

Ю. П. Алексеев<sup>1</sup>, А. И. Бережной<sup>1</sup>,  
А. С. Мазурок<sup>2</sup>, А. В. Корницкий<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Государственный научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности, г. Киев, Украина

<sup>2</sup>ООО «Атомэнергосервис», г. Киев, Украина

## Модель опускного участка реактора ВВЭР-1000

*Показаны особенности моделирования опускного участка реактора для анализа термических нагрузок на корпус реактора. Приведена модель опускного участка, которая применялась при выполнении анализов в обоснование сопротивления хрупкому разрушению корпусов реакторов энергоблоков № 1 Южно-Украинской и № 3 Ровенской АЭС.*

*Ключевые слова:* корпус реактора, опускной участок, термическая нагрузка, сопротивление хрупкому разрушению, теплогидравлическая модель, термоудар.

**Ю. П. Алексеев, А. И. Бережной, О. С. Мазурок,  
О. В. Корницкий**

### Модель опускної ділянки реактора ВВЕР-1000

*Розглянуто особливості моделювання опускної ділянки реактора для аналізу термічних навантажень на корпус реактора. Наведено модель опускної ділянки, яка використовувалася в процесі виконання аналізів в обґрунтування опору крихкому руйнуванню корпусів реакторів енергоблоків № 1 Южно-Української та № 3 Рівненської АЕС.*

*Ключові слова:* корпус реактора, опускна ділянка, термічне навантаження, опір крихкому руйнуванню, теплогідравлічна модель, термоудар.

**В** соответствии с «Энергетической стратегией Украины на период до 2030 года» [1] планируется сохранение доли производства электроэнергии на атомных электростанциях (АЭС) на уровне 2005 года (т. е. около половины суммарного количества электроэнергии, производимой в стране). Для решения этой задачи необходим ввод в эксплуатацию ряда новых энергоблоков и продление сроков эксплуатации всех существующих энергоблоков. Продление сроков эксплуатации экономически выгодно, поскольку уровень капитальных затрат, необходимых для этого (выполнение анализов, модернизация оборудования и систем реакторной установки), значительно ниже, чем при строительстве новых энергоблоков.

Продление эксплуатации действующих энергоблоков имеет ряд преимуществ перед строительством новых по технической эффективности и надежности. В частности, на существующих энергоблоках уже создана и проверена временем организационная структура производства; работает опытный персонал, знающий и эксплуатирующий установку в течение десятков лет; имеется все необходимое для обеспечения жизнедеятельности (линии электропередачи, гидротехнические сооружения, санитарно-защитная зона, транспорт и т. д.).

С другой стороны, при продлении эксплуатации возникает ряд специфических задач (проблем), связанных, прежде всего, с тем, что за проектное время эксплуатации энергоблоков возрос уровень науки и техники и, как следствие, повысились требования к безопасности АЭС, часть проектных решений морально устарела, а некоторое оборудование физически износилось.

Для преодоления недостатков, связанных с ужесточением требований к безопасности АЭС, выполняется аналитическая оценка существующих энергоблоков на соответствие требованиям действующей нормативно-технической документации и разрабатываются программы повышения безопасности АЭС (такие как СПБ КМУ [2]). После этого выполняются модернизации отдельных систем и элементов реакторной установки (РУ), призванные устранить обнаруженные по результатам анализа дефициты безопасности.

Одним из основных элементов РУ является корпус реактора (КР) — самый дорогой и сложный, с точки зрения изготовления и замены, элемент энергоблока.

При работе энергоблока в течение проектного срока эксплуатации на корпус реактора воздействуют нейтронное излучение активной зоны (флюенс нейтронов), теплоноситель первого контура с высокими температурой и давлением на протяжении большей части проектного срока эксплуатации; циклические нагрузки, связанные с переходными режимами нормальной эксплуатации, резкие изменения параметров при возможных нарушениях нормальной эксплуатации и проектных авариях, эрозия, коррозия и т. д.

Обоснование обеспечения работоспособности КР в сверхпроектный срок включает выполнение аналитической оценки результатов воздействия негативных факторов, описанных выше, неразрушающего контроля КР, и возможно, восстановительный отжиг КР. Например, весь комплекс работ, включая отжиг (в 2010 г.), выполнен для корпуса реактора энергоблока № 1 Ровенской АЭС в рамках продления срока эксплуатации.

Важной составляющей этой работы является обоснование сопротивления хрупкому разрушению (СХР) корпуса реактора. Это комплексная задача, состоящая из серии последовательных, вероятностных, теплогидравлических и прочностных анализов. Методика и подходы к выполнению

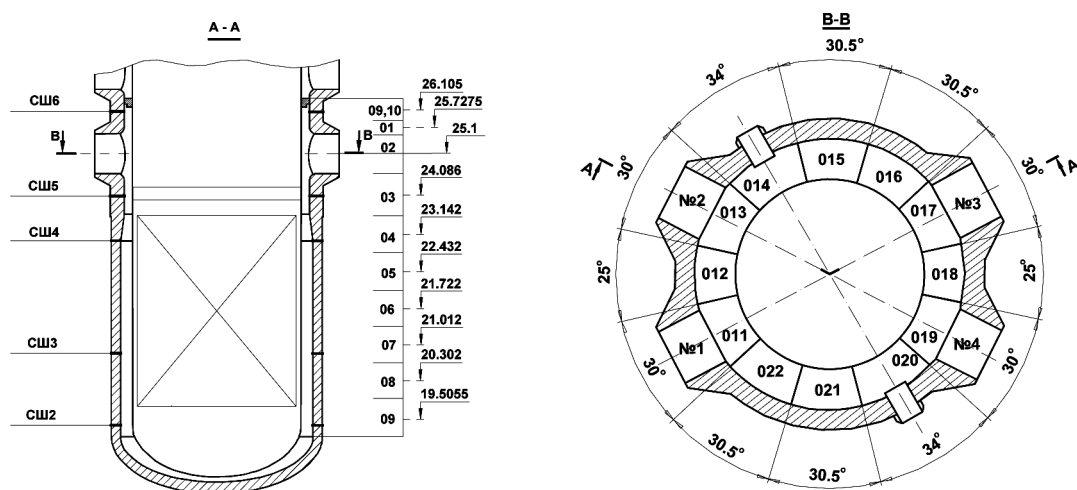


Рис. 1. Опускной участок реактора

теплогидравлического анализа в обоснование СХР КР изложены в [3].

Работы в части теплогидравлических анализов в обоснование СХР КР энергоблоков № 1 ЮУАЭС и № 3 РАЭС выполнялись и выполняются в рамках сотрудничества Обособленного подразделения «Бюро аналитических исследований безопасности АЭС» ГНТЦ ЯРБ и Института ядерных исследований, г. Ржеж, Чешская Республика [4, 5] в области оценки технического состояния корпусов реакторов.

Для выполнения данных анализов обычно используются модели ядерной паро-производящей установки (ЯППУ) для системных теплогидравлических кодов RELAP, ATHLET, TRACE и т. д. При этом особое внимание уделяется моделированию опускающей камеры реактора (ОКР), так как используемые обычно в рамках разработки отчетов по анализу безопасности теплогидравлические модели ЯППУ не позволяют получить детальное распределение давления, температур и коэффициентов теплоотдачи на внутренней поверхности стенки корпуса реактора вследствие упрощенного моделирования ОКР (одним — четырьмя вертикальными каналами).

Таким образом, для анализа термических нагрузок на корпус реактора потребовалась доработка существующих теплогидравлических моделей с увеличением количества ячеек в ОКР.

На первом этапе выполнен анализ моделей ОКР, используемых для аналогичных оценок в других странах (США, Чехия, Германия, Россия и т. д.). Модели ОКР для энергоблоков США типа PWR [№ 1 Oconee NPP (проект Babcock and Wilcox), № 1 Beaver Valley NPP (проект Westinghouse) и Palisades NPP (проект Combustion Engineering)] в целях выполнения анализа влияния термоудара на корпус реактора были доработаны путем разбивки на равные азимутальные участки (шесть участков по  $60^\circ$ ) [6]. Равная азимутальная разбивка применялась и в Украине [7], Чехии [8], Германии [9]. Так, в работе [7] ОКР моделировалась 20 равными вертикальными каналами по  $18^\circ$  каждый, в [8] — 8 каналами по  $45^\circ$ , в [9] — 16 каналами по  $22,5^\circ$ . К недостаткам данного подхода можно отнести неточность присоединения патрубков CAOЗ и петель ГЦТ (например,  $3^\circ$  и  $0,5^\circ$  соответственно [7]), 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.

Исходя из сказанного, актуальной стала разработка модели, позволяющей получить реалистичное поведение теплоносителя и избежать недостатков, касающихся неустойчивости поведения расходов в ОКР. При выполнении расчетов с использованием данной модели не была выявлена неустойчивость поведения расходов в ОКР, поэтому исключение уравнения сохранения моментов импульса не потребовалось.

Основная часть ОКР была разбита на 12 параллельных вертикальных каналов типа *annulus* по окружности, каждый из которых разделен на 9 элементарных объемов по высоте (рис. 1).

Четыре вертикальных канала (011, 013, 017, 019) связаны с входными патрубками главного циркуляционного трубопровода (ГЦТ) компонентой *mtpljun* 008-01,02,03,04, два (014 и 020) — с входными патрубками гидроемкостей (ГЕ) системы аварийного охлаждения активной зоны (CAOЗ) компонентой *mtpljun* 008-05,06, шесть оставшихся (012, 015, 016, 018, 021, 022) моделируют вертикальные каналы опускающего участка между входными патрубками ГЦТ и ГЕ CAOЗ.

Каждому входному патрубку ГЦТ соответствует  $30^\circ$ -й сектор ОКР, патрубкам ГЕ CAOЗ —  $34^\circ$ -й, остальные сектора представлены углами  $25^\circ$  и  $30,5^\circ$ .

Элементарные объемы соседних параллельных каналов соединены поперечными гидравлическими связями с использованием компонентов *mtpljun* (023 и 024).

Пространственное изображение нодализации ОКР приведено на рис. 2, где показан переход от базовой к более детализированной модели, разработанной для анализа термических нагрузок на корпус реактора.

Верхняя тупиковая часть опускающего участка реактора в зоне разделительного кольца смоделирована двумя гидравлическими элементами (ГЭ) — 009 и 010 типа *branch*. Данные ГЭ содержат соединения с основной частью опускающего участка реактора, а также связи опускающего участка с верхней камерой смешения через протечку в зоне разделительного кольца.

В соответствии с ренодализацией ОКР, изменения потребовали также тепловые структуры, моделирующие корпус и шахту реактора. Исходя из методики VERLIFE [10], для корпуса реактора применены обновленные свойства стали 15X2НМФА.

Такое моделирование опускающего участка реактора позволяет обеспечить реалистичное распределение расходов теплоносителя, в том числе взаимное перемешивание потоков

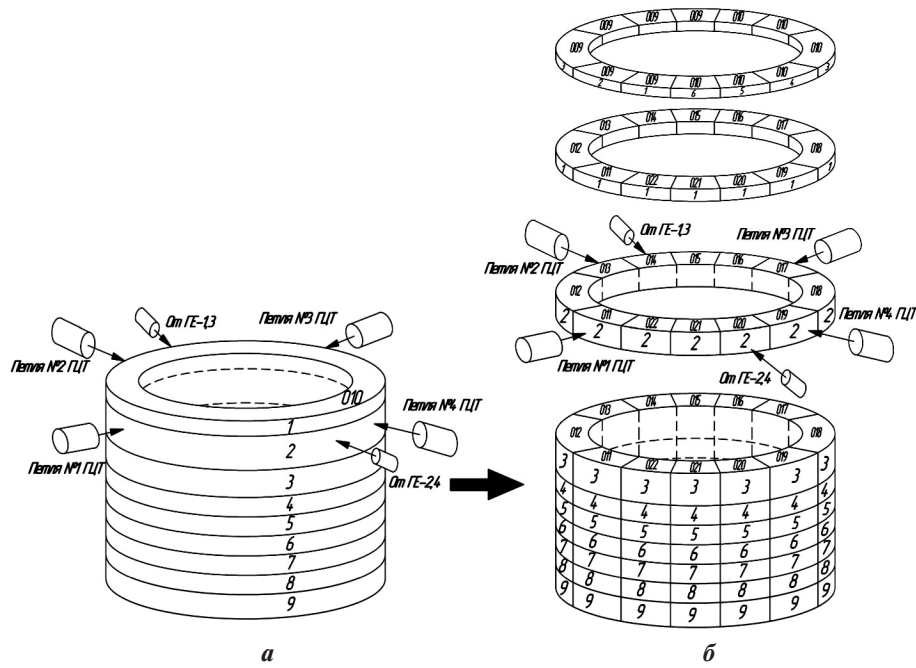


Рис. 2. Пространственное изображение нодализации ОКР:  
 а — базовая модель ОКР; б — модель ОКР для анализа термических нагрузок

с различной температурой, но не дает возможности отследить температурную стратификацию жидкости в элементах ОКР в поперечном направлении, поэтому для части сценариев дополнительно выполняется анализ перемешивания.

Кроме того, для оценки результатов расчетных обоснований, разработки отчетной документации и получения граничных условий для анализа перемешивания и прочностного анализа модели ЯППУ были расширены блоки контрольных переменных с вычислением параметров в ОКР: минимальной температуры теплоносителя, максимального коэффициента теплоотдачи, давления и температур в каждой из 108 ячеек (см. рис. 2), температуры на поверхности внутренней поверхности корпуса реактора и т. д.

## Выводы

Моделирование разбивки на элементарные объемы по высоте и окружности позволяет получить реалистичное поведение теплоносителя: детальное распределение температуры теплоносителя, температуры на внутренней поверхности корпуса реактора и коэффициентов теплоотдачи с внутренней поверхности корпуса реактора.

Для удобства интерпретации полученных результатов расчетных обоснований в модель ЯППУ добавлен блок контрольных переменных, позволяющий получить распределение основных параметров в ОКР.

## Список литературы

1. Энергетична стратегія України на період до 2030 року (із змінами та доповненнями, внесеними розпорядженням Міністерства палива та енергетики України від 26 березня 2008 року): Розпорядження Кабінету Міністрів України від 15 березня 2006 року № 145-р.
2. Сводная программа повышения безопасности энергоблоков АЭС Украины / М-во топлива и энергетики Украины; ГП «НАЭК «Энергоатом». — 2010.

3. Алексеев, Ю. П. Методика выполнения теплогидравлических анализов в обоснование сопротивления хрупкому разрушению корпуса реактора / Ю. П. Алексеев, А. И. Бережной, Г. В. Громов, А. С. Мазурок // Вторая междунар. науч.-практ. конференция «Повышение безопасности и эффективности АЭС». — Одесса, 2010.
4. Южно-Украинская АЭС. Энергоблок № 1. Теплогидравлические анализы аварийных режимов реакторной установки для обоснования сопротивления хрупкому разрушению корпуса реактора энергоблока № 1 ЮУАЭС. Выбор сценариев для проведения теплогидравлических анализов. Доработка и описание модели RELAP5. O8/7E8043.110.ОД.1 / ОП Бюро ГНТЦ ЯРБ. — К., 2008.
5. Ривненская АЭС. Энергоблок № 3. Теплогидравлические анализы аварийных режимов реакторной установки для обоснования сопротивления хрупкому разрушению корпуса реактора энергоблока № 3 РАЭС. Выбор сценариев для проведения теплогидравлических анализов. Доработка и описание модели RELAP5. O2/10Y0025.110.ОД.1 / ОП Бюро ГНТЦ ЯРБ. — К., 2010.
6. Arcieri, W. C. Thermal-Hydraulic Evaluation of Pressurized Thermal Shock / W.C. Arcieri, R.M. Beaton, C.D. Fletcher, D.E. Bessette // ISL, Inc., NUREG/CR-1809, October 2005.
7. Отчет по научно-исследовательской работе: Комплексные теплогидравлические анализы для исследования влияния термошока. Разработка теплогидравлической модели реактора ВВЭР-1000 для оценки влияния термошока корпуса реактора с использованием компьютерного кода RELAP5/mod3.2. Этап 2 / ГНТЦ ЯРБ. — К., 2010.
8. Kral, Pavel. RELAP5 System T/H Analysis of SBLOCA for PTS Evaluation of VVER-440/213 with 1-D and 2-D Nodalization of Reactor Downcomer. Revised version of a CAMP presentation. 11316T. Bethesda. October 1999.
9. Sievers, J., Sonnenburg, H.-G. Modelling of Thermal-hydraulic Loads and Mechanical Stresses on Reactor Pressure Vessels. Forum for nuclear safety «EUROSAFE 1999». Seminar B. — www.eurosafe-forum.org/files/b1.pdf. Paris. 1999.
10. Unified Procedure for Lifetime Assessment of Components and Piping in VVER NPPs «VERLIFE», ver. 2008, Report Number: COVERS-WP4-D4.10, Project COVERS of 6th Framework Programme of EU, Contract N°12727 (FI60). Workpackage: WP4 Material and Equipment Ageing. Rež. April. 2008.

Надійшла до редакції 21.04.2011.