающих нейтронов; β_i - доля запаздывающих нейтронов от ядер-предшественников i -й группы; λ_i - постоянная распада ядер-предшественников i -й группы; l - среднее время генерации мгновенных нейтронов; $c_i(t)$ - концентрация ядер-предшественников i -й группы запаздывающих нейтронов.

Для численного решения уравнений кинетики (1, 2) определим итерационную процедуру, для чего разложим в ряд Тейлора функции плотности потока нейтронов

$$N(t+h) = N(t) + h \frac{dN}{dt} + \frac{1}{2!} h^2 \frac{d^2 N}{dt^2} + \dots \quad (3)$$

и функции концентрации ядер-предшественников, в результате имеем

$$c_i(t+h) = c_i(t) + h \frac{dc_i}{dt} + \frac{1}{2!} h^2 \frac{d^2 c_i}{dt^2} + \dots \quad (4)$$

Ограничиваясь рассмотрением только членов первого порядка малости по h , определим из (1) итерационную формулу определения плотности потока нейтронов $N(t+h)$ через шаг по времени h по плотности потока нейтронов $N(t)$ во время t .

$$N(t+h) = N(t) + h \frac{\rho(t) - \beta}{l} N(t) + h \sum_i \lambda_i c_i(t). \quad (5)$$

Аналогично концентрация ядер-предшественников запаздывающих нейтронов может быть рассчитана из уравнения (2), (4), а именно

$$c_i(t+h) = c_i(t) + h \frac{\beta_i}{l} N(t) - h \lambda_i c_i(t). \quad (6)$$

Если необходимо увеличить точность, то можно учитывать и другие члены разложения, так, например, для учета второго члена малости необходимо продифференцировать уравнения (1) и (2)

$$\frac{d^2 N(t)}{dt^2} = \frac{\rho(t) - \beta}{l} \frac{dN(t)}{dt} + \sum_i \lambda_i \frac{dC_i(t)}{dt}, \quad (7)$$

$$\frac{d^2 C_i(t)}{dt^2} = \frac{\beta_i}{l} \frac{dN(t)}{dt} - \lambda_i \frac{dC_i(t)}{dt}, \quad (8)$$

и подставить уравнения (7) и (8), соответственно в уравнения (3) и (4), и т.д.

Влияние обратных связей в модели реактора учитываются путем определения изменения реактивности реактора на каждом расчетном шаге, определяемой как сумма введенной реактивности за

счет перемещения ОР СУЗ, изменения концентрации борной кислоты в теплоносителе и температуры теплоносителя на входе в реактор, а также реактивности, выделившейся в результате изменения температуры топлива и теплоносителя, давления теплоносителя и других параметров вследствие действия эффектов реактивности и/или систем регулирования реактора:

$$\Delta\rho(t) = \Delta\rho_{ОРСУЗ}(t) + \frac{\partial\rho}{\partial\theta}\Delta\theta(t) + \frac{\partial\rho}{\partial\bar{T}}\Delta\bar{T}(t) + \frac{\partial\rho}{\partial P}\Delta P(t), \quad (9)$$

где $\Delta\rho_{ОРСУЗ}(t)$ - реактивность, введенная за счет перемещения органов регулирования; $\frac{\partial\rho}{\partial\theta}$ - коэффициент реактивности по температуре теплоносителя; $\frac{\partial\rho}{\partial\bar{T}}$ - коэффициент реактивности по температуре топлива; $\Delta\theta(t)$, $\Delta\bar{T}(t)$, $\Delta P(t)$ - соответственно изменение средней температуры теплоносителя, топлива и давления теплоносителя.

В температурный эффект реактивности теплоносителя основной вклад вносит изменение плотности теплоносителя вследствие изменения температуры, вклад ядерной составляющей незначителен и им можно пренебречь.

Обратная связь по эффектам реактивности

Изменение температуры топлива и теплоносителя в активной зоне реактора может быть определено из уравнений теплового баланса для топлива и теплоносителя [8]

$$\frac{d\bar{T}}{dt}Vc\gamma = q_vV - q_sS, \quad (10)$$

$$\frac{d\theta}{dt}c_T M_T = q_sS - \gamma_T c_T G_T (\theta_{вх} - \theta_{вн}), \quad (11)$$

где V - объем топлива; S - площадь боковой поверхности ТВЭЛов в активной зоне; c_n - теплоемкость топлива; γ_n - плотность топлива; c_T - теплоемкость теплоносителя; γ_T - плотность теплоносителя; M_T - масса теплоносителя в активной зоне; G_T - расход теплоносителя; $\theta_{вн}$ - температура теплоносителя на входе в активную зону; $\theta_{вх}$ - температура теплоносителя на выходе из активной зоны; q_v - объемное энерговыделение в топливе; q_s - тепловой поток с поверхности ТВЭЛА.

Решением уравнений (10) и (11) являются следующие выражения:

$$\bar{T}_1 = \bar{T}_0 e^{-\frac{1}{\tau_0}(t_1 - t_0)} + \tau_0 \left(\frac{N}{Vc\gamma} + \frac{\theta}{\tau_0} \right) \left(1 - e^{-\frac{1}{\tau_0}(t_1 - t_0)} \right), \quad (12)$$

$$\theta_1 = \theta_0 e^{-\frac{1}{\lambda_\epsilon}(t_1 - t_0)} + \lambda_\epsilon \left(\frac{\bar{T}}{\tau_\epsilon} + m\theta_{вн} \right) \left(1 - e^{-\frac{1}{\lambda_\epsilon}(t_1 - t_0)} \right), \quad (13)$$

где $\tau_0 = \frac{\left(\xi + \frac{1}{\alpha} \right) \cdot M \cdot c}{S}$ - постоянная времени ТВЭЛА; $\tau_\epsilon = \tau_0 \frac{M_T c_T}{M \cdot c}$ - постоянная времени теплоносителя;

$\lambda_\epsilon = \frac{\tau_\epsilon}{1 + m\tau_\epsilon}$; $m = 2 \frac{\gamma_T G_T}{M_T}$; ξ - термическое сопротивление ТВЭЛА; α - коэффициент теплоотдачи от оболочки ТВЭЛА к теплоносителю.

По полученным соотношениям была разработана итерационная модель расчета нейтронной мощности реактора, а также всех параметров, входящих в модель реактора при внесении возмущений по реактивности перемещением ОР СУЗ и/или изменением входной температуры теплоносителя. Дополнительно в модели учитывается зависимость от параметров модели: теплоемкости, плотности и теплопроводности топлива – от температуры; теплоемкости, плотности и теплопроводности теплоносителя – от температуры и давления; теплопроводности гелия и циркония – от температуры и некоторые другие. На рис. 1 - 6 представлены графические зависимости изменения основных параметров модели от температуры и давления, полученные экстраполяцией соответствующих табличных значений [9 - 12].

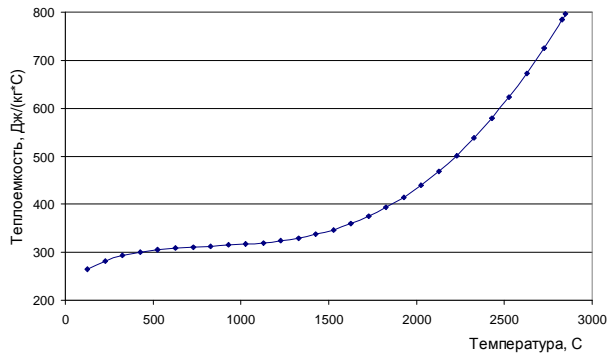


Рис. 1. Зависимость теплоемкости топлива от температуры.

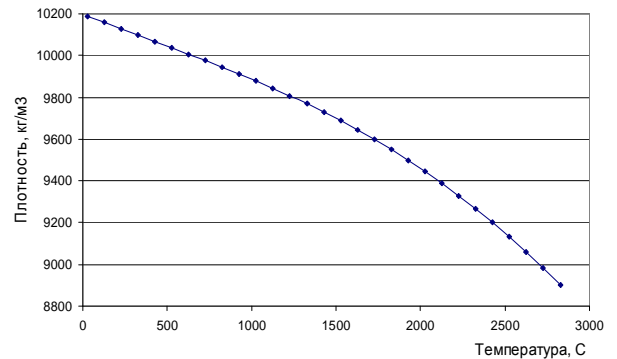


Рис. 2. Зависимость плотности топлива от температуры.

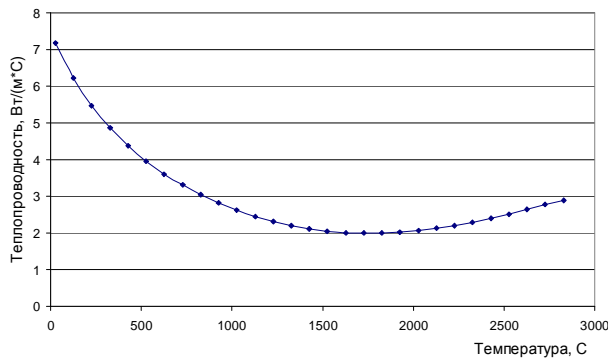


Рис. 3. Зависимость теплопроводности топлива от температуры.

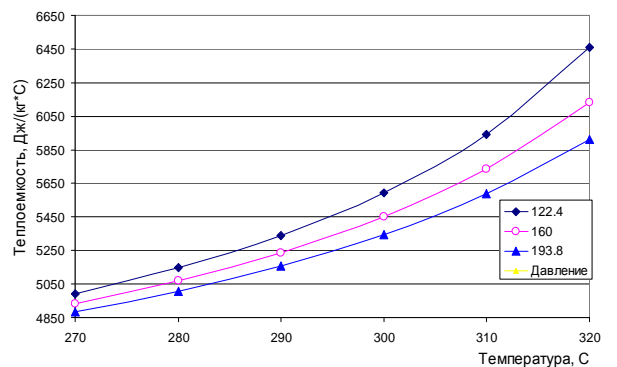


Рис. 4. Зависимость теплоемкости тепло-носителя от температуры и давления.

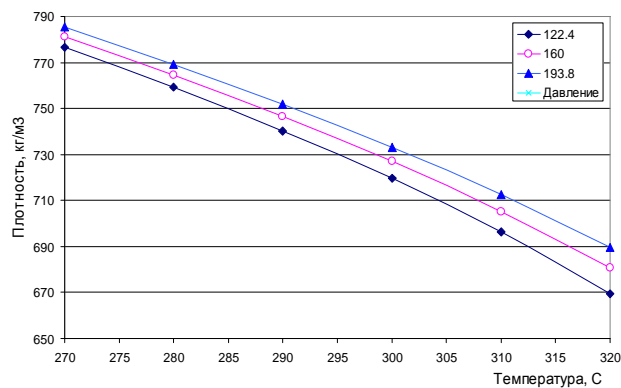


Рис. 5. Зависимость плотности теплоносителя от температуры и давления.

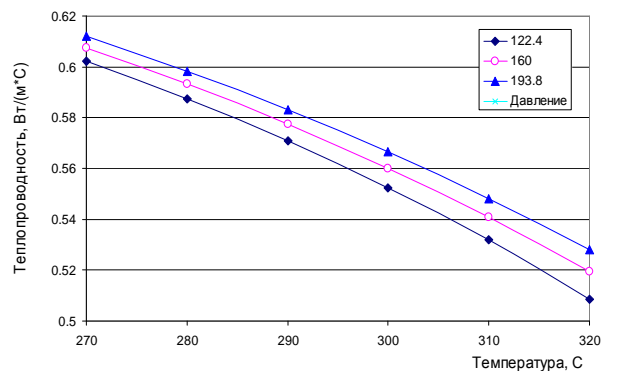


Рис. 6. Зависимость теплопроводности тепло-носителя от температуры и давления.

Модель апробирована на ряде экспериментальных данных, полученных во время переходных процессов на АЭС со снижением мощности в ходе работы УПЗ.

Были проведены расчеты, которые моделировали изменение мощности реактора в ходе работы УПЗ на ХАЭС-2, РАЭС-3, ЗАЭС-4 (рис. 7 - 9). В качестве исходной информации приняты параметры реактора для стационарного уровня мощности, расчетные значения коэффициентов реактивности, интегральная и дифференциальные эффективности ОР СУЗ на соответствующий момент топливной кампании реактора. Данные по рассмотренным УПЗ представлены в таблице.

Параметры модели и данные по УПЗ на ВВЭР-1000

Параметр	ХАЭС-2	РАЭС-3	ЗАЭС-4
Дата	22.09.2007	06.02.2011	31.05.2008
$T_{эф}$, сут	270	20	220
$N_{нач}$, %	98,9	98,9	99,9
$N_{нач}$, X гр. ОР СУЗ, %	80	80	80
Эффективность группы УПЗ, $\beta_{эф}$	-1,1	-0,85	-1,02
Время падения ОР СУЗ, с	1,3	1,75	1,7
Изменение нейтронной мощности (график)	Рис.7	Рис.8	Рис.9
$\frac{\partial \rho}{\partial \theta}$	$-6.59 \cdot 10^{-4}$	$-3.62 \cdot 10^{-4}$	$-5 \cdot 10^{-4}$
$\frac{\partial \rho}{\partial T}$	$-2.9 \cdot 10^{-5}$	$-2.79 \cdot 10^{-5}$	$-2.83 \cdot 10^{-5}$

22 сентября 2007 г. на блоке № 2 ХАЭС (3-я топливная кампания) по факту ложного формирования сигнала на отключение турбопитательного насоса (ТПН) сработала УПЗ при работе реактора на номинальной мощности. После падения группы УПЗ (вторая группа ОР СУЗ) «нейтронная» мощность реактора снизилась до 48 % $N_{ном}$. Рабочая десятая группа ОР СУЗ в активную зону не погружалась – оставалась в исходном положении, связано это с тем, что устройство разгрузки и ограничения мощности (РОМ) не сработало, так как формирование сигнала на отключение ТПН было ложным. При достижении уровня мощности 61 % $N_{ном}$, был сформирован сигнал аварийной защиты (АЗ) по периоду $T < 10$ с.

6 февраля 2011 г. на блоке № 3 РАЭС (27-я топливная кампания) по факту ложного формирования сигнала по уровням в подогревателях высокого давления (ПВД) были сформированы сигналы на отключение двух ТПН - сработала УПЗ при работе реактора на номинальной мощности. После падения группы УПЗ «нейтронная» мощность реактора снизилась до 54 % $N_{ном}$. В работу вступали быстродействующие редуцирующие установки БРУ-К, БРУ-А. Регламентом не было предписано автоматическое срабатывание АЗ по факту отключения двух ТПН. Сигнал АЗ был сформирован через 50 с по факту отключения трех главных циркуляционных насосов вследствие падения уровней в парогенераторах ниже аварийных уставок.

31 мая 2008 г. на блоке № 4 ЗАЭС в рамках реализации технического решения [13] были выполнены исследования работоспособности изменений в алгоритм расчета периода в АКНП-И в диапазоне мощности 25 - 75 % (после срабатывания УПЗ).

Представленное сравнение результатов экспериментальных и расчетных результатов изменения нейтронной мощности ВВЭР-1000 показывает возможность корректного описания изменения нейтронной мощности в подкритическом состоянии при работе УПЗ либо других действиях по снижению мощности реактора.

В анализе безопасности особое место отводится исследованиям реактивностных аварий. Поэтому особый интерес вызывает анализ неопределенностей и степень консерватизма в различных расчетных моделях нейтронной кинетики, применяемых для анализа безопасности ВВЭР:

в точечной модели нейтронной кинетики реактора, расчетного кода RELAP5/Mod3.2, применяемого для анализа безопасности ВВЭР;

трехмерной нестационарной модели DYN3D (трехмерная модели нейтронной кинетики HEXNEM и теплогидравлическая модель FLOCAL).

Сравнение и анализ результатов расчета некоторых реактивных аварий по различным расчетным кодам с точечной и трехмерной нейтронной кинетикой представляет интерес и будет проведен и представлен в следующих работах.

В модели РУ, представленной в настоящей статье, дополнительно выполнен выбор параметров модели для проведения консервативных расчетов переходных режимов работы РУ, УПЗ и реактивной аварии типа «выброс» ОР СУЗ. В качестве критериев выбора консервативных параметров были рассмотрены:

достижение наибольшего (наименьшего) уровня достигнутой нейтронной мощности при выбросе (падении) ОР СУЗ;

наибольшая интегральная нейтронная мощность, выделившаяся в ходе первых 10-30 секунд с момента выброса (падения) ОР СУЗ;

влияние формы дифференциальной эффективности ОР СУЗ на максимально достижимый уровень нейтронной мощности.

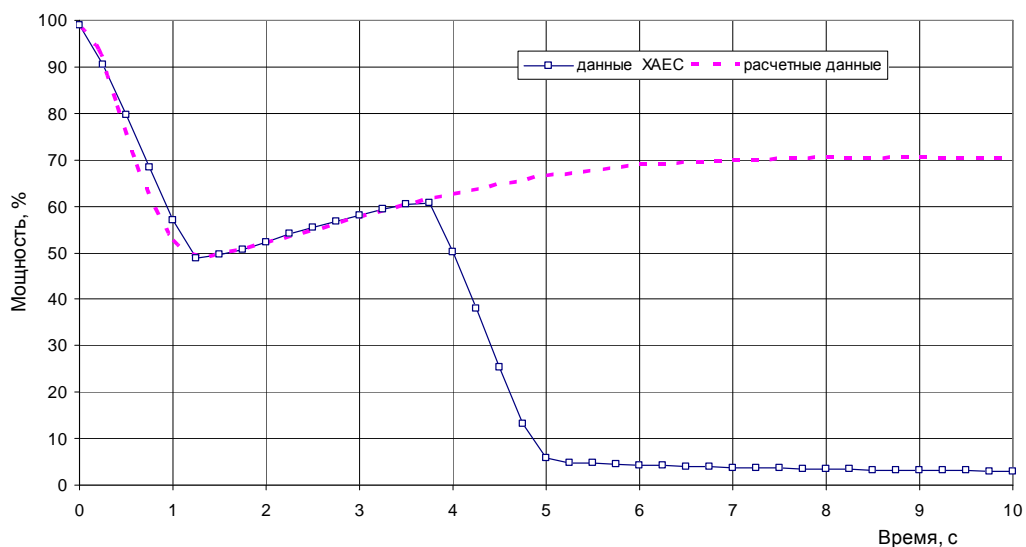


Рис. 7. Изменение нейтронной мощности реактора при УПЗ на ХАЭС-2.

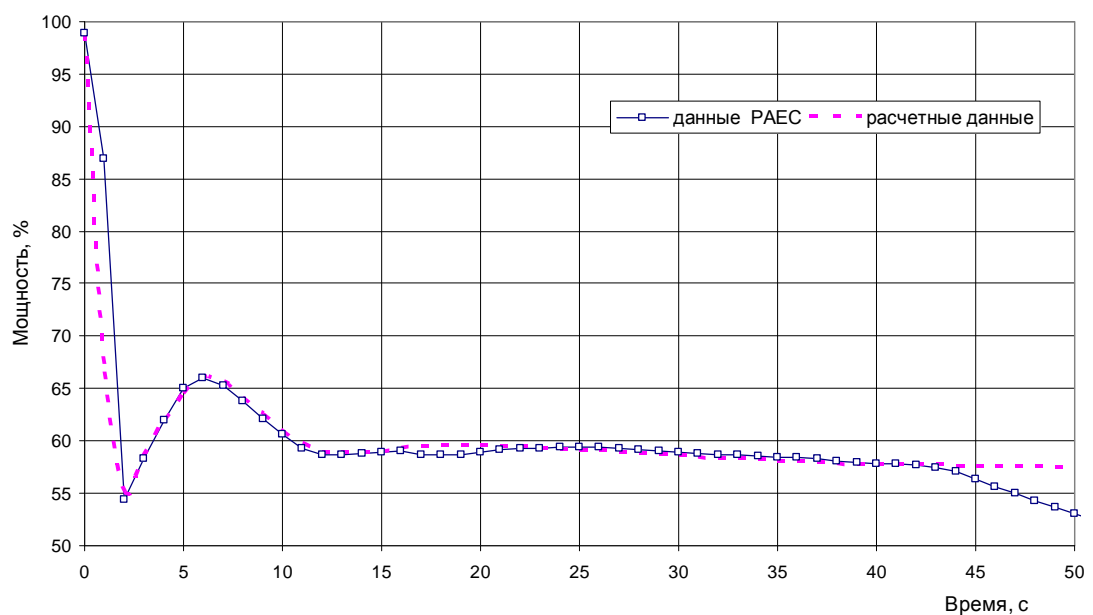


Рис. 8. Изменение нейтронной мощности реактора при УПЗ на РАЭС-3.

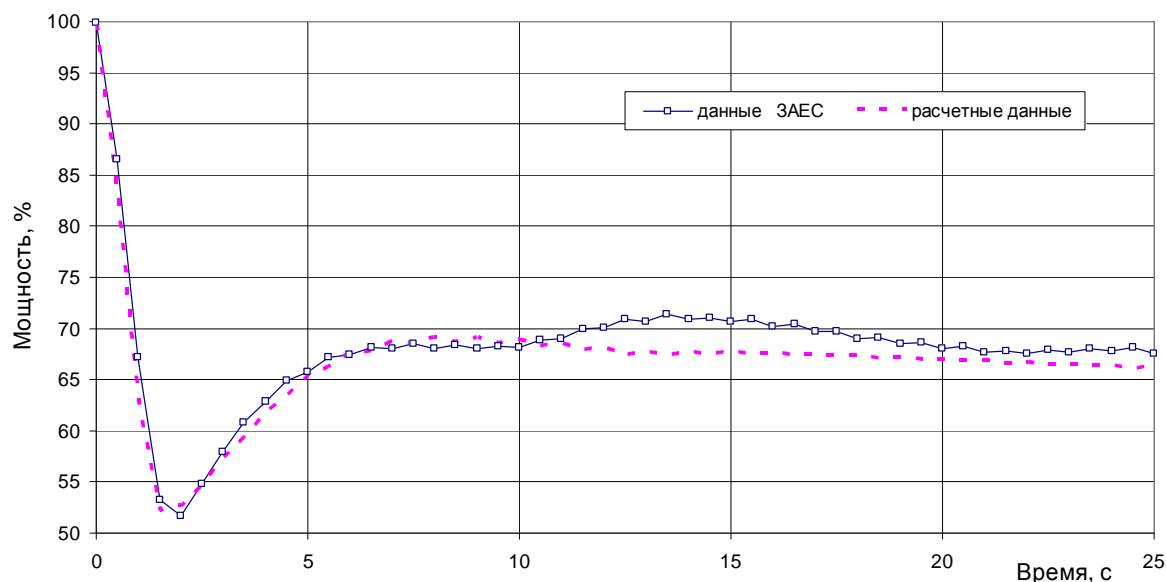


Рис. 9. Изменение нейтронной мощности реактора при УПЗ на ЗАЭС-4.

Определено, что наибольший уровень нейтронной мощности достигается в модели без учета изменения свойств топлива и теплоносителя от температуры и давлений, а наибольшая интегральная нейтронная мощность выделяется в модели с учетом изменения свойств топлива и теплоносителя от температуры и давлений.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Технический отчет «Модернизация проектного режима работы УРБ реакторной установки ВВЭР-1000. Разработка ОАБ по модернизации режима работы УРБ».* - ООО «ФИЗАР», 2008.
2. *Быков М.А., Алехин Г.В., Петкевич И.Г.* Анализ показаний аппаратуры нейтронного потока в режимах со срабатыванием ускоренной предупредительной защиты для реакторных установок с реактором ВВЭР-1000 // Шестая междунар. науч.-техн. конф. "Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР". -6-29.05.2009. (ОКБ "ГИДРОПРЕСС", Подольск, Россия).
3. *Борисенко В.И., Каденко И.М., Самойленко Д.В.* Особливості перехідного процесу в реакторній установці ВВЕР-1000 при спрацюванні прискореного попереджувального захисту // Ядерна фізика та енергетика. - 2009. - Т. 10, № 2. - С. 157 - 164.
4. *Отчет «О безопасности и устойчивости эксплуатации энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000 в динамических режимах со срабатыванием УПЗ (УРБ)».* - ОАО «ВНИИАЭС», 2008.
5. *Борисенко В.И., Крушинский А.Г., Мукоид В.П.* Стандартная проблема валидации кода RELAP5 для энергоблока с реактором ВВЭР-440 // Проблемы безпеки атомних електростанцій і Чорнобиля. - 2006. - Вип. 6. - С. 41 - 48.
6. *Computer code validation for transient analysis of VVER and RBMK reactors. Final RELAP5 validation plan for application to VVER.* - М., 1998. - 69 p. - (USINSC/RINSC joint project. WO 974066401).
7. *Кипин Дж.Р.* Физические основы кинетики ядерных реакторов. - М.: Атомиздат, 1967. - 428 с.
8. *Кузнецов И.А.* Аварийные и переходные процессы в быстрых реакторах. Библиотека эксплуатационника АЭС (т. 17). - М.: Энергоатомиздат, 1987. - С. 171.
9. *Итоговый отчет. Отчет по анализу безопасности. Анализ запроектных аварий энергоблока № 5 ЗАЭС. Запорожская АЭС.* 21.5.59.ОБ.03, 2008.
10. *Александров А.А., Григорьев Б.А.* Таблицы теплофизических свойств воды и водяного пара. - М.: Изд-во МЭИ, 1999. - 168 с.
11. *Кирилов П.Л., Богословская Г.П.* Тепломассообмен в ядерных энергетических установках - М.: Энергоатомиздат, 2000. - 456 с.
12. *Окончательный отчет по анализу безопасности. Т. 4. Гл. 4. Реактор. Ч. 3. Нейтронно- физические расчеты.* 43-923.203.254.ОБ.04.03. Ред. 1. Ф. Хмельницкая АЭС. Энергоблок № 2. - 2005.
13. *Отраслевое техническое решение. ОТР 1234.03.127-08. НАЭК «Энергоатом» «Об изменении алгоритма формирования сигнала АЗТ при УПЗ».* - 2008.

В. І. Борисенко, В. В. Горанчук

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, корп. 106, Київ, 03028, Україна

**ВИЗНАЧЕННЯ КОНСЕРВАТИВНИХ ПАРАМЕТРІВ МОДЕЛІ РЕАКТОРА
ДЛЯ ДОСЛІДЖЕННЯ ПЕРЕХІДНИХ РЕЖИМІВ РОБОТИ ВВЕР-1000**

Розглянуто розрахункову модель реакторної установки ВВЕР-1000 на основі точкової нейтронної кінетики з урахуванням зворотних зв'язків по ефектах реактивності, а також з урахуванням зміни основних параметрів моделі від температури й тиску, що досягаються в паливі та теплоносії у ході перехідних процесів. Інтерес до точкової моделі нейтронної кінетики реактора пояснюється тим, що моделювання за допомогою тривимірних нейтронних кодів перехідного процесу у ВВЕР-1000, спричиненого спрацюванням прискореного попереджувального захисту внаслідок відмови частини основного обладнання енергоблока, істотно відрізняється від спостережуваних на практиці по ряду важливих параметрів, наприклад по швидкості набору нейтронної потужності після падіння однієї групи ОР СУЗ. У статті представлено результати моделювання та порівняння з реальними даними, отриманими під час спрацювання прискореного попереджувального захисту на енергоблоках з ВВЕР-1000 АЕС України в різні моменти паливної кампанії. Визначено консервативні параметри моделі для проведення аналізу реактивносних аварій.

Ключові слова: ВВЕР, взаємодіючі коди, модель кінетики нейтронів у реакторі, прискорений попереджувальний захист, реактивнісна аварія.

V. I. Borysenko, V. V. Goranchuk

Institute for safety problems of nuclear power plants NAs of Ukraine, 12, Lysogirska str., building 106, Kyiv, 03028, Ukraine

**DETERMINATION OF CONSERVATIVE PARAMETERS OF MODEL OF REACTOR
FOR RESEARCH OF TRANSIENT OF VVER-1000**

The article considers the computational model of the reactor VVER-1000 on the basis of the point neutron kinetics including the feedback on the reactivity effects as well as variations in the basic parameters of the model from temperatures and pressures present in the fuel and coolant during the transient processes. Interest in the point model of a neutron reactor kinetics explained by the fact that modeling with the help of three-dimensional neutron codes of transient process in VVER-1000, caused by the tripping of accelerated unit unloading due to failure of the primary equipment of power generating unit is significantly different from those observed in practice for a number of important parameters such as on the rate of increase of the neutron power after falling of one group control rods. During the operation in design mode of accelerated unit unloading on several units with VVER-1000 occurred scrams over the period of the reactor, which has not previously been observed. The article represents results of simulation and comparison with real data obtained during the operation of accelerated unit unloading on VVER-1000 nuclear power plants of Ukraine at different fuel campaign moments. Conservative model parameters are defined for the analysis of reactivity accidents.

Keywords: VVER, interacting codes, kinetics model of neutrons in a reactor, accelerated unit unloading, reactivity accident.

REFERENCES

1. *Technical Report "Modernization design operation AUU on VVER-1000. SAR development to modernize the operation of AUU". "FIZAR". L.t.d., 2008. (Rus)*
2. *Bykov M.A., Alechin G.V., Petkevich I.G. Analysis of the statements of the neutron flux monitoring system with operation accelerated unit unloading for reactor units with VVER-1000 (The 6th Intern. Scientific and Technical Conf. "Safety Assurance on NPP with WWER."-6-29.05.2009. (OKB "GIDROPPRESS", Podolsk, Russia). (Rus)*
3. *Borysenko V.I., Kadenko I.M., Samoilenko D.V. WWER-1000 accelerated unit unloading activation transient features // Nuclear Physics and Power Engineering. - 2009. - Vol. 10, № 2. - P. 157 - 164. (Ukr)*
4. *Technical Report "On the safety and stability of NPPs with VVER-1000 under dynamic conditions with operation of AUU." - ОАО «VNIIAES», 2008. (Rus)*
5. *Borysenko V.I., Krushynsky A.G., Mukoyd V.P. Standard problem validation code RELAP5 for WWER-440 // Problemy bezpeky atomnyh elektrostantsiy i Chornobylya (Problems of nuclear power plants and of Chornobyl). - 2006. - Iss. 6. - P. 41 - 48. (Rus)*
6. *Computer code validation for transient analysis of VVER and RBMK reactors. Final RELAP5 validation plan for application to VVER. - Moskva, 1998. - 69 p. - (USINSC/RINSC joint project. WO 974066401).*
7. *Keepin G.R. Physics of nuclear kinetics. - Addison-Wesley Pub. Co., Inc. - 1965. - P. 435.*

8. *Kuznetsov I.A.* Emergency and transitional processes in fast reactors. Library Plant Operator (t. 17). - Moskva: Energoatomizdat, 1987. – P. 171. (Rus)
9. *Final Report. Safety Analysis Report. Analysis of beyond design basis accidents unit # 5 ZNPP. Zaporizhzhya NPP.21.5.59.ОБ.03, 2008.* (Rus)
10. *Alexandrov A.A., Grigorev B.A.* Tables of thermophysical properties of water and steam. – Moskva: Publishing House of Moscow Power Engineering Institute, 1999. – 168 p. (Rus)
11. *Kirilov P.L., Bogoslovskaya G.P.* Heat and mass transfer in nuclear power plants – Moskva: Energoatomizdat, 2000. – 456 p. (Rus)
12. *Final Safety Analysis Report. T. 4. Chap. 4. Reactor. Part 3. Neutronic calculations. 43-923.203.254.ОБ.04.03. Rev. 1. Ф. Khmelniisky NPP. Unit # 2. - 2005.* (Rus)
13. *Branch solution. OTR 1234.03.127-08. NAEC "Energoatom" «On the change of the signal algorithm AZT at AUU».* - 2008. (Rus)

Надійшла 23.04.2012
Received 23.04.2012