

УДК 621.039.058

## АНАЛИЗ МЕТОДОВ МОДЕЛИРОВАНИЯ ЛОКАЛЬНЫХ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В ЭЛЕМЕНТАХ ЯППУ

А.С. Мазурок<sup>1</sup>, Ю.П. Алексеев<sup>2</sup>

<sup>1</sup>ООО «Атомэнергосервис», г. Киев

<sup>2</sup>ГНТЦ ЯРБ ОП «Бюро аналитических исследований безопасности АЭС», г. Киев

Выполнен анализ (обзор) мирового опыта моделирования локальных теплогидравлических процессов с использованием различных методик. Результаты работы позволяют получить общую картину решения таких задач как за рубежом, так и в Украине, что позволит определиться с наиболее перспективными направлениями в данной области.

### Введение

Детерминистические методы расчетного анализа исторически играют ведущую роль в обосновании безопасности атомных электростанций (АЭС). Возможностей используемых одномерных теплогидравлических кодов достаточно для решения стандартных задач оценки и обоснования безопасности АЭС: анализа проектных, запроектных и, частично, тяжелых аварий, сопоставительных расчетов в рамках выполнения экспертиз различных технических обоснований, анализа инцидентов, произошедших на АЭС, и т.д.

В то же время имеется целый ряд явлений и процессов в элементах оборудования АЭС, которые с помощью существующих системных кодов невозможно смоделировать. Можно получить только упрощенную модель со степенью детализации, достаточной для решения общих задач. Подобного рода теплогидравлические явления и процессы имеют место как при нормальной эксплуатации АЭС, так и в аварийных режимах, что вызывает необходимость обеспечения их адекватного моделирования для выполнения корректного анализа безопасности.

Эти обстоятельства выдвигают на первый план необходимость применения новых современных методик, лишенных вышеуказанного недостатка и позволяющих выполнять расчетный анализ для прогнозирования последствий аварийных процессов в реакторной установке (РУ) с учетом локальных теплогидравлических явлений.

В данной работе проанализирован мировой опыт решения таких задач, то есть выполнен обзор известных методик: увеличение степени детализации, использование кодов перемешивания, кодов вычислительной гидродинамики, а также кодов, позволяющих моделировать отдельные компоненты РУ трехмерными. Особое внимание обращено на методики выполнения теплогидравлического анализа, применяемые для украинских АЭС.

### Постановка цели научного исследования

Целью работы является анализ различных методов моделирования локальных теплогидравлических процессов в элементах ядерной паропроизводящей установки (ЯП-ПУ), позволяющий сделать соответствующие выводы о их возможностях, преимуществах и области применения и определиться с наиболее перспективными методами для решения конкретных задач.

### Увеличение степени детализации

*Метод параллельных каналов.* Метод применяется для получения граничных условий при анализе термических нагрузок на корпус реактора и заключается в нодализации опускного участка реактора (ОУР) путем разбивки на вертикальные параллельные каналы. Метод позволяет моделировать взаимное перемешивание потоков с различной температурой, получать данные о распределении расходов теплоносителя, но не дает возможности отследить температурную стратификацию жидкости в элементах ОУР в поперечном направлении. Данный недостаток можно компенсировать заложенным на этапе формирования сценариев консерватизмом, в противном случае появляется необходимость анализа перемешивания.

Анализ международного опыта применения метода параллельных каналов, выполненный в [1], показал, что в различных случаях применяются как симметричная, так и несимметричная азимутальная нодализация ОУР.

В рамках анализа термоудара корпусов реакторов (КР) энергоблоков США типа PWR [№ 1 Oconee NPP (проект Babcock and Wilcox), № 1 Beaver Valley NPP (проект Westinghouse) и Palisades NPP (проект Combustion Engineering)] применялись модели ОУР с разбивкой на равные азимутальные участки (шесть участков по  $60^\circ$ ) [2]. Равная азимутальная разбивка применялась и в Украине [3], Чехии [4], Германии [5, 6]. Так, в работе [3] ОУР моделировался 20 равными вертикальными каналами по  $18^\circ$  каждый, в [4] – 8 каналами по  $45^\circ$ , в [5, 6] – 16 каналами по  $22,5^\circ$ . К недостаткам данного подхода можно отнести неточность присоединения патрубков системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) и петель главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) (например,  $3^\circ$  и  $0,5^\circ$  соответственно [3]), влияющую на результаты расчета, а также несоблюдение принципа гидродинамического подобия для соединяемых элементов и, как следствие, вынужденное исключение уравнения сохранения момента импульса во избежание расчетной неустойчивости.

Разработчики 16-канальной модели ОУР для кода TRAC-P подвергли критике полученные с ее помощью результаты и сделали вывод, что ширина «холодной струи» в значительной степени зависит от количества каналов. Также отмечено, что результаты расчета не соответствуют данным, полученным экспериментально на полномасштабном стенде UPTF (Upper Plenum Test Facility vessel in Mannheim, Germany), где имело место смешивание струй разных петель установки (рис. 1) и сделан вывод, что для достижения требуемой точности необходимо усовершенствование данного метода в дальнейшем [5]. Следует отметить, что отсутствие смешивания струй также не согласуется с рекомендациями [7].

При выполнении расчетов с использованием 12-канальной модели (с неравной разбивкой) неустойчивость поведения расходов в ОУР не была выявлена, поэтому исключение уравнения сохранения моментов импульса не потребовалось [1]. Каждому входному патрубку ГЦТ соответствует  $30^\circ$ -й сектор ОУР, патрубкам гидроемкостей САОЗ —  $34^\circ$ -й, остальные сектора представлены углами  $25^\circ$  и  $30,5^\circ$ . В качестве примера на рис. 2, 3 представлены результаты расчетного анализа аварии, вызванной течью теплоносителя из отводящего трубопровода главного циркуляционного контура (ГЦК) эквивалентным диаметром 63 мм в состоянии РУ «горячий останов» на 470 с аварийного процесса.

Как видно из рис. 2, 3, модель позволяет получить перемешивание между «холодными струями», которые образуются в результате работы САОЗ при отсутствии циркуляции по петлям ГЦТ.

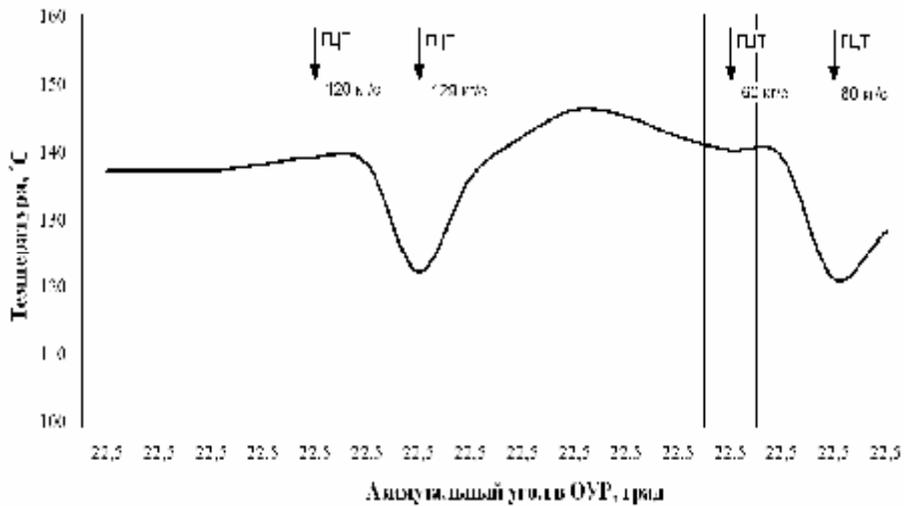


Рис. 1. Азимутальное распределение температуры в ОУР на уровне 2 м ниже оси петель ГЦТ [6]

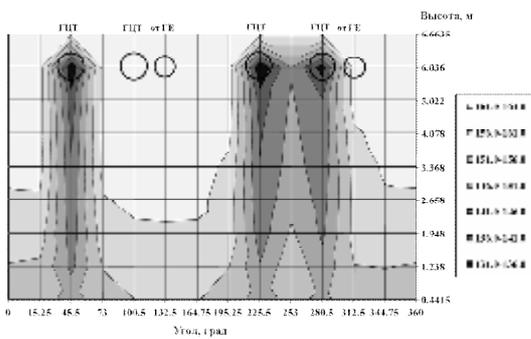


Рис. 2. Распределение температуры теплоносителя у внутренней поверхности КР

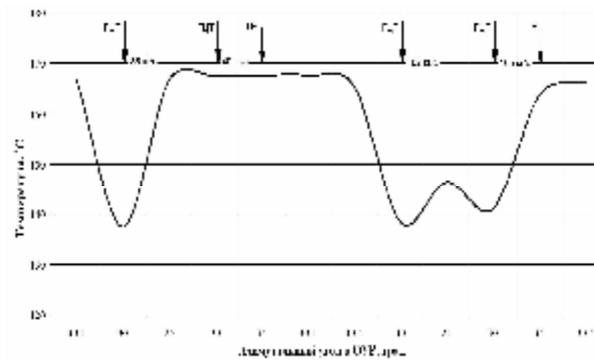


Рис. 3. Азимутальное распределение температуры теплоносителя в ОУР на уровне 2 м ниже оси входных патрубков ГЦТ

*Горизонтальная разбивка ГЦТ.* Данный метод является нестандартным и был применен при выполнении сопоставительного расчетного анализа нарушения, связанного с незакрытием главного предохранительного клапана компенсатора давления (КД), имевшего место на энергоблоке № 3 Ровенской АЭС во время плановой проверки работоспособности импульсно-предохранительного устройства (ИПУ) КД реальным повышением давления [8, 9]. Расчетный анализ выполнялся с использованием теплогидравлической модели для кода ATHLET2.2A, разработанной в рамках сотрудничества Государственного научно-технического центра по ядерной и радиационной безопасности (ГНТЦ ЯРБ) и Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH (Германия).

Результаты расчетного анализа показали хорошее соответствие со стационарными данными, за исключением температур теплоносителя в ГЦТ. Последнее связано с возникновением эффекта термической стратификации однофазного теплоносителя, движущегося в петлях РУ, при этом используемая одномерная модель ГЦТ не может моделировать данное поведение теплоносителя.

Для подтверждения образования температурной стратификации теплоносителя в условиях стагнации потока была выполнена специфическая нодализация петель. Горизонтальные участки подводящих и отводящих трубопроводов ГЦК были разделены на две параллельные горизонтальные трубы, которые размещены одна над другой. Пере-

ток между верхней и нижней трубами моделировался посредством дополнительных вертикальных гидравлических элементов (ГЭ). Трубопроводы САОЗ высокого давления были соединены с верхними элементами подводящих трубопроводов ГЦК. Термодатчики расположены в соответствии с реальным размещением в нижних элементах трубопроводов. Нодализация трубопроводов показана на рис. 4, 5, на которых при помощи визуализатора ATLAS представлено распределение температур по двухканальному ГЦТ, которое наглядно демонстрирует образование температурной стратификации теплоносителя подводящих и отводящих трубопроводов ГЦК.

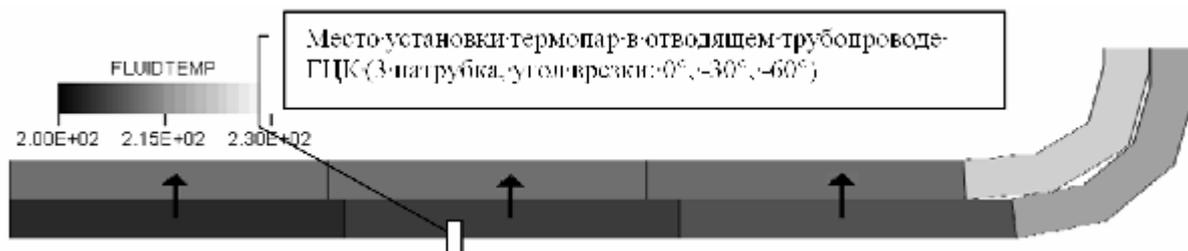


Рис. 4. Распределение температуры теплоносителя в отводящем трубопроводе ГЦК



Рис. 5. Распределение температуры теплоносителя в подводящем трубопроводе ГЦК

Использование новой нодализации трубопроводов ГЦТ позволило получить результаты, близкие с данными АЭС (рис. 6, 7) и подтвердить наличие эффекта температурной стратификации теплоносителя. Для большего совпадения результатов расчета со стационарными данными и более корректного моделирования стратификации теплоносителя в ГЦТ рекомендовано выполнить трехмерную разбивку подводящих и отводящих трубопроводов.

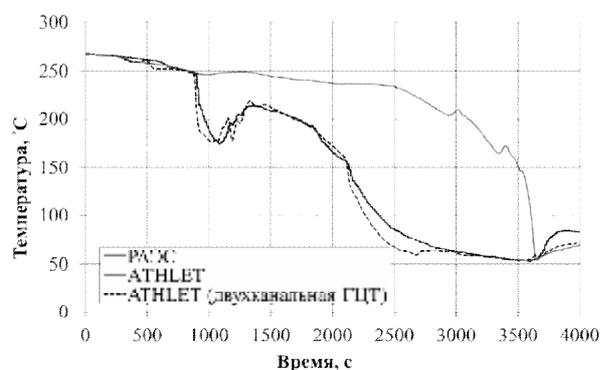


Рис. 6. Температура теплоносителя на входе в реактор (первая петля)

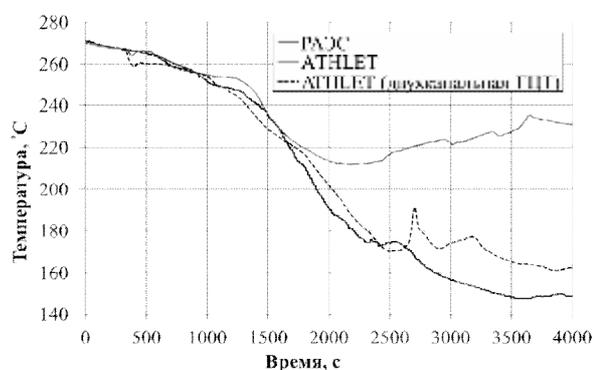


Рис. 7. Температура теплоносителя на выходе из реактора (первая петля)

### Коды перемешивания

Метод основан на использовании расчетных кодов перемешивания (т.н. mixing codes), использующих аппроксимационные зависимости эмпирического характера, получаемые путем обработки экспериментальных данных, и позволяет моделировать неполное перемешивание холодной воды с теплоносителем в случаях стагнации циркуляции теплоносителя в первом контуре и подачи системами безопасности холодной воды в реактор.

Данный метод приобрел широкое применение при определении неоднородного распределения температур и коэффициентов теплоотдачи на внутренней поверхности корпуса и патрубков реактора в целях оценки термоудара в различных режимах РУ. Для этого в качестве граничных условий используются результаты расчетов, полученные с использованием одномерных интегральных теплогидравлических кодов. Следует отметить, что интегральные коды усредненно учитывают плотностные эффекты, влияющие на температурное расслоение потоков, перемешивание потоков с разной температурой, что существенно влияет на расчет температур среды, граничащей с поверхностями корпуса и патрубков реактора. Отсюда вытекает необходимость локального учета данного воздействия.

В настоящее время получили широкое применение следующие программы (коды) и методики: REMIX/NEWMIX (U. S. NRC), okbGpmix (Россия, ОКБ Гидропресс), GRS-MIX (Германия, GRS) и KWU-MIX (Германия, AREVA). В рамках работ по обоснованию сопротивления хрупкому разрушению корпусов реакторов (СХР КР) энергоблоков АЭС Украины зарубежными специалистами применялись методики REMIX/NEWMIX (ЮУ АЭС-1, РАЭС-3) и okbGpmix (РАЭС-1, 2, 4, ХАЭС-2, ЮУАЭС-2). Главным отличием методик является использование различных эмпирических зависимостей, полученных на основании различных экспериментальных данных.

Область применения кодов - реакторы типа PWR и ВВЭР с присоединением патрубков САОЗ на участке между ГЦН и реактором, с кольцевой формой ОУР. Границы моделей для вышеуказанных кодов кардинально не отличаются и включают в себя подводящий трубопровод ГЦК (частично или полностью), часть объема ОУР и нижней камеры смешения, относящихся к данной петле с подсоединением САОЗ.

Коды ориентированы на анализ аварийных режимов с впрыском холодной воды САОЗ в петлю с однофазной жидкостью при полной или частичной стагнации потока. Эти условия допускают температурную стратификацию холодной воды от САОЗ и горячей воды в петле и последующее формирование «холодного языка» в ОУР.

В случае необходимости получения консервативных результатов консерватизм обеспечивается на уровне теплогидравлического расчета с использованием системного кода для подготовки входных данных (выбор консервативных значений давления, температуры, расходов и т.д.), а также консервативностью, заложенной непосредственно в инженерном коде.

Все эти методики кроме собственных экспериментальных данных в той или иной мере используют уравнения материального и теплового баланса, известные из гидромеханики зависимости для определения геометрических параметров течения в канале с круглым поперечным сечением, а также зависимости для определения параметров струйного течения [10].

Код REMIX/NEWMIX изначально разработан в университете Purdue (США), начиная с модели локального смешивания [11], а потом работа продолжена в университете California.

Код состоит из двух модулей: REMIX и NEWMIX. Изначально был разработан модуль REMIX, используемый для режимов с малым расходом холодной воды от САОЗ, характеризуемым малым числом Фруда. Позже был разработан модуль NEWMIX - для режимов с большим расходом от САОЗ. Вычислительные процедуры модулей схожи за исключением небольших различий в эмпирических зависимостях.

Основной частью программ REMIX/NEWMIX является модель локального смешивания (Regional Mixing Model). В первом шаге проводится расчет средней температуры в общем объеме и тепловой поток на внутренних поверхностях петли и КР. Температура в стенках рассчитывается с помощью уравнения теплопроводности.

После этого следует локальный расчет течения, перемешивания и термической стратификации в подводящих трубопроводах ГЦК (при этом используется число Фруда). Начало стратификации теплоносителя после впрыска воды насосами САОЗ можно оценить по значению числа Фруда. По значению числа Фруда определяется, какую из программ необходимо использовать. При значении более 10 используется программа NEWMIX, во всех остальных случаях - REMIX. Последний шаг расчета - определение ширины «холодного языка» и расчет его распада.

Подготовка экспериментальных зависимостей, обширная верификация и валидация кода REMIX/NEWMIX выполнялись с использованием данных из экспериментальных установок CREARE (масштаб 1:2 и 1:5), Purdue (масштаб 1:2), HDR (масштаб 1:1), UPTF (масштаб 1:1), IVO (масштаб 2:5) [2, 11 - 16]. Исследования показали, что расчетные результаты консервативнее экспериментальных данных, при этом совпадение оценено как удовлетворительное.

Методика okbGPrmix с модулем ОКВМIX разработана в ОКБ «ГИДРОПРЕСС» на основании собственных данных, полученных на различных экспериментальных установках, а также непосредственно на РУ с ВВЭР-440 (энергоблок № 4 Кольской АЭС) во время «горячей обкатки» при срабатывании различного оборудования САОЗ [7, 10]. В методике используются критериальные зависимости по определению температуры в зонах перемешивания, полученные в результате обработки всей совокупности собственных экспериментальных данных. При этом зависимости носят консервативный характер.

В [7] отмечено, что методика okbGPrmix обладает универсальностью и может быть использована для анализа перемешивания как в ОУР, так и в ГЦТ.

Региональная модель перемешивания используется также для немецких кодов GRS-MIX и KWU-MIX, разработанных в компаниях GRS и AREVA NP соответственно. Коды основаны на корреляциях и уравнениях, полученных на экспериментальной установке UPTF-TRAM (полномасштабный стенд PWR Siemens), и позволяют получить результаты с высокой точностью для АЭС с подобными геометрическими характеристиками [7, 17]. В частности, GRS-MIX применялся в целях подготовки граничных условий для анализа термоудара на корпус реакторов энергоблоков немецкой АЭС Neckar [17], KWU-MIX - швейцарских АЭС Gösgen и Beznau [18, 19].

Сравнительный анализ некоторых методик с использованием геометрии установки UPTF-TRAM был выполнен в рамках международного исследования RPV PTS ICAS [5, 6]. Итоговый отчет [6] содержит сравнение результатов расчета, полученных с использованием различных кодов перемешивания, а также одномерного (с разбивкой ОУР) и CFD-кодов. Результаты сравнения на примере температуры в центре «холодного языка» представлены на рис. 8.

Из рис. 8 видно, что результаты, полученные с использованием различных методик, имеют большой разброс, что вызвано различиями в аналитических подходах, применяемых для расчетов.

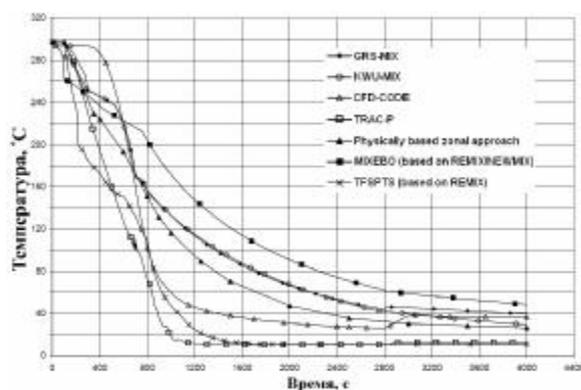


Рис. 8. Температура в центре «холодного языка» на уровне 2 м ниже оси петель ГЦТ [6]

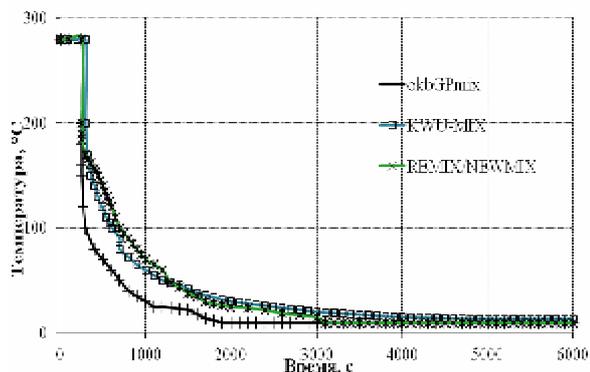


Рис. 9. Температура по оси струи заливаемой воды в опускном канале под входными патрубками реактора [10]

Хорошее согласование результатов для кодов GRS-MIX и KWU-MIX объясняется использованием экспериментальных данных установки UPTF-TRAM при разработке упомянутых кодов. Эти экспериментальные данные не были доступны для других участников исследования при моделировании, поэтому полученные при помощи кодов GRS-MIX и KWU-MIX данные могут рассматриваться как эталонные для сравнения других результатов [5]. Остальные результаты, за исключением кода MIXEBO, носят консервативный характер, поэтому могут быть применены для анализа термоудара.

Анализ отличия различных методик также выполнялся специалистами ОКБ «ГИДРОПРЕСС» [10] для аварии с течью Ду 36 из отводящего трубопровода ГЦК РУ с ВВЭР-1000 (проект В-320). Для сравнения, в отличие от исследования RPV PTS ICAS, выбраны методики, в которых для определения температуры среды в зонах перемешивания используются собственные экспериментальные зависимости (REMIX/NEWMIX, KWU-MIX и okbGpmix). В качестве граничных условий использованы данные, полученные при помощи системных кодов. Для KWU-MIX и okbGpmix - результаты расчетов программным комплексом ТРАП, а для KWUMIX - кодом RELAP.

Сравнение результатов позволило сделать вывод о том, что для рассмотренной аварии наиболее консервативные результаты получены с использованием методики okbGpmix (рис. 9), в отличие от методик REMIX/NEWMIX и KWU-MIX, для которых получены схожие результаты. Консерватизм определялся по наибольшей разности между температурой фона и самым холодным местом в зонах перемешивания. Окончательный вывод в части влияния данной аварии на прочность элементов конструкции можно сделать только после выполнения прочностных расчетов.

### Коды вычислительной гидродинамики

Коды вычислительной гидродинамики (CFD-codes) предназначены для анализа сложных динамических процессов в ЯППУ. Возможности кодов позволяют обеспечить точное моделирование теплогидравлических процессов в двух- и трехмерных приближениях путем решения осредненных по Рейнольдсу уравнений Навье-Стокса. Такие процессы не могут быть исследованы с использованием традиционных одномерных системных кодов.

Применительно к анализам процессов в ЯППУ используются следующие программные комплексы и коды: ANSYS (CFX, FLUENT, FLOTRAN), CD-adapco (Star-CD, StarCCM+), Trio\_U, Saturne и другие. Касательно применения CFD-кодов для целей анализа безопасности АЭС Украины информация отсутствует.

Благодаря своим возможностям CFD-коды широко применяются для получения обширной информации по двух- и трехмерным полям различных характеристик динамических процессов в отдельных элементах оборудования АЭС, таких как парогенератор (ПГ), тепловыделяющая сборка и т.д. Коды также используются для корректного моделирования нейтронно-физических процессов в активной зоне при асимметричном захолаживании, например, при авариях с разрывом паропровода одного ПГ.

Однако применение CFD-кодов требует существенных компьютерных ресурсов, что является основной причиной их локального применения: моделирования отдельных элементов с применением одномерных системных кодов для подготовки граничных условий.

Наглядным примером необходимости довольно больших технических и временных ресурсов являются результаты валидации кода CATHARE-3D на основании данных по экспериментальной установке UPTF-TRAM, в рамках которой выполнен расчет переходного процесса, вызванного течью теплоносителя, а полученные результаты были сопоставлены с аналогичными для CFD-кодов [20]. Результаты расчетного анализа показали, что 800 с аварийного процесса код CATHARE-3D с трехмерным реактором просчитал за 20 минут реального времени, код CFX – за 1 неделю. Коду Trio\_U понадобился месяц для расчета всего 500 с аварийного процесса. При этом для расчета задействовалось различное количество процессоров: 1, 8 и 32 соответственно. Следует также отметить, что для полномасштабной модели энергоблока понадобится ресурс в десятки раз больше.

### **Коды, позволяющие моделировать отдельные компоненты РУ трехмерными**

На протяжении последних лет ведутся работы по повышению возможностей известных одномерных кодов за счет разработки трехмерных теплогидравлических компонент и их интеграции в существующие коды, а также трехмерного моделирования отдельных элементов РУ. В основном 3D-моделирование коснулось наиболее важного компонента ЯППУ – реактора.

Наиболее известными кодами в данной области являются TRACE (U. S. NRC), RELAP5-3D (США, INL), CATHARE-3D (Франция, CEA, EDF, AREVA и IRSN) и т.д.

Данные коды разработаны на основе системных кодов, для которых имеется большой опыт использования. К примеру, коды TRACE, RELAP5-3D и CATHARE-3D разработаны на основе одномерных расчетных кодов TRAC, RELAP5 и CATHARE соответственно.

Одной из основных областей применения кодов является исследование пространственных процессов в реакторе при асимметричном захолаживании активной зоны, что в паре с нейтронно-физическими кодами позволяет отследить повторную критичность реактора и другие важные аспекты. На данный момент в Украине есть опыт использования только двух кодов: RELAP5-3D и TRACE; код CATHARE-3D не использовался, хотя успешно применяется во Франции [20, 21].

Код RELAP5-3D применялся наряду с интегральными кодами в рамках проектов углубленного анализа безопасности энергоблоков № 1 Ровенской АЭС и № 5 Запорожской АЭС [22]. Выполненный в работе сравнительный расчетный анализ аварийного режима «Разрыв паропровода на МКУ» показал, что модели для кода RELAP5-3D предсказывают более ранний выход реактора на повторную критичность и большую мощность реактора по сравнению с результатами, полученными с использованием кода RELAP5/Mod3.2. Таким образом, подтверждена целесообразность дальнейшего проведения трехмерных расчетных исследований тех исходных событий, которые сопровож-

даются существенной несимметричностью охлаждения активной зоны реактора. Также известны работы с использованием кода для расчетного обоснования СХР КР ВВЭР-1000 [23] и разработки симптом-ориентированных аварийных инструкций [24]. Однако в Украине широкого применения код не получил, предпочтение отдано более перспективному коду TRACE.

Код TRACE (TRAC/RELAP Advanced Computational Engine) является развитием кода TRAC и был выбран для дальнейшего развития среди двух основных расчетных теплогидравлических кодов RELAP5 и TRAC, финансируемых Комитетом ядерного регулирования США (U. S. NRC). Таким образом, в целях экономии средств и времени Соединенные Штаты перешли на развитие лучшего из кодов, предназначенного для обоснования безопасности всех основных типов реакторов: водо-водяных, кипящих, тяжеловодных и реакторов на быстрых нейтронах.

Теплогидравлические модели АЭС с ВВЭР и PWR для кода TRACE содержат следующие элементы: PIPE (трубопровод), PRIZER (компенсатор давления), PUMP (насос), SEPARATOR (сепаратор), TEE (тройник), TURB (турбина), HEATR (подогреватель питательной воды), CONTAN (гермообъем), VALVE (задвижка, обратный клапан и т.д.), VESSEL (трехмерная модель реактора), FILL (подвод), BREAK (отбор) и другие.

Большинство приведенных выше элементов были использованы во время разработки теплогидравлических моделей энергоблоков АЭС Украины с ВВЭР-1000/В-320, начатой в 2011 году специалистами ГНТЦ ЯРБ в рамках сотрудничества с U.S. NRC [25]. Такие элементы как TURB, HEATR и CONTAN, не применялись.

Объем реактора моделировался одним трехмерным элементом типа VESSEL, представляющим собой пространство внутри реактора с активной зоной, верхней и нижней камерами смещения и опускным участком. Элемент VESSEL представляет собой цилиндр, разделенный на 1344 расчетных гидравлических элемента (объема) в трех направлениях: аксиальном на 21 слой, в радиальном на 3 кольца и азимутальном на 8 секторов.

В радиальном направлении разбивка элемента VESSEL обусловлена величинами площадей поперечных сечений определенных элементов реактора. Радиусы колец выбираются таким образом, чтобы их площадь равнялась площади поперечных сечений следующих частей реактора: площадь первого кольца равна площади поперечного сечения активной зоны, второго - площади поперечного сечения пространства между активной зоной и внутренней поверхностью шахты, третьего - площади поперечного сечения части реактора между внутренней поверхностью шахты и внутренней поверхностью корпуса реактора.

Каждый из объемов разбивки элемента VESSEL соответствует реальному объему реактора, который ограничен поверхностями расчетного объема модели TRACE. Для каждого расчетного объема задается свободный объем теплоносителя. Также для каждого гидравлического объема задаются 3 проходных сечения: в аксиальном, радиальном и азимутальном направлениях. Проходные сечения рассчитываются для поверхностей, ограничивающих объем.

Тепловые структуры (ТС) активной зоны моделируются элементом типа Fuel Rod и имеют цилиндрическую геометрию, повторяя геометрию твэлов. Всего в активной зоне создано 8 тепловых структур (для каждого сектора), разбитых по высоте на 10 слоев одинаковой высоты. ТС корпуса и внутрикорпусных устройств не отличаются от моделируемых для кода RELAP.

Модель КД реализована ГЭ типа PRIZER, который имеет внутреннюю опцию работы трубчатых электронагревателей (ТЭН) и впрыска. Пользователь задает мощность ТЭН и уставку по давлению. В рамках этой уставки производится либо равномерный

нагрев по всему объему теплоносителя в КД, либо отбор тепла, искусственно имитируя впрыск в КД. Недостатком является то, что можно задать мощность только одной группы ТЭН КД, остальные группы необходимо моделировать аналогично коду RELAP с использованием ТС.

Для моделирования верхней части второго контура ПГ над трубным пучком на участке раздела фаз использовалась модель сепаратора (ГЭ типа SEPARATOR), позволяющая корректно моделировать сепарацию и получить на выходе из ПГ требуемую влажность пара.

Применение ГЭ типа TEE позволило уменьшить количество элементов модели и более точно смоделировать присоединения трубопроводов. Использование кода TRACE упрощено за счет использования pre- и post-процессора SNAP. Следует также отметить улучшенную диагностику ошибок по сравнению с кодом RELAP5/mod3.2.

Учитывая вышеописанные и другие преимущества кода TRACE, работы по его применению в Украине продолжаются, а код обладает высоким потенциалом по отношению к другим кодам, что подтверждается все более широким использованием кода в мире. В частности, код TRACE используется в рамках международной программы по оценке кодов (CAMP – Code Assessment and Maintenance Program), в которую входит и Украина.

### **Выводы**

Выполненный в данной работе анализ различных методик моделирования локальных теплогидравлических явлений позволил сделать следующие выводы.

1. Имеется ряд задач, для решения которых недостаточно применения интегральных кодов с усредненными по гидравлическим элементам параметрами.

2. Одним из наиболее очевидных методов получения уточненных данных является увеличение степени детализации моделей для интегральных кодов, по которым имеется большой опыт применения. Метод параллельных каналов успешно используется в рамках оценки технического состояния корпусов реакторов, горизонтальная разбивка ГЦТ позволила отследить стратификацию в трубопроводах, которые заливаются холодной водой САОЗ.

3. Инженерные коды позволяют корректно моделировать перемешивание потоков с различной температурой в подводящем трубопроводе ГЦК и ОУР. При этом обычно используется консервативный подход при подготовке граничных условий.

4. При выполнении расчетных оценок следует принимать меры для исключения излишнего консерватизма, например, путем применения кодов, содержащих специальные компоненты. Такие коды позволяют получать данные о протекании локальных процессов в элементах РУ со сложной геометрией, а также о состоянии активной зоны при асимметричном захолаживании. Это касается полномасштабных моделей ЯППУ. На данный момент наиболее перспективным представителем таких кодов является TRACE.

5. Для получения уточненных данных в отдельных элементах РУ, имеющих сложную геометрию, рекомендуется применение CFD-кодов. В этом случае граничные условия подготавливаются с использованием полномасштабных моделей для интегральных кодов либо кодов, содержащих специальные компоненты. Для анализа следует выбирать CFD-код, требующий минимального количества ресурсов, например, код CFX. Следует также отметить, что использование CFD-кодов позволяет использовать реалистичный подход к выполнению анализа.

Результаты анализа, представленного в статье, могут быть использованы для выбора наиболее подходящего метода для решения определенных задач, связанных с моделированием теплогидравлических процессов в элементах ЯППУ.

## АНАЛІЗ МЕТОДІВ МОДЕЛЮВАННЯ ЛОКАЛЬНИХ ТЕПЛОГІДРАВЛІЧНИХ ПРОЦЕСІВ В ЕЛЕМЕНТАХ ЯПВУ

О.С. Мазурок, Ю.П. Алексєєв

Виконано огляд (аналіз) світового досвіду моделювання локальних теплогідрравлічних процесів з використанням різних методик. Результати роботи дозволяють отримати загальну картину вирішення таких завдань, як за кордоном, так і в Україні, що дозволить визначитися з найбільш перспективними напрямками в даній сфері.

## ANALYSIS of the LOCAL THERMAL-HYDRAULIC PROCESSES MODELLING in NSSS ELEMENTS

A. Mazurok, J. Alekseev

The world experience in regard to the local thermal-hydraulic processes modelling with different methods application have been analyzed. The work results enable to obtain the general pattern of such problems solving as abroad, as in Ukraine. This makes the most perspective directions selection in this field simpler.

### Список использованных источников

1. Алексєєв Ю.П. Модель опускного участка реактора ВВЭР-1000 / Ю.П. Алексєєв, А.И. Бережной, А.С. Мазурок, А.В. Корницкий // Ядерная и радиационная безопасность. - 2011. - № 3 (51). - С. 44 - 46.
2. Thermal-hydraulic evaluation of pressurized thermal shock (NUREG/CR-1809) / U.S. Nuclear Regulatory Commission. - Washington, 2005. - 333 p.
3. Воробьев Ю.Ю. Теплогидравлическая модель реактора ВВЭР-1000 для получения граничных условий для оценки сопротивления хрупкому разрушению с использованием компьютерного кода RELAP5/MOD3.2 / Ю.Ю. Воробьев, О.Р. Кочарьянц // Ядерная и радиационная безопасность. - 2011. - № 2 (50). - С. 13 - 19.
4. RELAP5 system T/H Analysis of SBLOCA for PTS Evaluation of VVER-440/213 with 1-D and 2-D Nodalization of Reactor Downcomer / Nuclear research Institute (NRI) Rez. - Rijen, 1999. - 55 p.
5. Sievers J. Modelling of thermal-hydraulic loads and mechanical stresses on reactor pressure vessels / J. Sievers, H.-G. Sonnenburg // Proceedings of Forum for nuclear safety «EUROSAFE 1999». — Paris, 1999. - 23 p.
6. Final report on the international comparative assessment study of pressurized thermal-shock in reactor pressure vessels (RPV PTS ICAS) / Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH. - Köln, 1999. - 139 p.
7. Pressurized thermal shock in nuclear power plants: good practices for assessment deterministic evaluation for the integrity of reactor pressure vessel (IAEA-TECDOC-1627) / International Atomic Energy Agency. - Vienna, 2010. - 229 p.
8. Незакриття головного предохранительного клапана ИПУ КД УР21S01 во время плановой проверки работоспособности реальным повышением давления в первом контуре перед пуском энергоблока № 3 после ППР из-за подклинивания в седле золотника импульсного клапана УР21S04 после его открытия: отчет о расследовании нарушения в работе РАЭС / ОП Ровенская АЭС. - Кузнецовск, 2009. - 205 с.
9. Алексєєв Ю.П. Практика использования расчетных моделей для системных теплогидравлических кодов в регулирующей деятельности в Украине / Ю.П. Алексєєв, А.И. Бережной, В.П. Мукоид, А.С. Мазурок, Лищук Р.А. // IX-я Межд. науч.-практ. конф. по проблемам атомной энергетики «Безопасность, эффективность, ресурс ЯЭУ» [Электронный ресурс]. - Электрон. текстовые, граф. данные. - Режим доступа: <http://icnpe.com.ua/2011/11/prezentacii-mnpk-pae---2011/>.

10. Курносков М.М. Теплогидравлические параметры зон перемешивания теплоносителя и воды САОЗ в РУ с ВВЭР при авариях с течью (сравнение известных методик и результатов расчетов по ним) / М.М. Курносков, В.М. Лапатин, Н.А. Стребнев // Матер. 4-й науч.-техн. конф. «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». – Подольск, 2005. – 23 с.
11. Guidelines on pressurized thermal shock analysis for WWER Nuclear Power Plants (IAEA-EBP-WWER-08) / IAEA. – Vienna, 2006. – 73 p.
12. Iyer K. Flooding-limited thermal mixing: the case of high froude number injection / K. Iyer, T.G. Theofanous // Nucl. Science and Engineering. - 1991. – № 108:2. - P. 198 – 207.
13. Thermal and fluid mixing in 1/2-scale test facility: data report (NUREG/CR 3426) / U.S. Nuclear Regulatory Commission. - Washington, 1985. – 210 p.
14. Universal treatment of plumes and stresses for pressurized thermal shock evaluations (NUREG/CR-5854) / U.S. Nuclear Regulatory Commission. - Washington, 1992. – 37 p.
15. A unified interpretation of one fifth to full scale thermal mixing experiments related to pressurized thermal shock (NUREG/CR-5677) / U.S. Nuclear Regulatory Commission. - Washington, 1991. – 681 p.
16. Nourbakhsh H.P. A criterion for predicting thermal stratification due to high-pressure injection in a circulating reactor loop / H.P. Nourbakhsh, T.G. Theofanous // Nucl. Science and Engineering. — 1986. — № 94:1. – P. 77 – 79.
17. Zecha H. Aspects of brittle failure assessment for RPV / H. Zecha, T. Hermann, W. Hienstorfer, X. Schuler // Proceedings of 35-th MPA-Seminar. – Stuttgart, 2009. – P. 9.1 – 9.37.
18. Sicherheitstechnische Stellungnahme zum Langzeitbetrieb des Kernkraftwerks Beznau Block 1 und Block 2. ENSI 14/1400. - Brugg, 2010. – 55 p.
19. Sicherheitstechnische Stellungnahme zur Periodischen Sicherheitsüberprüfung 2008 des Kernkraftwerks Gösgen. ENSI 17/1350. - Brugg, 2012. – 517 p.
20. Glantz T. Validation of CATHARE 3D code against UPTF TRAM C3 transients / T. Glantz, R. Freitas // Journal of Power and Energy Systems. - 2008. – Vol. 2. – No. 1. – p. 397 – 408.
21. Glantz T. Improvement of the CATHARE 3D code prediction on PIERO transient / T. Glantz, R. Freitas // Proceedings of 16th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE16). – Orlando, 2008. – P. 669 - 677.
22. Шкарупа А.М. Применение кода RELAP5-3D в поддержку анализа безопасности энергоблоков АЭС Украины / А.М. Шкарупа, И.Н. Каденко // Ядерна фізика та енергетика. - 2006. – № 2 (18). – С. 75 - 81.
23. Применение кода RELAP5-3D для расчетного обоснования сопротивления хрупкому разрушению корпусов реакторов ВВЭР-1000 энергоблоков АЭС Украины: Технический отчет / МЦЯБ КНУ. – К., 2010. – 122 с.
24. Запорожская АЭС. Аналитическое обоснование СОАИ. Выполнение и документирование трехмерных расчетных анализов в поддержку обоснования ядерной безопасности процедуры АД-3.1. Технический отчет 047-МЦЯБ.05.06.ЛИЯБ.ЗП.ОТ.21 «Написание текстовой части отчета по разработке модифицированной 4-петлевой RELAP5-3D входной модели энергоблока № 5 Запорожской АЭС» / МЦЯБ КНУ. – К., 2008. – 124 с.
25. Сравнительные анализы отдельных переходных процессов с применением трехмерного расчетного компьютерного кода TRACE. Разработка расчетной модели ЯППУ энергоблока Южноукраинской АЭС для компьютерного кода TRACE (этап № 2, промежуточный). – К.: ГНТЦ ЯРБ, 2011. – 132 с.

Надійшла до редакції 29.01.2012 р.  
Після доопрацювання 08.02.2013 р.