

ПРИМЕНЕНИЕ КОДА RELAP5-3D В ПОДДЕРЖКУ АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ ЭНЕРГОБЛОКОВ АЭС УКРАИНЫ

А. М. Шкарупа, И. Н. Каденко

Киевский национальный университет имени Тараса Шевченко, Киев

Большая часть расчетных анализов переходных и аварийных режимов энергоблоков АЭС Украины, сопровождающихся локальными эффектами реактивности, выполнена расчетными кодами в рамках приближения точечной кинетики нейтронов и с использованием одномерной модели теплогидравлики, не позволяющей корректно моделировать перемешивание теплоносителя от различных циркуляционных петель в корпусе реактора. Указанные недостатки моделирования компенсировались соответствующим выбором консервативных начальных и граничных условий. Разработка трехмерных нейтронно-теплогидравлических расчетных кодов, способных проводить корректную оценку локальных эффектов, а также накопленный опыт эксплуатации ядерных энергоблоков привели к возможности уточнения имеющихся консервативных результатов. В работе приведены некоторые результаты RELAP5-3D анализа OECD/DOE/CEA V1000CT-2 бенчмарка и нескольких расчетных сценариев, анализ которых был выполнен для НАЭК “Энергоатом” в рамках проектов углубленного анализа безопасности энергоблока № 1 Ровенской АЭС и энергоблока № 5 Запорожской АЭС при финансовой поддержке Министерства энергетики США. На примере расчетного анализа аварийного режима “Разрыв паропровода” показано влияние нодализации модели корпуса реактора на моделирование перемешивания теплоносителя и, как следствие, на результаты расчетного анализа.

Введение

Реакторы ВВЭР советской конструкции показали свою эффективность и безопасность как надежного источника энергии в течение нескольких десятков лет. При этом постоянное внимание уделяется вопросам ядерной безопасности, которое выражается, в том числе, в уточнении некоторых результатов расчетных анализов, полученных с использованием методологий, ограниченных в части учета неравномерности энерговыделения в активной зоне и перемешивания теплоносителя в корпусе реактора. В рамках проекта анализа специальных переходных процессов на ВВЭР Украины международной программы США по ядерной безопасности Киевскому национальному университету имени Тараса Шевченко была передана методология проведения трехмерного взаимосвязанного нейтронно-теплогидравлического анализа с использованием трехмерного кода RELAP5-3D [1]. Необходимые для нодальной кинетики реактора библиотеки групповых констант подготавливаются кодом HELIOS 1.7 [2] по методологии государственного университета штата Пенсильвания (США), которая значительно точнее методов с использованием полиномиальных зависимостей сечений [3]. Для НАЭК “Энергоатом” в поддержку проектов углубленного анализа безопасности энергоблоков АЭС Украины был выполнен сравнительный RELAP5-3D анализ нескольких расчетных сценариев [4]. Некоторые результаты этого анализа приведены ниже.

При этом особое внимание уделялось изучению возможностей кода RELAP5-3D и разрабо-

танных моделей корректно описывать перемешивание в корпусе реактора теплоносителя от отдельных циркуляционных петель. На примерах RELAP5-3D анализа OECD/DOE/CEA V1000CT-2 бенчмарка [5] и аварийного режима “Разрыв паропровода” в работе показано влияние нодализации модели корпуса реактора на моделирование перемешивания теплоносителя и, как следствие, на результаты расчетного анализа.

Входные модели кода RELAP5-3D

Все RELAP5-3D входные модели реакторов ВВЭР Киевского национального университета (энергоблок № 1 Ровенской АЭС, энергоблок № 5 Запорожской АЭС, энергоблок № 6 Козлодубовской АЭС) базируются на RELAP5/Mod3.2 входных моделях для точечной кинетики, разработанных и валидированных в рамках соответствующих проектов углубленного анализа безопасности. Теплогидравлические RELAP5-3D входные модели отличаются только нодализацией корпуса реактора и внутрикорпусных устройств. Разработанная покассетная модель активной зоны, в которой каждой ТВС соответствует отдельный теплогидравлический канал, позволяет исключить эффект размазывания, когда нескольким кинетическим нодам активной зоны приводится в соответствие одна теплогидравлическая зона. На рис. 1 приведена нодализационная схема RELAP5-3D модели корпуса реактора, использованная в сравнительных RELAP5-3D расчетах в поддержку проекта углубленного анализа безопасности энергоблока № 5 Запорожской АЭС.

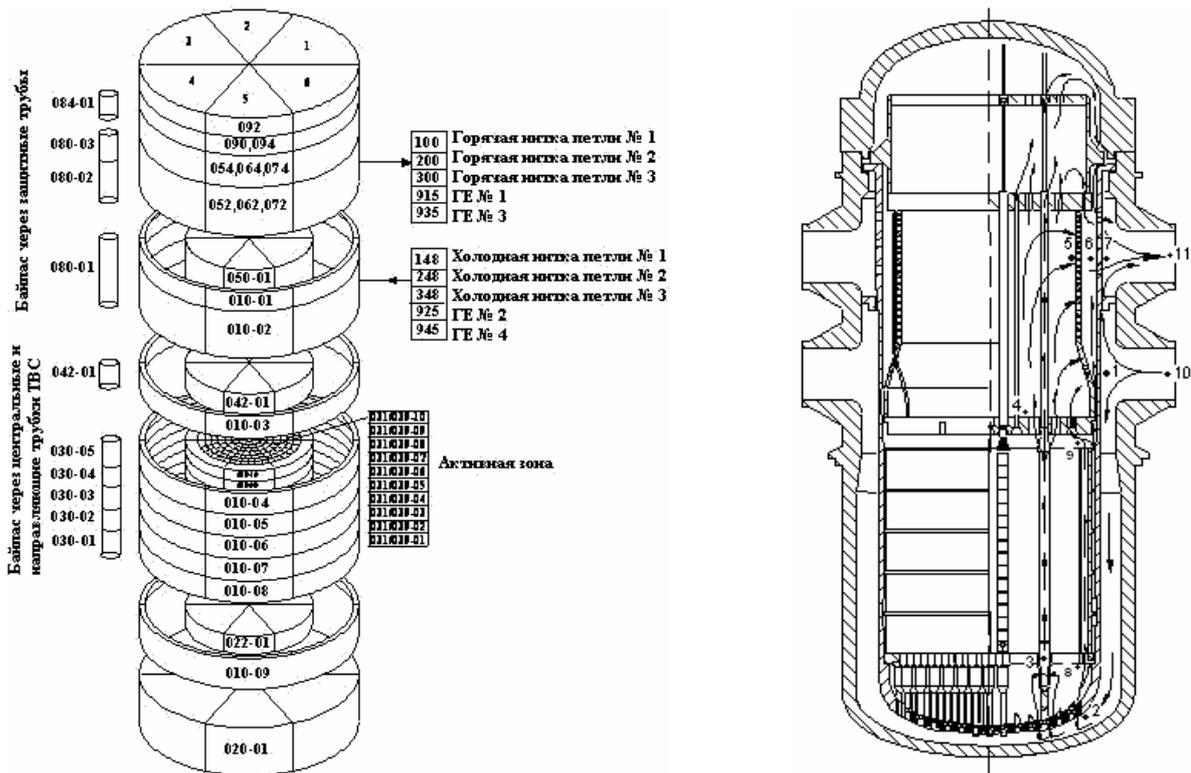


Рис. 1. Нодализационная схема RELAP5-3D модели корпуса реактора ВВЭР-1000.

Полный набор двухгрупповых коэффициентов диффузии и макроскопических сечений рассеяния, поглощения, деления и произведения сечения деления на среднее число вторичных нейтронов в зависимости от плотности теплоносителя, температуры топлива и концентрации бора в теплоносителе подготавливаются для каждой композиции модели активной зоны реактора с помощью кода физики топливных решеток HELIOS 1.7. При этом картограммы анализируемых топливных загрузок и трехмерные распределения выгорания топлива по кассетам рассчитываются кодом БИПР-7А. Факторы разрывности гомогенизированных ТВС с целью минимизации библиотек групповых констант учитываются неявным образом путем их включения в групповые константы. Зависимости групповых констант от указанных выше переменных задаются с помощью многомерных таблиц, при этом каждая точка этой таблицы представляет собой одно из возможных состояний активной зоны реактора. Для определения групповых констант текущего состояния активной зоны реактора используется многомерная линейная интерполяция. Модель ОР СУЗ кода RELAP5-3D позволяет учитывать влияние как исходного положения ОР СУЗ, так и движения ОР СУЗ во время переходного процесса.

Применение кода RELAP5-3D

Нами был выполнен сравнительный RELAP5-3D анализ нескольких расчетных сценариев анализа проектных аварий (АПА). Отметим, что все начальные и граничные условия этих расчетных сценариев были точно воспроизведены в сравнительных RELAP5-3D анализах в соответствии с целями проекта. Кроме того, алгоритмы обработки групповых констант были модифицированы таким образом, чтобы коэффициенты реактивности и эффективности ОР СУЗ были равны для исходного стационарного состояния консервативным значениям, которые были использованы в рамках приближения точечной кинетики нейтронов. Детальное описание результатов, полученных в этих сравнительных RELAP5-3D анализах, приведено в работе [4]. Ниже обсуждаются только некоторые аспекты этих анализов.

Сравнительный анализ расчетного сценария “Выброс ОР СУЗ на МКУ” АПА проекта углубленного анализа безопасности энергоблока № 5 Запорожской АЭС показал, что при одинаковой положительной реактивности, вводимой в активную зону с выбросом ОР СУЗ, RELAP5/Mod3.2 модель точечной кинетики предсказывает значительно более существенный всплеск мощности реактора по сравнению с аналогичным предсказанием RELAP5-3D модели нодалной кинетики

(рис. 2). Действительно, модель нодальной кинетики на более раннем этапе начинает подавление введенной положительной реактивности, поскольку позволяет учесть локальное увеличение температуры топлива в месте выброса ОР СУЗ, которое происходит значительно быстрее по сравнению с возрастанием средней температуры топлива всей активной зоны реактора в модели точечной кинетики реактора. По этим причинам, хотя в RELAP5-3D расчете максимальный общий коэффициент неравномерности энерговыделения для теплового потока значительно превышает

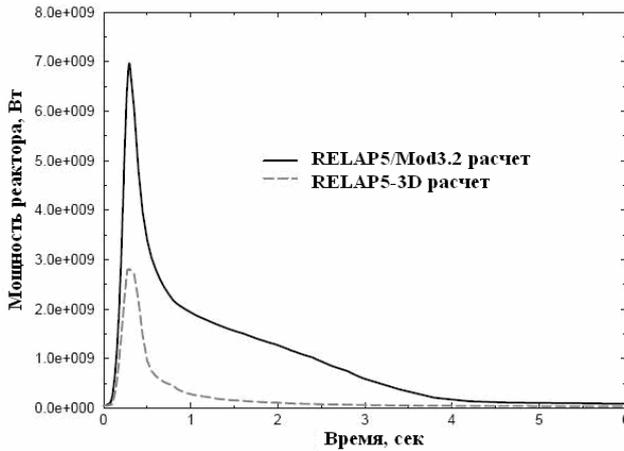


Рис. 2. Мощность реактора.

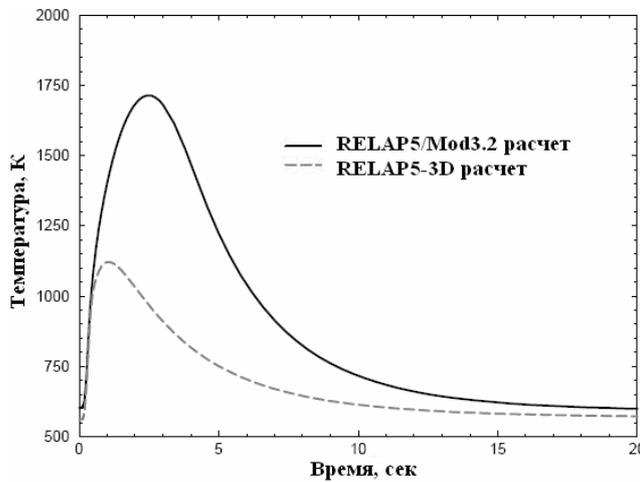


Рис. 4. Максимальная температура топлива.

К сожалению, нодализационные схемы RELAP5/Mod3.2 входных моделей энергоблоков ВВЭР Украины, используемые в анализах проектных аварий, предполагают полное перемешивание теплоносителя от различных циркуляционных петель в корпусе реактора и не позволяют учесть эффект несимметричного охлаждения активной зоны реактора. Таким образом, консервативные начальные и граничные условия для исходных событий группы “Увеличение теплоотво-

аналогичный фиксированный коэффициент точечной кинетики (рис. 3), результаты RELAP5-3D расчета являются для данного расчетного сценария менее консервативными (рис. 4 и 5). Вместе с тем необходимо отметить, что более значительная неравномерность энерговыделения, предсказываемая в рамках модели нодальной кинетики, может быть существенным фактором для расчетных сценариев с более поздним формированием сигнала аварийной защиты реактора.

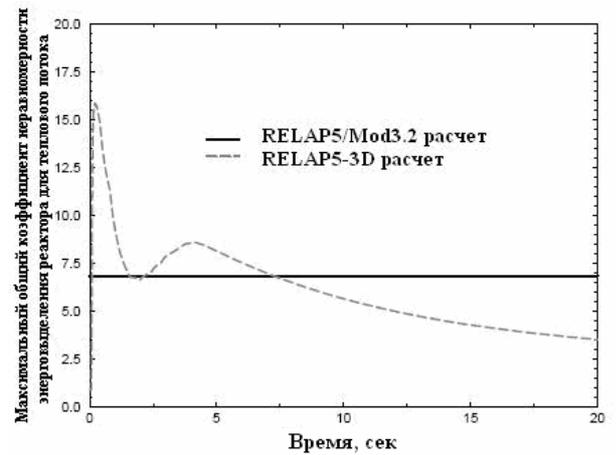


Рис. 3. Максимальный общий коэффициент неравномерности энерговыделения реактора для теплового потока.

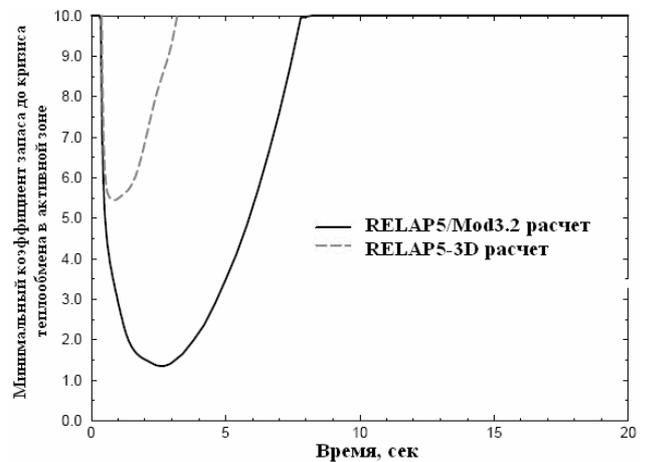


Рис. 5. Минимальный коэффициент запаса до кризиса теплообмена в активной зоне (корреляция Безрукова).

да через второй контур” АПА были определены на основании предварительных расчетных анализов в предположении полного перемешивания теплоносителя в корпусе реактора. Отметим, что сравнительные RELAP5-3D анализы также были выполнены с использованием моделей, не верифицированных относительно корректного предсказания перемешивания теплоносителя в корпусе реактора. Некоторые результаты таких верификационных исследований приведены ниже.

В расчетном сценарии “Разрыв паропровода на МКУ” АПА проекта углубленного анализа безопасности энергоблока № 5 Запорожской АЭС все ГЦН останавливаются в начале переходного процесса и после выхода реактора на повторную критичность степень несимметричного охлаждения активной зоны реактора является уже незначительной (рис. 6 и 7). Как следствие, после выхода реактора на повторную критичность в

RELAP5-3D расчете наблюдается только незначительная неравномерность распределения энерговыделения в активной зоне реактора, а результаты, полученные в рамках приближения точечной кинетики нейтронов, являются для данного расчетного сценария более консервативными вследствие более консервативных фиксированных коэффициентов неравномерности энерговыделения (рис. 8 и 9).

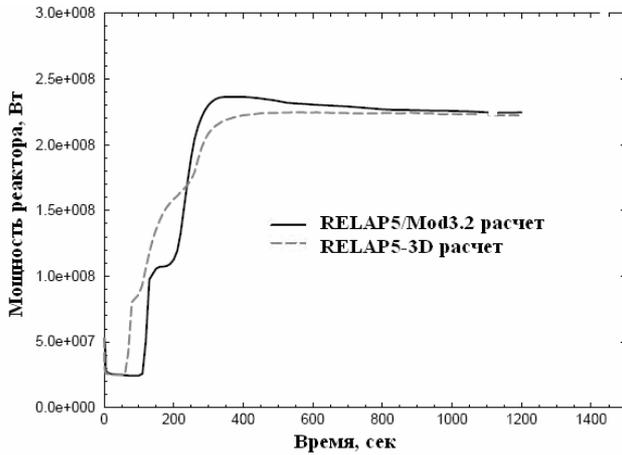


Рис. 6. Мощность реактора.

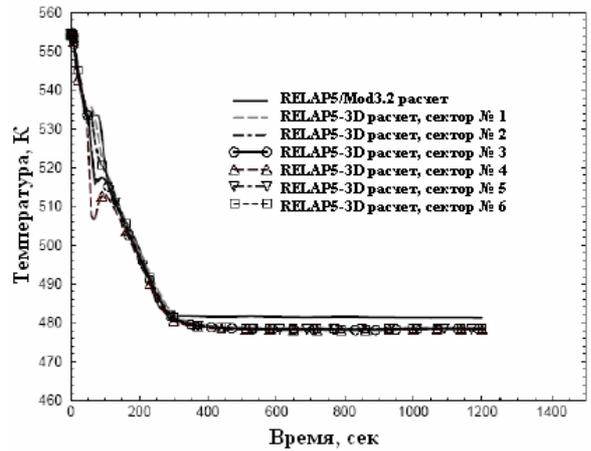


Рис. 7. Температура теплоносителя на входе в активную зону.

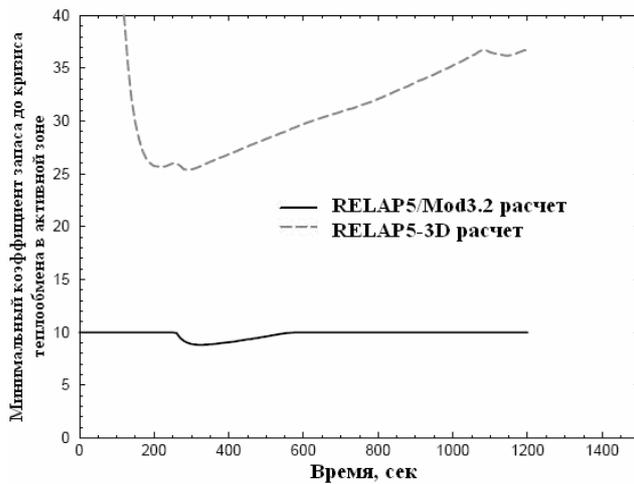


Рис. 8. Минимальный коэффициент запаса до кризиса теплообмена в активной зоне (корреляция Безрукова).

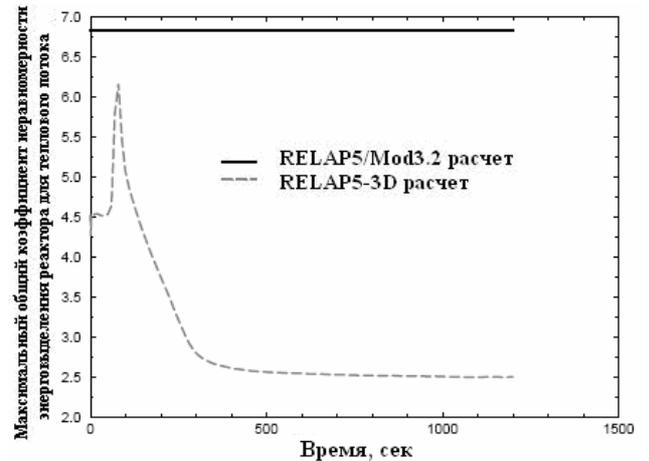


Рис. 9. Максимальный общий коэффициент неравномерности энерговыделения для теплового потока.

С целью дальнейшей верификации разработанных RELAP5-3D входных моделей Киевский национальный университет принял участие в анализе OECD/DOE/CEA V1000CT-2 бенчмарка [5], основной целью которого является исследование локальных трехмерных эффектов, обусловленных перемешиванием теплоносителя в корпусе реактора ВВЭР-1000. Анализ упражнения № 1 этого бенчмарка (изоляция парогенератора № 1 по пару и питательной воде) показал необходимость дополнительного более детального моделирования корпуса реактора.

Результаты исследований чувствительности показали, что модели корпуса реактора с 60- и 20-градусным азимутальным разбиением опускного участка, нижней и верхней камер смешения приводят к недооценке эффекта неперемешивания теплоносителя в корпусе реактора, тогда как модель с 10-градусным азимутальным разбиением обеспечивает некоторую переоценку этого эффекта. Только модель корпуса реактора с 10-градусным азимутальным разбиением опускного участка, нижней и верхней камер смешения и учетом влияния входных патрубков САОЗ

позволила корректно описать стационарные данные (рис. 10 и 11). Сравнительные RELAP5-3D/CFX-10 расчеты прохождения “пробки” деборированного теплоносителя во входном участке проточного тракта реактора также показали достаточно хорошее согласование результатов [6].

Влияние нодализации модели корпуса реактора на моделирование перемешивания теплоносителя и, как следствие, на результаты расчетного анализа, также было оценено на примере расчетного анализа описанного выше аварийного режима “Разрыв паропровода на МКУ” энергоблока № 5 Запорожской АЭС. Однако для сравнительных исследований был выбран расчетный сценарий, в котором предполагается отказ на отключение ГЦН аварийной петли аналогично консервативному расчетному сценарию

ОECD/DOE/CEA V1000CT-2 бенчмарка [7]. Этот сравнительный анализ был выполнен с использованием как RELAP5/Mod3.2 входных моделей проекта углубленного анализа безопасности энергоблока № 5 Запорожской АЭС (для аналитического обоснования аварийных эксплуатационных инструкций использовалась модифицированная 4-секторная модель корпуса реактора), так и нескольких нодализаций RELAP5-3D модели корпуса реактора. Чтобы уменьшить неоднозначность сравнительных результатов вследствие различий в работе систем подачи питательной воды в парогенераторы и сконцентрироваться на проблеме перемешивания теплоносителя в корпусе реактора, во всех расчетах были использованы одинаковые граничные условия по подаче питательной воды.

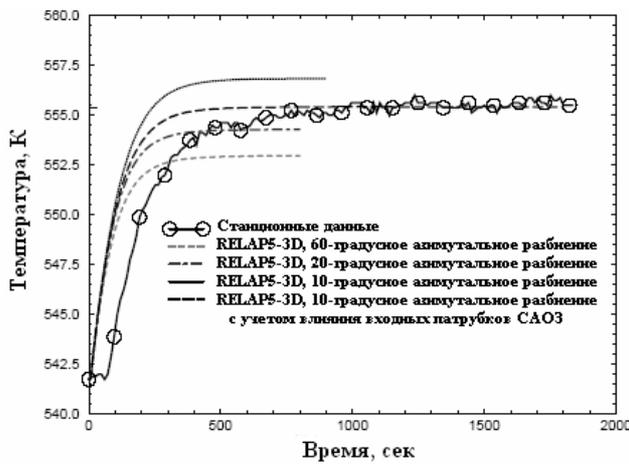


Рис. 10. Температура теплоносителя в холодной нитке петли № 1.

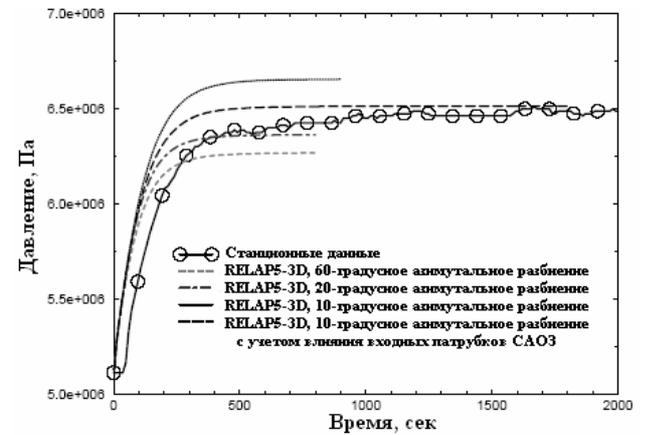


Рис. 11. Давление в парогенераторе № 1.

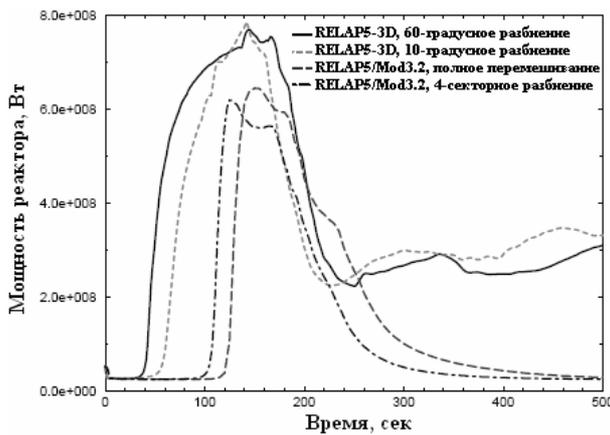


Рис. 12. Мощность реактора.

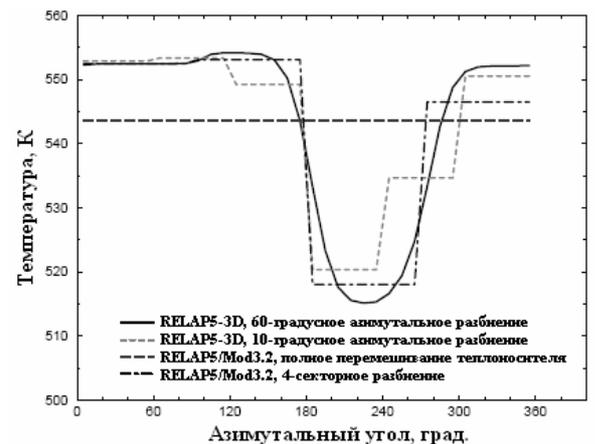


Рис. 13. Азимутальное распределение температуры теплоносителя на входе в активную зону реактора (20-я секунда переходного процесса).

Выполненные сравнительные анализы показали значимость корректного учета перемешивания теплоносителя в корпусе реактора. В сравнительных расчетах наблюдаются существенные отличия как по времени выхода реактора на по-

вторную критичность, так и по достигаемой в ходе переходного процесса максимальной мощности реактора (рис. 12). На рис. 13 приведено азимутальное распределение температуры теплоносителя на входе в активную зону реактора

на 20-й секунде переходного процесса, предсказываемое различными RELAP5 входными моделями корпуса реактора. Отметим, что хотя 4-секторная RELAP5/Mod3.2 входная модель проекта углубленного анализа безопасности энергоблока № 5 Запорожской АЭС позволяет имитировать независимое движение теплоносителя в пределах одной циркуляционной петли, ее возможности существенно ограничены приближением точечной кинетики нейтронов, учитывающей усредненные параметры всей активной зоны реактора. Наряду с более ранним выходом реактора на повторную критичность существенным отличием является также последовательное отключение ГЦН неаварийных петель в RELAP5-3D расчетах, тогда как в RELAP5/Mod3.2 расчетах такие отключения не наблюдались.

Выводы

Результаты, полученные с использованием современной методологии трехмерного взаимосвязанного нейтронно-теплогидравлического анализа, указывают на важность учета локаль-

ных трехмерных эффектов при проведении расчетных анализов безопасности переходных и аварийных режимов энергоблоков ВВЭР. Методологии, основанные на приближении точечной кинетики нейтронов и одномерной модели теплогидравлики существенно недооценивают влияние неперемешивания теплоносителя от различных циркуляционных петель в корпусе реактора на развитие переходного процесса и результаты расчетного анализа.

Выполненный в работе сравнительный расчетный анализ аварийного режима "Разрыв паропровода на МКУ" показал, что RELAP5-3D входные модели предсказывают более ранний выход реактора на повторную критичность и большую мощность реактора по сравнению с предсказаниями RELAP5/Mod3.2 входных моделей. Таким образом, в поддержку анализа безопасности энергоблоков АЭС Украины целесообразно дальнейшее проведение трехмерных расчетных исследований тех исходных событий, которые сопровождаются существенно несимметричным охлаждением активной зоны реактора.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *The RELAP5-3D[®] Code Development Team. RELAP5-3D[®] Code Manual Volume I: Code structure, system models, and solution methods, INEEL-EXT-98-00834, Revision 2.3. - Adaha Falls, Idaho, April 2005.*
2. *HELIOS Methods - StudsvikTM Scandpower, April 2000.*
3. *Watson J., Ivanov K. Improved cross section modeling methodology for coupled three-dimensional transient simulations // Annals of Nuclear Energy. - 2002. - Vol. 29. - P. 937 - 966.*
4. *Shkarupa A., Kadenko I., Malanich A., et al. Comparative RELAP5-3D analysis in support of the NPP DBA analysis in Ukraine // Progress in Nuclear Energy. - 2006 (In press).*
5. *Kolev N., Royer E., Bieder U. et al. VVER-1000 Coolant Transient Benchmark Volume II: Specifications of the RPV Coolant Mixing Problem. - NEA/OECD - NEA/NSC/DOC, March 2004.*
6. *Moretti F., Melideo D., Terzuoli F., Shkarupa A. Application of CFX-10 and RELAP5-3D to the simulation of coolant mixing phenomena in RPV of VVER-1000 reactors // Proc. of the OECD/DOE/CEA V1000-CT Fourth Workshop, Pisa, Italy, 24 - 25 April 2006.*
7. *Kolev N., Petrov N., Donovan J., et al. VVER-1000 Coolant Transient Benchmark. PHASE 2 (V1000CT-2) Vol. II: MSLB Problem - Final Specifications. - NEA/OECD - NEA/NSC/DOC(2006)6, February 2006.*

ЗАСТОСУВАННЯ КОДУ RELAP5-3D НА ПІДТРИМКУ АНАЛІЗУ БЕЗПЕКИ ЕНЕРГОБЛОКІВ АЕС УКРАЇНИ

О. М. Шкарупа, І. М. Каденко

Більша частина розрахункових аналізів перехідних та аварійних режимів АЕС України, що супроводжуються локальними ефектами реактивності, виконана розрахунковими кодами в рамках наближення точкової кінетики нейтронів і з використанням одномірної моделі теплогідравліки, яка не дозволяє коректно моделювати перемішування теплоносія з різних циркуляційних петель у корпусі реактора. Зазначені недоліки моделювання компенсувалися відповідним вибором початкових та граничних умов. З появою тривимірних нейтронно-теплогідравлічних розрахункових кодів, здатних провести коректну оцінку локальних ефектів, а також з урахуванням накопиченого досвіду експлуатації енергоблоків з'явилася мотивація для уточнення цих консервативних результатів. У роботі наведено деякі результати RELAP5-3D аналізу OECD/DOE/CEA V1000CT-2 бенчмарку та декількох розрахункових сценаріїв, аналіз яких був виконаний для НАЕК „Енергоатом” у рамках проєкту поглибленого аналізу безпеки енергоблока № 1 Рівненської АЕС та енергоблока № 5 Запорізької АЕС за фінансової підтримки Міністерства енергетики США. На прикладі розрахункового аналізу аварійного режиму “Розрив паропроводу” показано вплив нодалізації моделі корпусу реактора на моделювання перемішування теплоносія та, як наслідок, на результати розрахункового аналізу.

**APPLICATION OF THE RELAP5-3D CODE IN SUPPORT OF THE NPP UNITS
SAFETY ANALYSIS IN UKRAINE****A. M. Shkarupa, I. N. Kadenko**

Major part of calculations for transient and accident sequences for Ukraine NPP units has been performed with computational codes based on point neutron kinetics and one dimensional thermohydraulics. Such an approach does not allow modelling the mixing processes in reactor pressure vessel caused by coolant flow of separate loops. As a rule, the limitations in modelling considered have been balanced by corresponding choosing of conservative initial and boundary conditions. When three-dimensional thermohydraulics-neutronics coupled codes became available and local spatial effects started to be considered without significant simplifications there is a motivation and basis to reconsider the conservative results of earlier calculations, taking into account the operational experience of NPP units. This paper deals with results of RELAP5-3D code analyses of the OECD/DOE/CEA V1000CT-2 benchmark and some computational scenarios, for which the calculations have been performed under Rivne Unit 1 and Zaporizhzhya Unit 5 in-depth safety analysis projects sponsored by the US DOE for NNEGС “ENERGOATOM”. Based on the computational scenario for accident “Main Steam Line Break” the influence of reactor vessel nodalization on modelling of coolant mixing and, as a consequence, on results of the computational analysis is shown.

Поступила в редакцию 14.06.06,
после доработки – 16.10.06.