

Теплогидравлическая модель реактора ВВЭР-1000 для получения граничных условий при оценке сопротивления хрупкому разрушению с использованием компьютерного кода RELAP5/MOD3.2

Описаны изменения модели реактора ВВЭР-1000 для компьютерного кода RELAP5/MOD3.2, которые позволяют более подробно моделировать опускной участок с помощью азимутального разделения на 20 вертикальных каналов с соединением поперечными связями.

Ключевые слова: корпус реактора, расчетная модель, термошок, термоудар, перемешивание в опускном участке, стратификация потоков, валидация.

Ю. Ю. Воробьев, О. Р. Кочарьянц

Теплогидравлічна модель реактора ВВЕР-1000 для отримання граничних умов при оцінці опору крихкому руйнуванню з використанням комп'ютерного коду RELAP5/MOD3.2

Описано зміни моделі реактора ВВЕР-1000 для комп'ютерного коду RELAP5/MOD3.2, які дають змогу детальніше моделювати опускну ділянку за допомогою азимутного розділення на 20 вертикальних каналів із з'єднанням поперечними зв'язками.

Ключові слова: корпус реактора, рпозрахункова модель, термошок, термоудар, перемішування в опускній ділянці, стратифікація потоків, валидація.

© Ю. Ю. Воробьев, О. Р. Кочарьянц, 2011

В последнее время особое внимание уделяется теплогидравлическим аспектам взаимодействия материала корпуса реактора со смесью теплоносителя и борного раствора, который подается в первый контур насосами системы аварийного охлаждения зоны (САОЗ).

Важность достоверного определения термодинамических параметров теплоносителя и феноменологии теплогидравлических процессов в опускной камере реактора определяется тем, что термические и гидравлические нагрузки, которые возникают при попадании холодной воды на металл конструкций, могут быть опасными с точки зрения как циклической прочности, так и хрупкого разрушения. Таким образом, качество, физичность и объем результатов теплогидравлических расчетов становятся важными факторами, поскольку эти результаты должны использоваться в дальнейшем в качестве граничных условий при проведении анализов напряженно-деформированного состояния и хрупкой прочности корпусов реакторов типа ВВЭР.

Интегральные компьютерные модели реакторных установок (РУ) для расчетных теплогидравлических кодов (например, RELAP5/MOD3.2) позволяют получить только среднесмешанные значения параметров по определенному расчетному объему, в то время как интерес представляет именно информация по локальным значениям параметров теплоносителя, борного раствора и их смеси. Методы получения локальных характеристик в данный момент активно развиваются в нескольких направлениях.

Первое направление — это использование методов вычислительной гидродинамики (Computational Fluid Dynamics, CFD). Расчетные коды, использующие методы вычислительной гидродинамики, обладают самым мелким масштабом моделирования гидродинамических процессов, гибкими моделями учета вязкости и границ каналов. Однако их применение ограничивается высокими затратами расчетного времени и значительными упрощениями при постановке граничных условий расчета. Различные модели турбулентности для CFD кодов проходят тестирование на результатах экспериментов с использованием масштабных стендов как в России, так и за рубежом [1].

Второе направление — это использование крупносеточных расчетных кодов, которые упрощенно моделируют перемешивание в опускном участке реактора. В этом случае выделенные объемы по размерам сравнимы с поперечными размерами канала течения. Учет переноса массы и энергии в этом случае осуществляется через средние величины в расчетных объемах и характеристики переноса на связях (гранях) между ними. Метод упрощенного трехмерного моделирования каналов течения применяется как в специальных расчетных кодах оценки перемешивания, так и в виде введения трехмерных компонент в уже существующие одномерные расчетные коды (например, RELAP-3D [2]). Данный метод является одним из оптимальных с точки зрения полученного результата. Однако для специальных кодов необходима подготовка граничных условий с использованием модели РУ.

Третье направление — использование корреляционных зависимостей для температуры жидкости, основанных на экспериментах с применением масштабных стендов. Данные зависимости служат приближением поведения затопленных струй в условиях, применимых к конфигурации соединения циркуляционных петель с опускным участком реактора [3]. Так как данный метод относится к аналитическим, то автоматизация его связи с существующими

расчетными кодами является дополнительной задачей и не учитывает все многообразие тепловых и гидравлических явлений. Данный метод применяется в основном для оценки параметров опускного участка. Некоторые корреляции могут использоваться в виде дополнительных опций в одномерных расчетных кодах, например по расслоению теплоносителя в холодной нитке в коде ATHLET [4].

Метод учета локальных параметров соответствует применению второго направления. В этом случае используется одномерный расчетный код с разбиением опускного участка на систему параллельных каналов с учетом перетечек между ними. Актуальность применения связана с его адаптацией к конкретной конфигурации самого массового в Украине вида реакторов ВВЭР-1000 и дальнейшим применением для оценки условий по хрупкому разрушению металла корпуса.

Общая методология разработки модели для исследования влияния термошока. Исходной моделью является четырехпетлевая модель РУ, разработанная для энергоблока № 5 Запорожской атомной электростанции (ЗАЭС) в рамках проекта углубленного анализа безопасности. Развитие модели представлено в [5], [6], [7]. Модель ориентирована на реалистичные расчеты поведения РУ и использовалась для обоснования модернизаций энергоблоков ВВЭР-1000 и аналитического обоснования симптомно-ориентированных аварийных инструкций (СОАИ). Изначальное полное разбиение реактора и активной зоны на четыре сектора в соответствии с конфигурацией петель РУ позволяет использовать данную модель для дальнейшего подробного моделирования опускного участка. В ней не закладываются внутренние консерватизмы, поэтому такое моделирование можно считать реалистичным с точки зрения локального захлаживания опускного участка. При необходимости моделирование может быть переведено в консервативную плоскость изменением граничных условий расчета.

Опускной участок разбит путем азимутального разделения на 20 вертикальных каналов (по пять на каждый из четырех секторов) с соединением поперечными связями (рис. 1). Данная технология называется методом параллельных каналов и используется в международной практике, например для оценки риска разрушения корпуса реактора [8]. Использование данной технологии не заменяет трехмерного моделирования опускного участка, так как расчетный код упрощенно рассчитывает характеристики связей и объемов в поперечных направлениях. Более того, в таком случае отсутствует радиальное разделение опускного участка.

При моделировании большое внимание уделено настройке модели реактора после проведенного разбиения, постановке тестовых задач со сравнительным анализом согласно международной практике, анализу поведения жидкости в опускном участке.

Модель реактора. Компоновка модели реактора позволяет имитировать независимое движение теплоносителя в пределах одной петли. Область выходных патрубков разделена на 8 равных частей, имитирующих кольцевые зазоры между шахтой и корпусом реактора. Это позволяет правильно разделять потоки при частичной работе главных циркуляционных насосов (ГЦН).

Возмущение, вносимое патрубками САОЗ в опускном участке, оказывает поворачивающее воздействие на поток теплоносителя вниз по опускному участку и вызывает смешивание теплоносителя с соседним сектором против

часовой стрелки. Далее такая модель реактора по тексту будет называться асимметричной. Пользователь может отключить дополнительное сопротивление патрубков САОЗ и получить так называемую симметричную модель, где теплоноситель петли почти несмешанным входит в соответствующий сектор активной зоны. По умолчанию модель оставлена асимметричной.

Активная зона разделена на четыре сектора и сохраняет симметрию подключенных петель. Радиальное разделение не предусмотрено. В каждом секторе выделено по три канала — средний тепловыделяющий элемент (ТВЭЛ), средний ТВЭЛ в горячей тепловыделяющей сборке (ТВС) и горячий ТВЭЛ в горячей ТВС. Байпасы упрощенно представлены общими для всех секторов.

Выбор нодализации опускного участка является компромиссом между усложнением модели и требуемой подробностью моделирования. В азимутальном направлении было обращено внимание, что разбиение на пять равных по азимутальному углу частей каждого сектора опускного участка не вносит большой ошибки при моделировании расположения патрубков как главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ), так и гидроемкостей (ГЕ) САОЗ (рис. 2). Таким образом, угол одного элемента получается равным $360/20 = 18^\circ$. В этом разбиении неточность присоединения патрубков САОЗ и ГЦТ составляет около $0,5^\circ$ для патрубка ГЦТ и 3° для патрубка ГЕ САОЗ. Данные отличия не критичны, а равное разбиение позволяет уйти от искусственных отличий между объемами в азимутальном направлении. При этом поперечный размер полученного объема на входе в реактор получается меньше, чем диаметр ГЦТ, что снижает перемешивание и является более благоприятным. Соединение патрубков ГЦТ производится в боковую грань объемов.

В вертикальном направлении опускной участок совместно с частью между эллиптическими днищами корпуса и шахты разбивается на 11 уровней (рис. 3). Нумерация уровней идет сверху вниз. Фактически разбиение соответствует исходной модели с более подробным разбиением против активной зоны и холодных ниток. Все элементы опускного участка типа «pipe» направлены вниз, имеют связи в поперечном направлении с отключенным расчетом передачи импульса (флаг $s = 3$). Использование данного флага на поперечных связях объясняется двумя причинами. Во-первых, при напорном движении и $s = 0$ обнаруживалась неустойчивость поведения расходов в опускном участке, которые носили колебательный характер. Во-вторых, настройка сопротивления опускного участка в целом в соответствии с экспериментальными данными оказалась невозможной при значении флага $s = 0$. При этом даже при коэффициенте гидравлического сопротивления (КГС), равном нулю на поперечных связях, общее сопротивление участка превышало необходимое значение. Данная проблема кода RELAP5 известна, и отключение расчета импульса на поперечных связях в опускном участке использовалось при оценке риска разрушения корпуса реактора в NUREG-1806 [8].

Оценка применения флага $s = 3$ указывает на то, что при напорном движении теряется некоторое профилирование распределения скорости в опускном участке, которое характерно для обтекания цилиндрической стенки, когда вертикальная скорость под патрубком ГЦТ уменьшается, а между патрубками — увеличивается [9], [10]. Однако при безнапорном движении и тем более при движении за счет гидростатических сил, обусловленных разностью

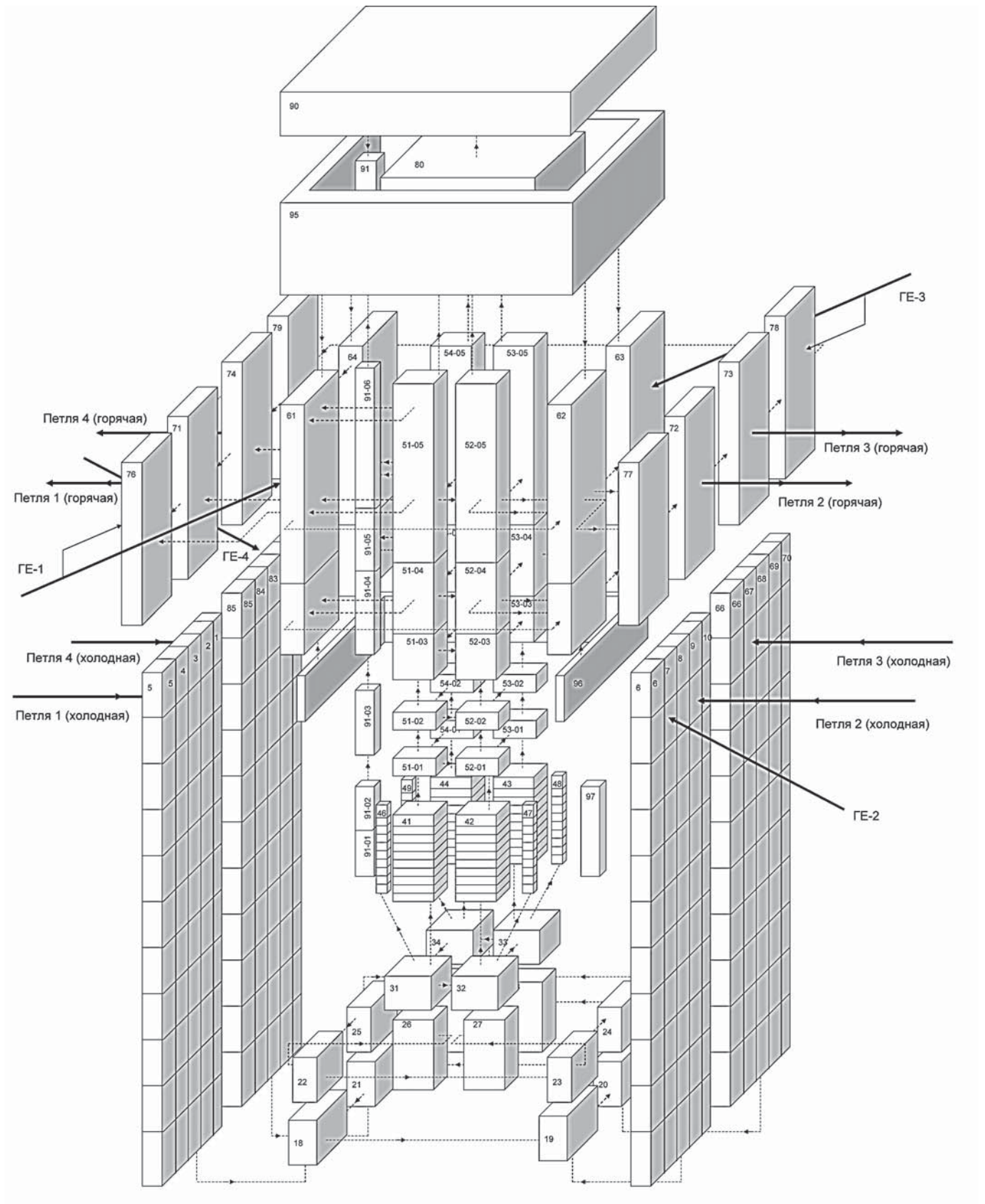


Рис. 1. Нодализационная схема реактора

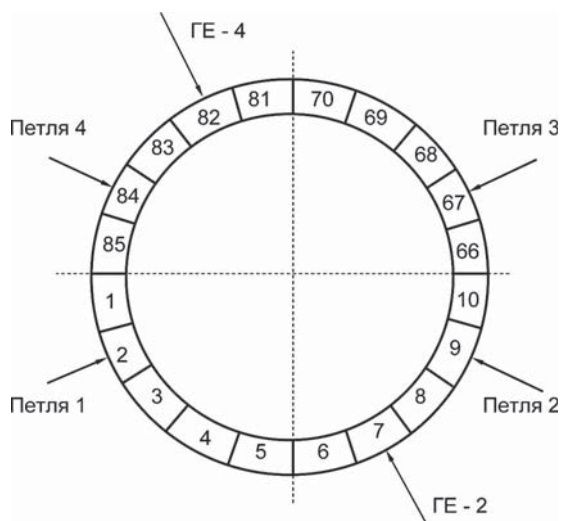


Рис. 2. Схема разбиения зазора между шахтой реактора и корпусом

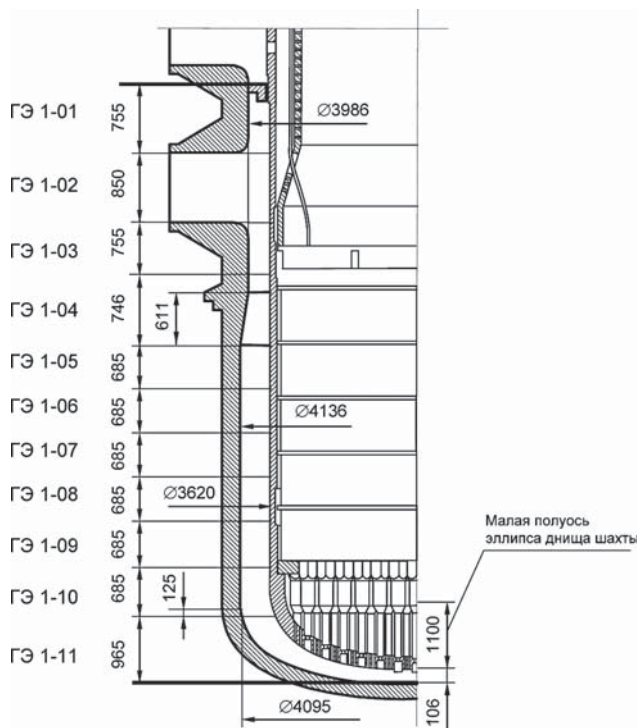


Рис. 3. Повысотное расположение элементов опускного участка

плотностей горячей и холодной жидкости, данная модель будет адекватно описывать перенос жидкости. В этом случае он диктуется не импульсом потока, а именно разностью давления в объемах.

Повысотное распределение позволяет определить центры расчетных объемов практически в местах расположения интересующих сварных швов (СШ) (рис. 4) [11]. Расстояние СШ № 5 от оси холодных ниток составляет 1,06 м, при этом центр расчетного объема 1-03 находится на расстоянии 0,8025 м. Расстояние СШ №4 от оси холодных ниток составляет 2,2 м, при этом центр расчетного объема 1-05 находится на расстоянии 2,2685 м. Расстояние

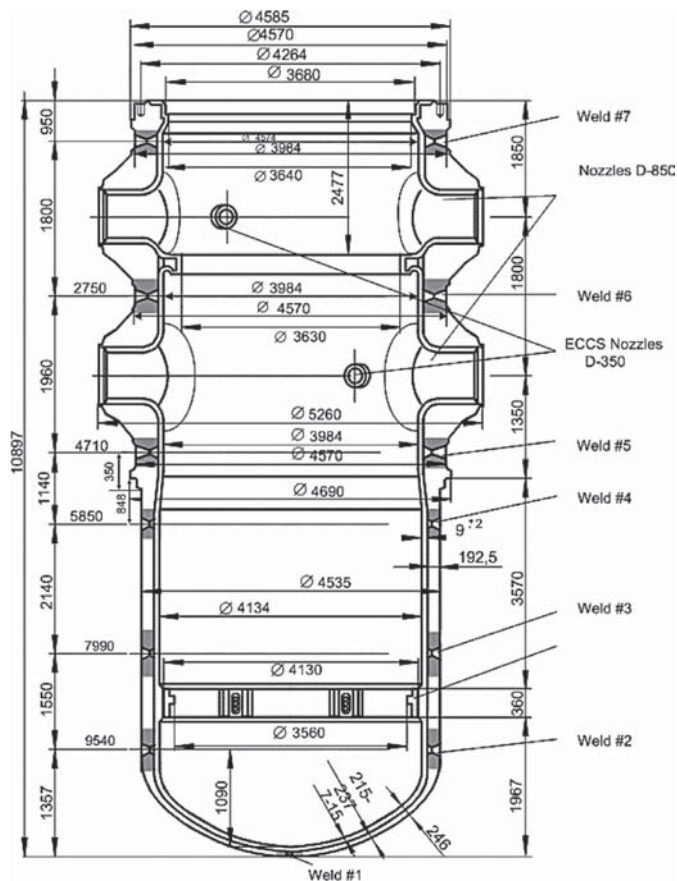


Рис. 4. Корпус реактора ВВЭР-1000

СШ № 3 от оси холодных ниток составляет 4,34 м, при этом центр расчетного объема 1-08 находится на расстоянии 4,3235 м. Близость высотных отметок центров объемов и сварных швов позволяет считать уровни данных расчетных объемов индикаторными для определения температур и коэффициентов теплопередачи.

Настройка модели реактора. Настройка гидравлических характеристик тракта реактора — процесс итерационный, который предполагает настройку гидравлических сопротивлений по тракту реактора и протечек, а также контроль подогревов и температур теплоносителя на номинальном уровне мощности.

Стратегия настройки — создание модели реактора, отвечающего проектным требованиям. Корректировки в соответствии с полученными экспериментальными данными могут быть внесены в модель на различных этапах адаптации модели. Представленные здесь данные могут не совпадать с данными для модели в целом, так как настройка реактора проходила практически при «идеальных» граничных условиях.

Основными данными для настройки будут данные по КГС внутриреакторного тракта из [12], [13] и [14], где более подробно представлено сопротивление участков ТВС. По этим данным найдено полное сопротивление участка (трение и местные потери), по которому откорректировано местное сопротивление на связях модели. Настройка производится в однофазной области, поэтому везде будут использованы только свойства жидкости (скорости, плотность).

Тестовый расчет проводился при граничных условиях из [12]. Мощность реактора установлена в 3000 МВт.

Температура холодной петли 289,7 °С, давление перед реактором 164,7 кгс/см² (абс.), давление над активной зоной 161,1 кгс/см² (абс.) или 160,1 кгс/см² (изб.). Расход в петле 21200 м³/ч, что при проектной плотности теплоносителя в холодных нитках 747 кг/м³ составляет 4399 кг/с. Результаты тестового расчета приведены в табл. 1.

Таблица 1. Настройка элементов реакторного тракта

Название части тракта реактора	Сопротивление модели, кгс/см ²	Сопротивление требуемое, кгс/см ²
Входные патрубки	0,280	0,30±0,015
Днище шахты до входа в активную зону	2,032	2,032±0,103
Опускной участок	0,025	0,022±0,001
КГС кассеты	1,398	1,398±0,070
Межтрубный объем и обечайка БЗТ	0,243	0,243±0,024
Выходные отверстия шахты	0,077	0,077±0,008
Выходные патрубки реактора	0,248	0,248±0,012
Реактор без патрубков	3,775	3,772±0,382

Проверка стабильности и феноменологии модели реактора. Модель реактора тестировалась при граничных условиях в следующих ситуациях и режимах:

распределение скоростей в опускном участке при номинальном режиме;

поведение модели реактора при расходе от ГЦН в одну петлю;
 межпетлевое перемешивание в номинальном режиме;
 имитация подачи воды САОЗ в одну петлю при останове естественной циркуляции;
 имитация подачи воды САОЗ в две смежные петли при останове естественной циркуляции;
 проверка устойчивости модели реактора при остановленной циркуляции;
 варьирование КГС поперечных связей в опускном канале.

Для примера расчетной проверки поведения модели реактора кратко приводятся результаты образования холодной струи теплоносителя в опускном участке при остановленной циркуляции и подаче от двух каналов САОЗ ВД в смежные петли. Для удобства визуального восприятия подача от САОЗ ВД производится в петли № 2 и № 3 с расходом 50 кг/с в каждую при остановленной циркуляции по остальным петлям. Температура воды САОЗ принята равной 30 °С. Расход в остальных холодных нитках принимается равным 0. Расчетный анализ подтверждает формирование затопленной общей холодной струи в опускном участке под петлями № 2 и № 3 с подачей от САОЗ ВД. Происходит объединение струй, что согласуется с опытными данными [15, Appendix C]. Объединение происходит достаточно симметрично, без нефизичных смещений в азимутальном направлении. Распределение скорости в струе составляет от 0,6—0,7 м/с в начальном сечении до 1,2 м/с на уровне низа опускного участка. Данный факт также согласуется с данными [15, Appendix C], где указывается, что скорости на оси языка порядка 1 м/с. В остальной части опускного участка наблюдается слабое восходящее движение теплоносителя. Результаты представлены на рис. 5 и 6.

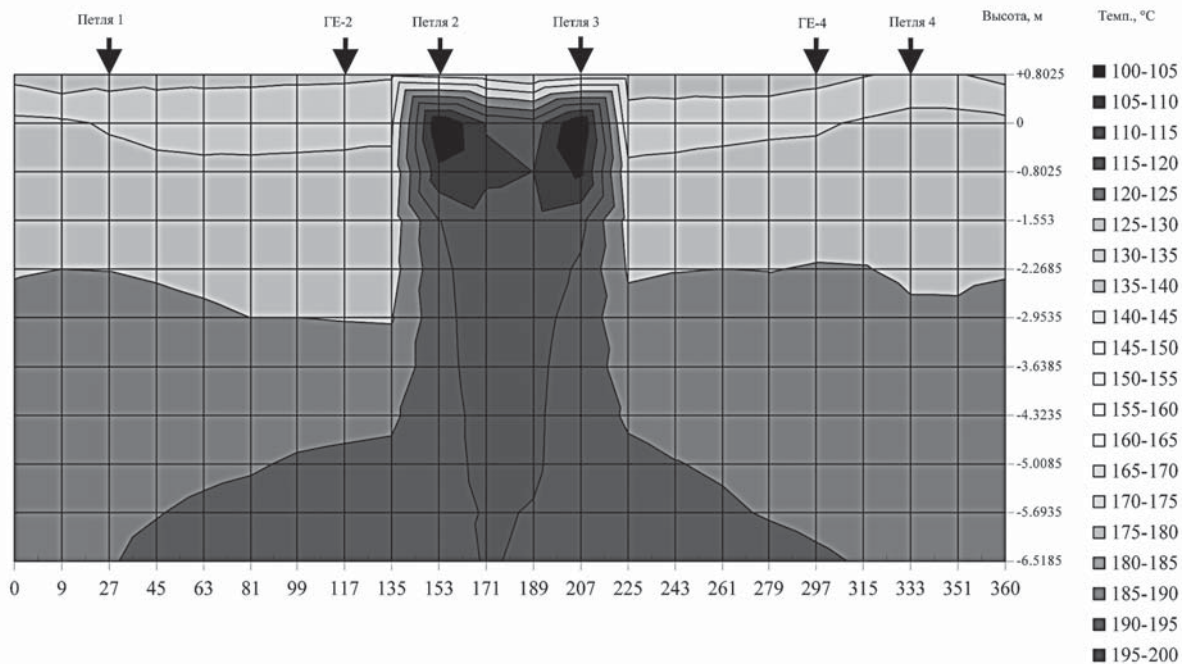


Рис. 5. Цветовая диаграмма распределения температур на 500 с в опускном участке при подаче от САОЗ ВД в петли №№ 2 и 3

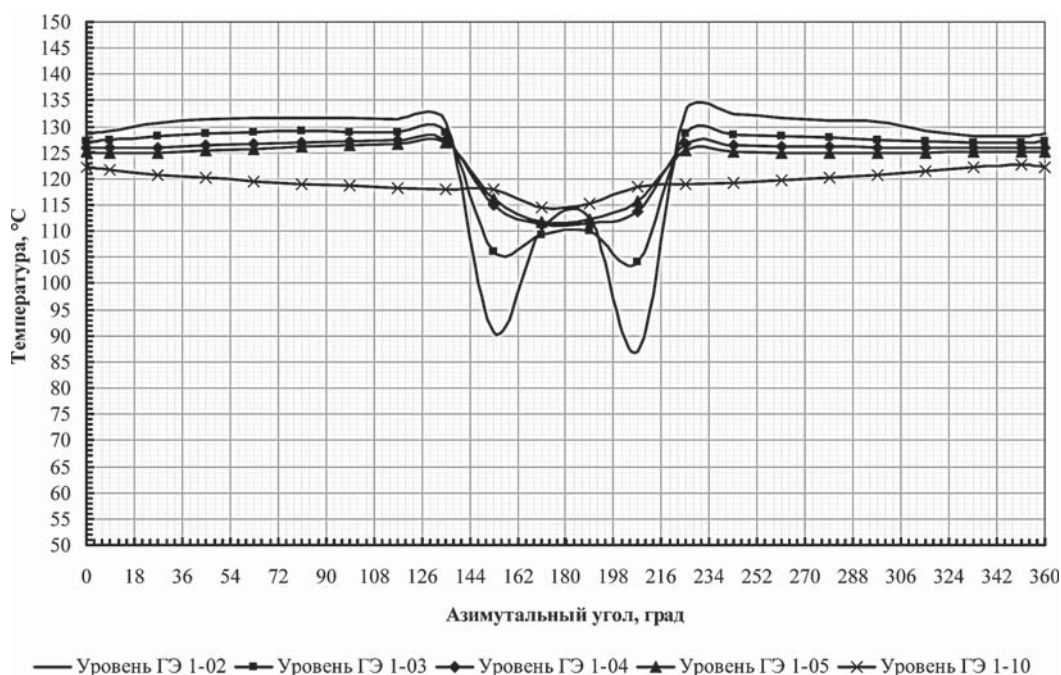


Рис. 6. Поуровневое распределение температур на 500 с в опускном участке при подаче от САОЗ ВД в петли № 2 и 3

Выводы

Разработанная модель опускного участка реактора ВВЭР-1000 (В-320) может быть использована для анализа исходных событий (ИС) с последующим получением граничных условий как для кодов с улучшенными возможностями расчета перемешивания, так и для прочностных кодов (температура жидкости, давление, коэффициенты теплообмена). Интеграция модели реактора в общую модель реакторной установки позволяет моделировать переходные и аварийные процессы одновременно с оценкой параметров опускного участка. Данное моделирование может быть использовано для оценки безопасности и приемлемости таких модернизаций РУ, как, например, САОЗ в части установки запорно-регулирующих клапанов на напоре насосов, алгоритмов управления течами из первого контура во второй.

Модель является удобным инструментом для оценки действий оператора в части управления РУ с точки зрения ограничения явления термоудара корпуса реактора в рамках симптомно-ориентированных аварийных инструкций при их аналитическом обосновании и при оценке риска разрушения корпуса реактора при продлении срока эксплуатации энергоблоков. Модель может быть использована для экспертных оценок и взаимозаменяема с исходной моделью РУ, что делает ее использование удобным.

Данная расчетная модель может применяться для формирования граничных условий (локальные температуры жидкости, коэффициенты теплообмена и давление в системе) при прочностном расчете корпуса реактора.

Список литературы

1. Результаты расчетных исследований перемешивания раствора соли при несимметричном впрыске на экспериментальной модели реактора ВВЭР-1000 с использованием программного

комплекса ANSYS CFX / М. А. Быков, А. М. Москалев, Д. А. Посьсаев, О. В. Кудрявцев, А. В. Шишов. — Подольск: ОАО ОКБ «Гидропресс», 2009. (МНТК-2009).

2. RELAP5-3D Code Manual. Volume I: Code Structure, System Models and Solution Methods. Revision 2.2 INEEL-EXT-98-00834. October 2003.

3. 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. Курнос, В. М. Лапатын, Н. А. Стребнев. — Подольск: ФГУП ОКБ «Гидропресс», 2005 (МНТК-2005).

4. Models and Methods. ATHLET Mod 2.1 Cycle A/ H. Austregesilo, C. Bals, A. Hora, G. Lerchl, P. Romstedt. GRS — P — 1 / Vol. 4, July 2006.

5. Проект углубленного анализа безопасности энергоблока № 5 Запорожской АЭС. Модификация расчетной модели ЯППУ для кода RELAP5/MOD3.2. Описание расчетной модели, 10007DL11R. — 2001.

6. Корректировка и обновление ВАБ энергоблока № 5 ЗАЭС. Описание модифицированной расчетной модели RELAP и набор входных данных для кода RELAP5/mod 3.2 EP94-2003.110.ОД.2, Ревизия 2. ООО «Энергориск», 2003 г.

7. Адаптация вероятностного анализа безопасности блока № 5 ЗАЭС, разработанного в рамках ОАБ, для внедрения риск-ориентированных подходов при эксплуатации энергоблока и реализации приложений РОП. Описание модифицированной расчетной модели RELAP и набор исходных данных для кода RELAP5/mod3.2. — ЛИП МЦЯБ, 2004.

8. Technical Basis for Revision of the Pressurized Thermal Shock (PTS) Screening Limit in the PTS Rule (10 CFR 50.61). NUREG-1806, Vol. 1. Summary Report. 2007.

9. The European project FLOMIX-R: Fluid mixing and flow distribution in the reactor circuit. Final Summary Report. Editor U.Rohde. FZR-432. August 2005.

10. Исследование гидравлического сопротивления проточного тракта ВВЭР-1500 / Д. В. Зайцев, С. Г. Сергеев, Ю. А. Безруков и др. — Подольск: ОАО ОКБ «Гидропресс», 2009. (МНТК-2009).

11. Обоснование предельных р-Т кривых для ослабления и предупреждения условий повреждения корпуса реактора энергоблока № 4 РАЭС./ 047-МЦЯБ.04.ЛИЯБ.РО.ОТ.06. — К.: МЦЯБ КНУ, 2008.

12. Проект углубленного анализа безопасности энергоблока № 5 ЗАЭС. Анализ проектных аварий в ограниченном объеме. База данных по ядерной паропроизводящей установке. 20021DL11R-DBA. — 2001.

13. Реакторная установка В-320. Расчет теплогидравлический. Стационарные режимы. 320.00.00.00.000 PP02 / ОКБ «Гидропресс». — 1979.

14. База данных по ядерной паропроизводящей установке. Запорожская АЭС. Энергоблок № 3. Отчет о научно-исследовательской работе «Адаптация баз данных, разработанных в рамках АПА энергоблока № 5 ЗАЭС, и анализ отличий применительно к энергоблоку № 3 ЗАЭС с учетом внедрения отраслевого решения по использованию ТВСА конструкции ОКБМ

в промышленной эксплуатации». Этап 1. EP85-2003.110.ОД.1. Ревизия 1 / ООО «Энергориск». — 2004.

15. Pressurized Thermal Shock in Nuclear Power Plants: Good Practices for Assessment Deterministic Evaluation for the Integrity of Reactor Pressure Vessel. IAEA-TECDOC-1627 . IAEA, 2010.

Надійшла до редакції 31.01.2011.