

УДК 519.6; 531 (075); 539.3

Яковлев А.И., Рудаков К.Н. д.т.н.
НТУУ «Киевский политехнический институт», г. Киев, Украина

УТОЧНЕННАЯ МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ КОМПЛЕКСНОГО АНАЛИЗА ХРУПКОЙ ПРОЧНОСТИ ЗОНЫ ПАТРУБКА КОРПУСА РЕАКТОРА ПРИ АВАРИЙНОМ ТЕРМОШОКЕ. СООБЩЕНИЕ 1. ТЕПЛО-ГИДРАВЛИЧЕСКИЙ И ТЕПЛОВОЙ РАСЧЕТЫ

Iakovlev A., Rudakov K.
National Technical University of Ukraine «Kyiv Polytechnic Institute», Kyiv, Ukraine (mmi@kpi.ua)

IMPROVED TECHNIQUE OF A COMPLEX ANALYSIS OF CRACK RESISTANCE OF WWER-1000 NUCLEAR REACTOR COLD LEG NOZZLE UNDER TERMAL SHOCK. REPORT 1. THERMO-HYDRAULIC AND TRANSIENT THERMAL CALCULATIONS

В Украине для тепло-гидравлических расчетов различных сценариев, возможных на реакторных установках АЭС, используется расчетный комплекс RELAP5. Проблема заключается в том, что расчеты в RELAP5 обычно проводят в районе патрубка корпуса реактора на грубой одномерной сетке (2-3 элемента), что не позволяет в дальнейшем получить достаточную точность при анализе хрупкой прочности корпуса реактора с гипотетической трещиной.

Предложено указанный расчет (глобальная модель) дополнять уточненным тепло-гидравлическим расчетом в окрестности гипотетической трещины (локальная модель).

Локальное моделирование проводили с применением кода FLUENT из ANSYS, сертифицированного для применения в атомной энергетике Украины, причем граничными условиями служили результаты моделирования в RELAP5. Отработка методики проведена на примере реактора В-320 реакторной установки типа ВВЭР-1000 первого энергоблока Запорожской АЭС для режима аварийного охлаждения, приводящего к так называемому термошоку.

В Сообщении 1 приведены результаты только тепло-гидравлического и теплового расчетов, проведенных в FLUENT на обычной персональной ЭВМ. Для тепло-гидравлического расчета применили двухпараметрическую RANS-модель "вязких вихрей" в варианте $k-\varepsilon$ модели Realizable. Эта модель турбулентного течения вязкой жидкости дает более реалистичные результаты, чем другие двухпараметрические модели, реализованные в FLUENT. Для последующего расчета теплового поля корпуса реактора в зоне патрубка с трещиной применили код ANSYS.

Полученные результаты имеют достаточную для инженерного применения точность.

Сообщение 2 будет посвящено анализу хрупкой прочности корпуса реактора, проведенного с применением ANSYS.

Ключевые слова: реактор АЭС, термошок, хрупкая прочность, конечно-элементное моделирование, тепло-гидравлический расчет

Введение

В Украине проводятся обширные мероприятия и исследования, связанные с возможным продлением ресурса реакторных установок (РУ) атомных электростанций (АЭС) в связи со скорым окончанием их назначенного ресурса. В частности, рассматриваются вопросы сопротивления хрупкому разрушению корпуса реактора (КР) при закачивании холодной воды через патрубки КР с целью аварийного охлаждения реактора. При этом предполагается наличие трещины в зоне хотя бы одного из патрубков. Анализ ситуаций проводится с применением ЭВМ и специализированных расчетных комплексов (РК), в которых реализованы методы расчета краевых задач, моделирующих соответствующие процессы. Методика проведения анализа сопротивления хрупкому разрушению корпуса реактора состоит из последовательности таких расчетов (этапов):

- тепло-гидравлический расчет: прокачка теплоносителя (воды) через реактор. Результаты: эволюция распределения температуры и давления в проточной зоне главного контура, в частности, КР, в различных режимах работы РУ, в том числе аварийных;
- тепловой расчет КР. Результаты: эволюция температурного поля в КР, в частности, в зоне впускного патрубка;
- расчет напряженно-деформированного состояния (НДС) КР. Результаты: эволюция характеристик НДС у постулируемой трещины в зоне патрубка;

- оцінка опору хрупкому руйнуванню КР. Результати: характеристики стану постульованої тріщини та обґрунтування висновку про допустимість ситуації.

В роботі [1] з використанням методу кінцевих елементів (МКЕ) було проведено моделювання тепло-гідролічних процесів в масштабах всього корпусу реактора типу ВВЕР-1000. Однак це вимагало великої значущої обчислювальної потужності.

В Україні тепло-гідролічні розрахунки РУ традиційно проводяться з допомогою ПК RELAP5 від INEL (США). Створюються повні тепло-гідролічні моделі РУ та аналізуються багаточисельні сценарії, гіпотетично можливі в процесі її експлуатації. Розрахунки проводяться в одновимірній постановці, але навіть при цьому породжують великі масиви інформації [2, 3]. В цих моделях для КР в цілому отримують реалістичні оцінки. Однак зона патрубку КР описується дуже грубо: одним-двома одновимірними "гідролічними" елементами, в межах яких значення температури та тиску апроксимуються кусочно-постійними просторовими функціями [2, 3]. Для оцінки опору КР хрупкому руйнуванню така точність недостатня, т.к. не дає плавного зміння температури та її градієнта (відомо, що точність результату послідовності розрахунків не може бути вище точності самого грубого з цих розрахунків).

В зв'язі з цим розглядали задачу створення уточненої методики проведення комплексного аналізу хрупкої міцності зони патрубка корпусу реактора, в якій тепло-гідролічна модель цієї зони мала б підвищену точність розрахунків, а всі розрахунки проводилися б на персональній ЕВМ з використанням одного-двох ПК, сертифікованих в атомній енергетиці України.

Предложеніє в уточненні методики проведення розрахунків

Використання єдиного ПК дозволяє легко проводити передачу результатів розрахунків з етапу на етап. В Україні для атомної енергетики сертифіковані RELAP5, та ANSYS. RELAP5 не дозволяє проводити аналіз НДС, але з його використанням уже проведено велику кількість тепло-гідролічних розрахунків. ПК ANSYS сильні всі необхідні типи розрахунків. Тому пропонується додатково аналізувати локальну тепло-гідролічну модель зони патрубка КР використанням коду FLUENT з ANSYS, використовуючи як початкові та граничні умови результати глобальних тепло-гідролічних розрахунків відповідного сценарію, проведених в RELAP5. Всі подальші розрахунки проводити в ANSYS. Така *глобально-локальна модель* дозволить на ПЕВМ отримувати більш точну картину еволюції теплового поля та тиску в зоні можливої тріщини, а значить, та хрупкої міцності КР в наступних розрахунках.

О реалізації в розрахунковому комплексі FLUENT тепло-гідролічних моделей

Відомо, що в внутрішніх потоках турбулентність потоку визначається значенням числа Рейнольдса

$Re = \frac{\rho v L}{\mu} \geq 2,300$, де ρ – густина середовища, v – характерна швидкість, μ – динамічна в'язкість рідини,

$L = x, d, d_n, \dots$ характерний лінійний розмір [4, 5]. В РУ типу ВВЕР течія теплоносія – турбулентна, т.е. миттєві значення гідродинамічних характеристик мають, крім детермінованої складової, випадкову складову. Оскільки інженерні тепло-гідролічні розрахунки не передбачають дуже високу точність, то в них звичайно використовують RANS-метод, в якому спочатку розв'язується рівняння Нав'є-Стокса

відносно усереднених за часом за правилом $\bar{u} = \lim_{\tau \rightarrow \infty} \frac{1}{\tau} \int_0^{\tau} u(x_i, t) dt$ величин (u – швидкість, тиск), потім

визначаються миттєві гідродинамічні значення $u = \bar{u} + u'$, де u' – флуктуації. При цьому передбачається, що усереднені значення флуктуацій $\bar{u}' = 0$, але допускається $(\bar{u}')^2 \neq 0$. Сума середньквдратичних флуктуацій швидкостей по трьох координатах називається енергією турбулентності $k = 0.5(\bar{v}_1'^2 + \bar{v}_2'^2 + \bar{v}_3'^2)$. В рівнянні Нав'є-Стокса фігурує просторовий градієнт $-\rho \bar{v}_i' \bar{v}_j' = R_{ij}$, де R_{ij} – компоненти тензора напружень Рейнольдса. В залежності від того, як представляють цей тензор, RANS-моделі діляться на дві групи моделей: "в'язких вихрей" та "напружень Рейнольдса".

В групі моделей "в'язких вихрей" вважається, що напруження Рейнольдса пропорційні просторовим градієнтам швидкостей (гіпотеза Бусинеска). Єдиний невідомий параметр, необхідний для закриття рівнянь цієї моделі – ефективна турбулентна в'язкість μ_t . Ця модель ізотропна. Модель "напружень Рейнольдса" анізотропна, в ній напруження Рейнольдса визначаються безпосередньо, тому кількість невідомих породжує систему алгебраїчних рівнянь (САУ) суттєво збільшено порівняно з моделлю "в'язких вихрей" та модель вимагає великої потужності ЕВМ.

Крім того, група моделей "в'язких вихрей" включає в себе однопараметричні (Spalart-Allmaras), двохпараметричні ($k-\epsilon$ модель Standard, $k-\epsilon$ модель RNG, $k-\epsilon$ модель Realizable, $k-\omega$ модель

Standard, $k-\omega$ модель SST), три- и более параметрические модели. Считается, что с ростом числа параметров увеличивается точность, но при этом растет и затратность расчета.

Все указанные модели реализованы в FLUENT из PK ANSYS [4, 5]. Для инженерных расчетов рекомендованы двухпараметрические модели, среди них выделяется относительно новая усовершенствованная модель $k-\varepsilon$ Realizable, которая содержит более точные соотношения для турбулентной вязкости и диссипации турбулентной энергии, что делает ее самой оптимальной из ряда 2-х параметрических моделей для расчета потоков с большими градиентами давлений.

В FLUENT задачи тепло-гидравлики решаются методом конечных объемов (фактически – методом конечных элементов): вязкую среду представляют большим количеством малых объемов, в пределах которых аппроксимируется будущее решение. Граничные условия задаются в виде констант или функций (скорости, давления, массовых потерь и т.д.) в узлах элементарных объемов на границах рассматриваемой зоны.

В FLUENT предусмотрена процедура автоматической адаптации дискретной сетки в самом начале счета (инициация) и в процессе расчета, через заданное время моделируемого процесса. Критерием являются величины градиентов расчетных величин. Еще имеется процедура оценки ошибок приближения: по основным параметрам и по балансу потока, с выводом соответствующих графиков. Используя эти процедуры, можно в результате численных экспериментов подобрать наиболее подходящую для конкретной задачи гидравлическую модель.

Для моделирования тепловых процессов в ANSYS используется общее нестационарное уравнение теплообмена, которое включает в себя теплопроводность, диффузию, и теплоперенос в вязкой среде.

Пример реализации уточненной методики проведения расчетов КР на хрупкую прочность

Первый энергоблок Запорожской АЭС укомплектован РУ типа ВВЭР-1000 с серийным реактором В-320 от ОКБ "Гидропресс" [6].

Был рассмотрен сценарий разрыва импульсной трубки Ду10, как наиболее опасный для КР [2, 3]. Согласно реализации этого сценария в RELAP5 [2, 3], с первой же секунды наступления аварийного режима начинается быстрое охлаждение активной зоны реактора путем подачи через патрубки Ду850 воды с температурой, непрерывно снижающейся от 289°C до 22°C на протяжении расчетного времени в 10 тыс. секунд. На фоне снижения температуры воды, происходит также снижение давления от рабочего уровня (16 МПа) до атмосферного. Происходит турбулентное смешивание холодной воды с горячей водой активной зоны первого контура, конвективный перенос тепла и образование так называемых холодных "язычков" по стенке КР, когда потоки холодной воды значительно охлаждают стенку. В зоне входного патрубка Ду850 неизбежен большой градиент температур по стенке, что должно приводить к значительным "температурным" напряжениям и деформациям. В условиях значительной хрупкости материала (вследствие десятилетий жесткого радиоактивного облучения) при наличии даже незначительных трещин могут иметь место катастрофические последствия вплоть до полного разрушения корпуса РУ.

В КР движение закачиваемой жидкости вверх от патрубка ограничено разделительным кольцом. Также нет смысла рассматривать всю опускную зону, т.к. изменение теплогидравлических параметров на большом удалении от рассматриваемой зоны не влияет на распределение искомым параметров в самой зоне патрубка. Кроме того, КР имеет вертикальные плоскости циклической симметрии. Все это позволило построить эффективные расчетные модели. В рамках модели стенки патрубка реактора использовали половину (на виде сверху) патрубковой зоны патрубка Ду850 (рис.1-а), а в рамках модели "жидкого тела" – объем жидкой среды проточной зоны патрубка (рис.1-б).

Расчеты в RELAP5 показали, что значительные скорости изменения исследуемых параметров в РУ наблюдались на протяжении первых 500 секунд с начала действия аварийного режима, а после истечения этого времени процесс проходил стабильно. Поскольку наибольшее влияние на прочность оказывают именно большие изменения градиентов параметров системы, то, с целью экономии времени и рационализации расчетов, связанных с хрупкой прочностью, в дальнейшем период моделирования всех процессов ограничили первыми ста секундами. Для использования (в "локальной" модели в FLUENT) полученных результатов в качестве граничных условий на входе в патрубковую зону, были проведены аналитические аппроксимации. Во временном диапазоне 100 сек. получены аппроксимации ГУ на входе в патрубковую зону для давления (R^2 – среднеквадратическое отклонение аппроксимации):

$$p(t) = -24.4 \cdot t^3 + 5470 \cdot t^2 - 404691 \cdot t + 2 \cdot 10^7; \quad R_p^2 = 0.997, \quad (1)$$

и для температуры:

$$T(t) = -2 \cdot 10^{-8} t^5 + 4 \cdot 10^{-6} t^4 - 4 \cdot 10^{-4} t^3 + 1.2 \cdot 10^{-2} \cdot t^2 - 0.14 \cdot t + 584; \quad R_T^2 = 0.999. \quad (2)$$

На рис.2 изображены расчетные графики и их аппроксимации (тонкие линии).

На выходе из патрубковой зоны давление задавалось по той же аппроксимационной зависимости (1). Необходимости задавать граничное условие по температуре на выходе из патрубковой зоны нет, т.к. эти

значения генерируются автоматически в ходе моделирования. Граничные условия со стороны стенки шахты реактора задавали стационарным тепловым потоком.

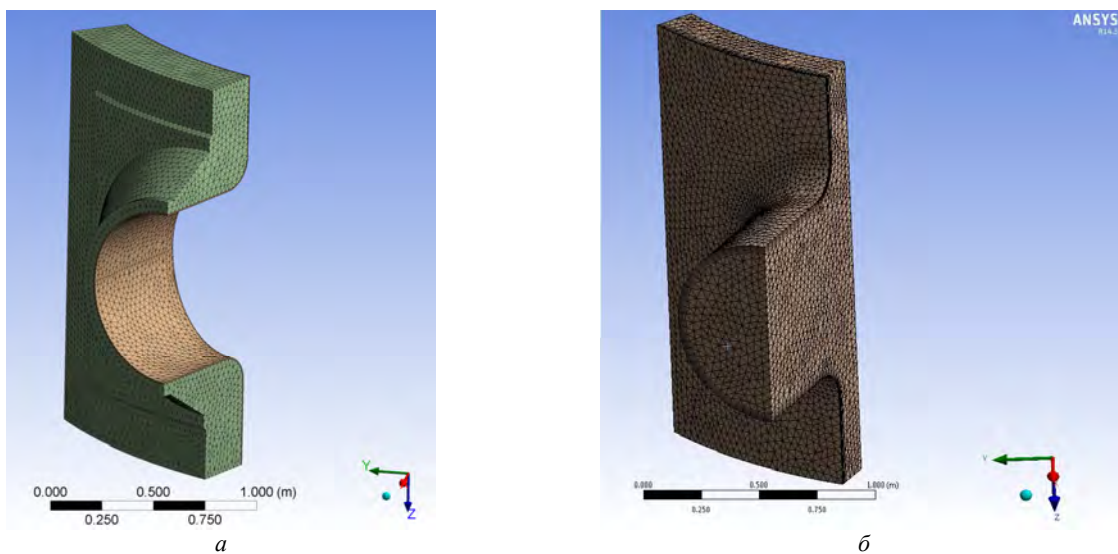


Рис. 1. Конечно-элементные модели патрубковой зоны:
а – стенки реактора; б – гидравлическая

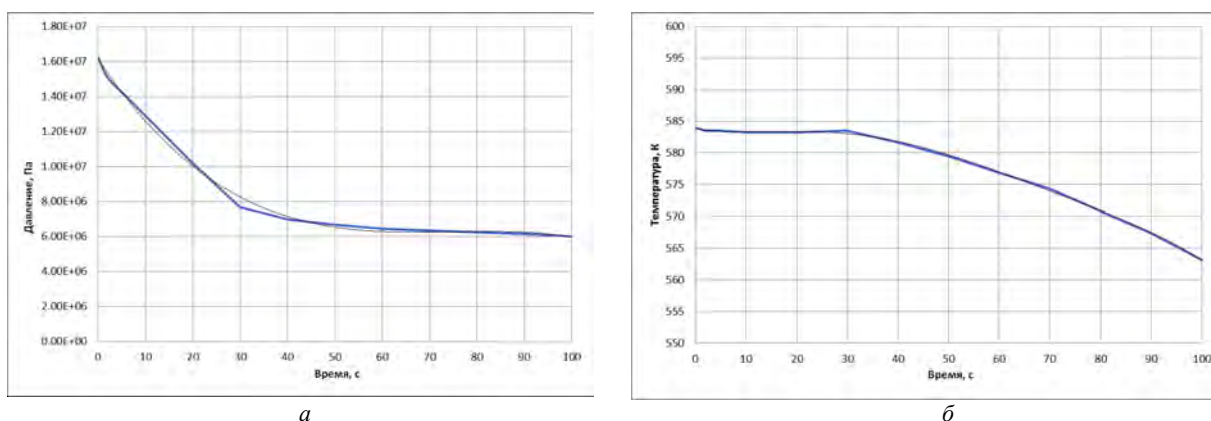


Рис. 2. Зависимость давления (а) и температуры (б) теплоносителя от времени на базе в 100 секунд

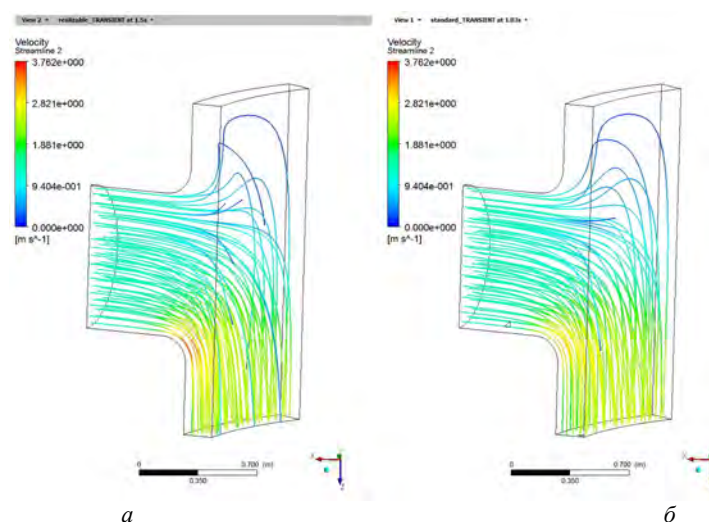


Рис. 3. Линии потоков жидкости
Модели: а – Realizable; б – Standard

После анализа результатов расчетов по нескольким двухпараметрическим моделям, самой оптимальной признали модель $k - \varepsilon$ Realizable с активной адаптацией сетки конечных элементов, т.к. по ней были получены

наиболее реалистичные результаты в пристеночных потоках (на рис.3 – дано сравнение результатов с моделью Standard).

Достаточно подробно $k-\varepsilon$ модель Realizable описана в [4, 5].

Сходимость результатов в FLUENT контролируется автоматически по двум критериям: по значениям ошибок приближения основных параметров системы и по степени баланса потока жидкости (на рис.4 показаны характерные графики). На рис.5 показан график изменения во времени общего теплового потока через систему.

Тепловое состояние стенки реактора в патрубковой зоне в ANSYS определяли решением задачи нестационарной теплопроводности с переменными условиями конвекции на внутренней поверхности корпуса реактора (на наплавке). В таблице 1 отображены граничные условия нестационарной задачи теплопроводности, сформулированные из результатов решения задачи тепло-гидравлики, а на рис.6 – график изменения во времени коэффициента конвективного теплообмена между жидкостью и стенкой патрубка в зоне постулируемой трещины. В таблице 2 приведены основные физико-механические свойства материалов, использованные при проведении расчетов.

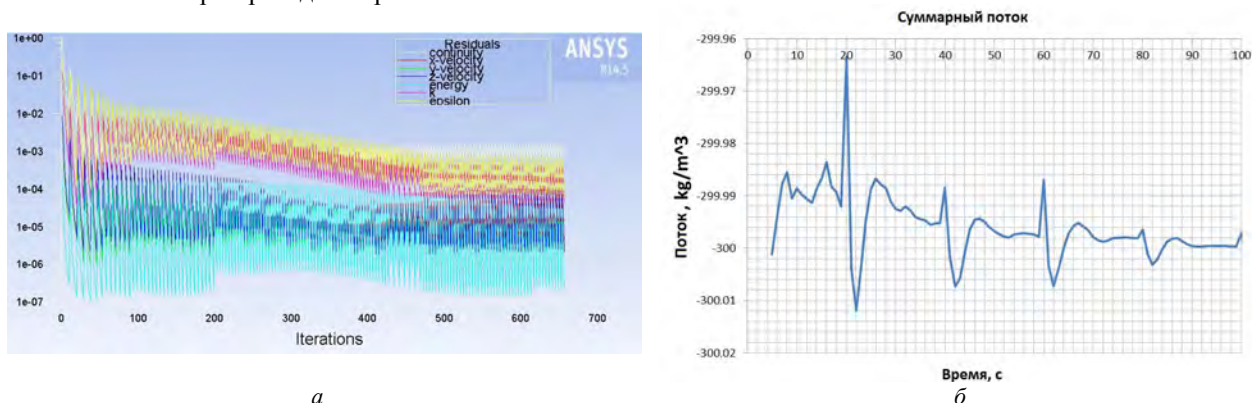


Рис. 4. Ошибки приближения (а) и баланс суммарного потока (б) на временных слоях (FLUENT из ANSYS 14.5)

На рис.7 показано распределение температур на поверхностях рассечения и внутренней полости корпуса реактора в патрубковой зоне на 60-й и 90-й секундах, полученные в результате решения нестационарной задачи теплопроводности. На последующих временных шагах оно изменялось незначительно. Очевидно, что точность определения температурного поля значительно возросла по сравнению с исходной методикой, в которой уточненный тепло-гидравлический расчет в FLUENT не применялся. Поэтому следует ожидать уточнений напряженно-деформированного состояния в патрубковой зоне корпуса реактора, а значит, и изменений в оценке его хрупкой прочности при наличии гипотетической трещины. Этому будет посвящено Сообщение 2.

Таблица 1

Граничные условия нестационарной задачи теплопроводности

Момент времени, сек	Зона приложения	Тип граничного условия	Значение
0	Весь рассматриваемый объем	Начальная температура, °C	300
	*	***; ****	$2.9008 \cdot 10^5$; 282.00
10	*	***; ****	$2.8108 \cdot 10^5$; 280.93
	**	*****	0.61449
20	*	***; ****	$2.7879 \cdot 10^5$; 281.17
	**	*****	-0.24417
30	*	***; ****	$2.7655 \cdot 10^5$; 281.40
	**	*****	-0.24827
40	*	***; ****	$2.7225 \cdot 10^5$; 281.86
	**	*****	-1.1503
50	*	***; ****	$2.7018 \cdot 10^5$; 282.07
	**	*****	$-4.8641 \cdot 10^{-2}$
60	*	***; ****	$2.6821 \cdot 10^5$; 282.28
	**	*****	1.4047
70	*	***; ****	$2.6816 \cdot 10^5$; 282.60
	**	*****	1.41047

Продолжение таблицы 1

80	*	***; ****	$2.6625 \cdot 10^5$; 282.48
	**	*****	2.2668
90	*	***; ****	$2.6069 \cdot 10^5$; 283.04
	**	*****	0.3079

* – поверхность раздела между наплавкой и жидкостью; ** – наплавка; *** – коэффициент конвекции, $W / (m^2 \cdot K)$; **** – температура, $^{\circ}C$; ***** – тепловой поток, W

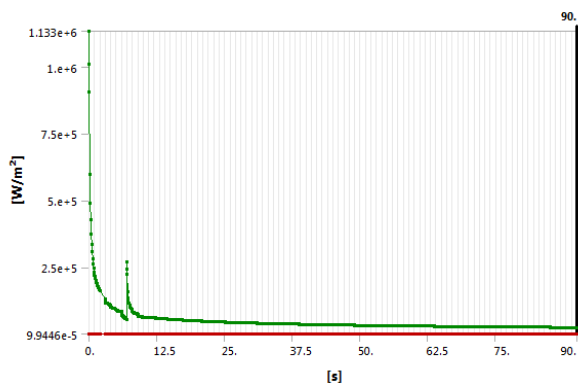


Рис. 5. Изменение со временем общего теплового потока через систему

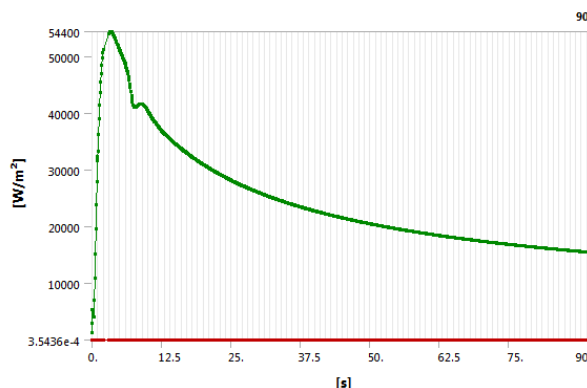


Рис. 6. Изменение со временем коэффициента конвективного теплообмена

Таблица 2

Основные физико-механические свойства материалов

Характеристика	Конструкционная сталь 10ГН2МФА	10ГН2МФА с антикоррозионной наплавкой 08Х18Н10Т
Плотность, kg / m^3	7850	7750
Удельная теплоемкость, $J / (kg \cdot K)$	434	300
Коэффициент теплопроводности, $W / (m \cdot K)$	60.5	90

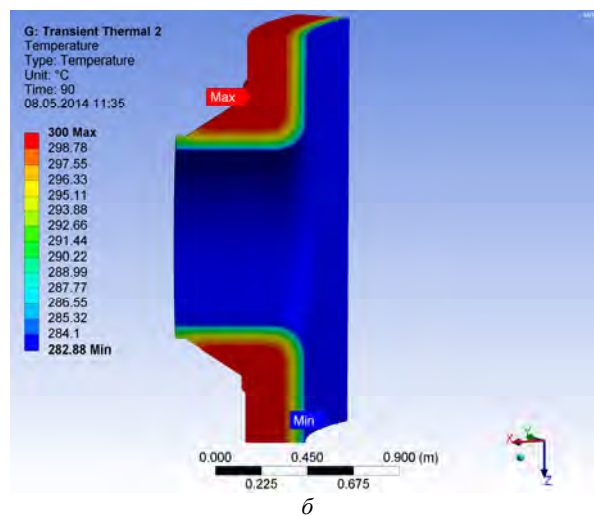
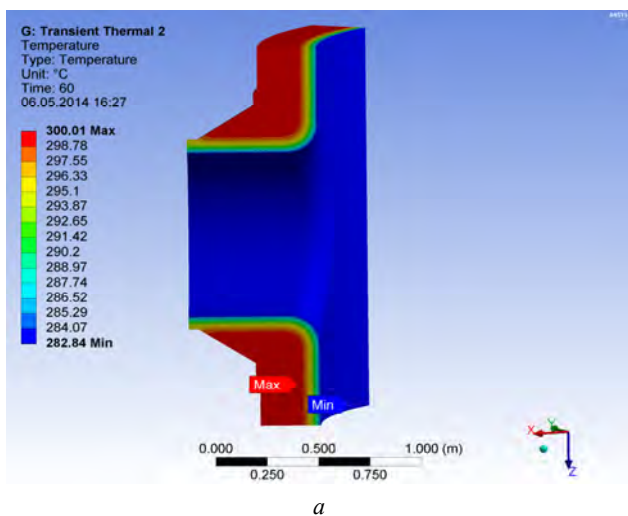


Рис. 7. Распределение температуры на поверхностях рассечения и внутренней полости корпуса реактора в трубковой зоне в моменты времени: а – t=60 сек; б – t=90 сек

Выводы

1. Предложена уточненная методика проведения комплексного анализа хрупкой прочности зоны патрубка корпуса реактора, в которой тепло-гидравлическая модель зоны патрубка КР имеет повышенную (инженерную) точность расчетов, а все расчеты локальной модели проводятся на персональной ЭВМ с использованием одного ПК (ANSYS), сертифицированного в атомной энергетике Украины.

2. Предложенная методика апробирована на примере корпуса реактора В-320 энергоблока ВВЭР-1000 моделированием сценария, приводящего к "термошоку" (результаты заключительных этапов методики изложены в Сообщении 2).

3. Точность определения температурного поля значительно возросла по сравнению с исходной методикой, в которой уточненный тепло-гидравлический расчет в FLUENT не применялся. Поэтому следует ожидать уточнений напряженно-деформированного состояния в патрубковой зоне корпуса реактора, а значит, и изменений в оценке его хрупкой прочности при наличии гипотетической трещины.

Анотація. В Україні для тепло-гидравлічних розрахунків різних сценаріїв, можливих на реакторних установках АЕС, використовується розрахунковий комплекс RELAP5. Проблема полягає в тому, що розрахунки в RELAP5 звичайно проводять у районі патрубка корпуса реактора на грубій одновимірній сітці (2-3 елемента), що не дозволяє надалі одержувати достатню точність при аналізі крихкої міцності корпуса реактора з гіпотетичною тріщиною.

Запропоновано зазначений розрахунок (глобальну модель) доповнювати уточненим тепло-гидравлічним розрахунком в околиці гіпотетичної тріщини (локальна модель).

Локальне моделювання проводили із застосуванням коду FLUENT з ANSYS, що сертифікований для застосування в атомній енергетиці України, причому граничними умовами служили результати моделювання в RELAP5. Відпрацювання методики проведено на прикладі реактора В-320 реакторної установки типу ВВЕР-1000 першого енергоблоку Запорізької АЕС для режиму аварійного охолодження, що приводить до так названого термошоку.

У Повідомленні 1 наведені результати тільки тепло-гидравлічного й теплового розрахунків, проведених в FLUENT на звичайній персональній ЕОМ. Для тепло-гидравлічного розрахунку застосували двопараметричну RANS-модель "в'язких вихрів" у варіанті $k - \varepsilon$ моделі Realizable. Ця модель турбулентної течії в'язкої рідини дає більше реалістичні результати, чим інші двопараметричні моделі, реалізовані в FLUENT. Для наступного розрахунку теплового поля корпуса реактора в зоні патрубка із тріщиною застосували код ANSYS.

Отримані результати мають достатню для інженерного застосування точність.

Повідомлення 2 буде присвячено аналізу крихкої міцності корпуса реактора, проведеного із застосуванням ANSYS.

Ключові слова: реактор АЕС, термошок, крихка міцність, скінченно-елементне моделювання, тепло-гидравлічний розрахунок

Abstract. It is commonly known that fast cooling of the nuclear reactor parts can provoke a state of thermal shock with considerable rate of thermal stress as a result. In this case, a profound investigation of the thermo-hydraulic mechanism as well as evaluation of thermal stress is strongly required. The main mechanism of the reactor shell possible fracture is cracking due to steel embrittlement during decades of intensified radiation. After considering all this issues, the cold leg nozzle part of the WWER-1000 nuclear reactor has been chosen as the most vulnerable area. Computational fluid dynamic (CFD) code provided by ANSYS FLUENT has been used in this research in order to assess the thermo-hydraulic mechanism of the cold leg nozzle intensified cooling. The cooling process has been considered to correspond to an approved scenario developed in Ltd "ENERGORISK". The boundary conditions have been derived by approximating the preliminary calculations made by Ltd "ENERGORISK" on RELAP5 hydraulic code. The reason of using CFD code instead of RELAP5 is that it permits to obtain much more accurate solution in a small area of interest, while RELAP5 analyses the first circuit as a whole without taking into account some relatively small areas.

The hydraulic calculation have been performed using the 2-d order turbulence models $k - \varepsilon$ and $k - \varepsilon$ Realizable provided by FLUENT on a PC with moderate calculation capacity. The process has been considered transient. Period of interest is 100s. The total time of calculation is approximately 40 hours. The results have shown the good correlation between 2-d order turbulence models, however, $k - \varepsilon$ Realizable model has shown a better behavior in the near-wall zones that is expected. The accuracy of the results is satisfactory for engineering purposes.

The transient problem of thermal conductivity has been also modelled using ANSYS thermal transient code that operates a uniform thermal equation. This equation contains convection, diffusion and heat transfer parts. The results of these calculations contain thermal fields in near-crack zone. These thermal fields have shown to be much more accurate than those derived from RELAP5 and, as a result, they can be used in a more precise procedure of strength calculation with initiated cracks.

Keywords: WWER-1000, thermo-hydraulic calculations, thermal shock, CFD, FLUENT, nuclear reactor, finite-element modeling

Библиографический список использованной литературы

1. Thomas Hohne. Research Article. "CFD Simulation of Thermal-Hydraulic Benchmark V1000CT-2 Using ANSYS CFX" // Science and Technology of Nuclear Installations. – Vol. 2009 (2009), Article ID 835162. – 7 p.

2. *Отчет* об оказании услуг «Выполнение комплекса мероприятий по оценке технического состояния и переназначения ресурса/срока службы реактора ВВЭР-1000 (тип В-320) энергоблоков №1 и 2 ОП ЗАЭС» Этап 4. Расчет теплогидравлических параметров для всех режимов эксплуатации (НЭ, ННЭ, АС) реактора ВВЭР-1000 (тип В-320) энергоблока № 1 ОП ЗАЭС (в 3 томах). ИЗ-1107.01/4. ИПП-Центр. Киев. 2011.
3. *Отчет* об оказании услуг «Выполнение комплекса мероприятий по оценке технического состояния и переназначения ресурса/срока службы реактора ВВЭР-1000 (тип В-320) энергоблоков №1 и 2 ОП ЗАЭС» Этап 3. Расчет теплогидравлических параметров для всех режимов эксплуатации (НЭ, ННЭ и АС) энергоблока №1 ОП ЗАЭС. ИПП-Центр. Киев. 2012.
4. “ANSYS ONLINE HELP” web page: <http://www.ansys.com/Products/Simulation+Technology/Fluid+Dynamics/Specialized+Products/ANSYS+Polyflow/Features/Online+Help+&+Documentation>
5. “FLUENT 14.5 HELP” ANSYS 14.5 customer edition.
6. *Денисов В.П., Драгунов Ю.Г.* Реакторные установки ВВЭР для атомных электростанций. М.: ИздАТ, 2002. – 480 с.

References

1. *Thomas Hohne.* Research Article. “CFD Simulation of Thermal-Hydraulic Benchmark V1000CT-2 Using ANSYS CFX”. Science and Technology of Nuclear Installations. Vol. 2009 (2009), Article ID 835162. 7 p.
2. *Отчет* об оказании услуг «Выполнение комплекса мероприятий по оценке технического состояния и переназначения ресурса/срока службы реактора ВВЭР-1000 (тип В-320) энергоблоков №1 и 2 ОП ЗАЭС» Этап 4. Расчет теплогидравлических параметров для всех режимов эксплуатации (НЭ, ННЭ, АС) реактора ВВЭР-1000 (тип В-320) энергоблока № 1 ОП ЗАЭС (в 3 томах). ИЗ-1107.01/4. ИПП-Центр. Киев. 2011.
3. *Отчет* об оказании услуг «Выполнение комплекса мероприятий по оценке технического состояния и переназначения ресурса/срока службы реактора ВВЭР-1000 (тип В-320) энергоблоков №1 и 2 ОП ЗАЭС» Этап 3. Расчет теплогидравлических параметров для всех режимов эксплуатации (НЭ, ННЭ и АС) энергоблока №1 ОП ЗАЭС. ИПП-Центр. Киев. 2012.
4. “ANSYS ONLINE HELP” web page: <http://www.ansys.com/Products/Simulation+Technology/Fluid+Dynamics/Specialized+Products/ANSYS+Polyflow/Features/Online+Help+&+Documentation>
5. “FLUENT 14.5 HELP” ANSYS 14.5 customer edition.
6. *Denisov V.P., Dragunov Ju.G.* Reaktornye ustanovki VVJeR dlja atomnyh jelektrostantsij [Reactors fluidizers of WWER nuclear power plants]. Moscow: Izdat, 2002. 480 p.

Подана до редакції 23.10.2014