

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 2. ХРУПКАЯ ПРОЧНОСТЬ

Iakovliev 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 2. BRITTLE STRENGTH

*В Украине для тепло-гидравлических расчетов различных сценариев, возможных на реакторных установках АЭС, используется расчетный комплекс RELAP5. Проблема заключается в том, что эти расчеты в районе патрубка корпуса реактора обычно проводят на грубой одномерной сетке (2-3 элемента), что не позволяет в дальнейшем получить достаточную точность при анализе трещиностойкости 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, на примере реактора В-320 реакторной установки типа ВВЭР-1000 первого энергоблока Запорожской АЭС для режима аварийного охлаждения, приводящего к так называемому термошоку. Результаты изложены в Сообщении 1.*

*Сообщение 2 посвящено продолжению расчетов, а именно анализу хрупкой прочности (трещиностойкости) корпуса реактора при аварийном термошоке. Оценки коэффициента интенсивности напряжений проведены с применением ANSYS, а также комбинированного метода весовых функций, причем обе оценки практически совпали.*

*Ключевые слова:* корпус реактора, термошок, хрупкая прочность, конечно-элементное моделирование, метод весовых функций

#### 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 ситуации 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) [1]:

- 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;
- оценка сопротивления хрупкому разрушению КР. Результаты: характеристики состояния постулированной трещины и обоснование вывода о допустимости ситуации.

В Сообщении 1 [1] отмечено, что в Украине тепло-гидравлические расчеты РУ традиционно проводятся с помощью РК RELAP5 от INEL (США). Создаются полные тепло-гидравлические модели РУ и анализируются многочисленные сценарии, гипотетически возможные в процессе ее эксплуатации. Расчеты проводятся в одномерной постановке, но даже при этом порождают огромные массивы информации [2, 3]. В этих моделях

для КР в целом получают реалистические оценки. Однако зона патрубка КР описывается весьма грубо: двумя-тремя одномерными "гидравлическими" элементами, в пределах которых значения температуры и давления аппроксимируются кусочно-постоянными пространственными функциями [2, 3]. Для оценки сопротивления КР хрупкому разрушению такая точность недостаточна, поскольку не дает плавного изменения температуры и ее градиента (известно, что точность результата последовательности расчетов не может быть выше точности самого грубого из этих расчетов).

В Сообщении 1 поставлена задача создания уточненной методики проведения комплексного анализа трещиностойкости зоны патрубка корпуса реактора, в которой тепло-гидравлическая модель зоны патрубка КР имела бы повышенную точность расчетов, а все расчеты проводились бы на персональной ЭВМ с использованием одного-двух ПК, сертифицированных в атомной энергетике Украины.

Предложено дополнительно вводить и анализировать локальную тепло-гидравлическую модель зоны патрубка КР применением кода FLUENT из ПК ANSYS, используя в качестве начальных и граничных условий результаты глобальных тепло-гидравлических расчетов соответствующего сценария, проведенных в RELAP5. Все дальнейшие расчеты проводить в ANSYS. Такая *глобально-локальная модель* позволит на ПЭВМ получать более точную картину эволюции теплового поля и давления в зоне возможной трещины, а значит, и трещиностойкости КР.

В качестве примера для РУ типа ВВЭР-1000 с серийным реактором В-320 от ОКБ "Гидропресс" [4] рассмотрели сценарий разрыва импульсной трубки Ду10, как наиболее опасный для КР [2, 3]. Согласно реализованному в RELAP5 этому сценарию [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 °С до 22 °С 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 "языков" 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 трещин могут иметь место катастрофические последствия вплоть до полного разрушения КР.

В Сообщении 1 изложили результаты применения предложенной методики на первых двух этапах, т.е. включительно с получением температурных полей в патрубковой зоне КР. В настоящем Сообщении привели результаты выполнения остальных двух этапов.

### Пример реализации уточненной методики проведения расчетов КР на трещиностойкость

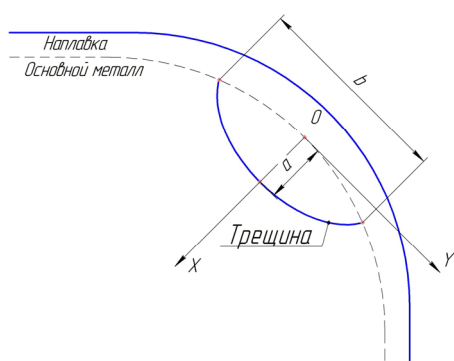


Рис. 1. Схематичное изображение трещины с локальной системой координат

При выполнении расчетов на сопротивление хрупкому разрушению при аварийных режимах теплового удара, в соответствии с Рабочей программой 12.РО.УС.ПМ.139-12 [5] постулируется поверхностная полуэллиптическая трещина глубиной  $a = 0,125(S + S_H)$ , где  $S = 345$  мм — толщина основного металла, и  $S_H = 9$  мм — толщина наплавки, с соотношениями осей  $b/2a = 0.4$  или  $0.7$ . В связи с тем, что численное моделирование трещин в средах с двумя разными материалами на данном этапе не является возможным (отсутствуют, или очень не совершенны соответствующие процедуры), моделировали трещину, которая находится под наплавкой в основном металле. На рис.1 изображена схема постулированной трещины и локальной системы координат.

При численном моделировании в ANSYS используют такой подход для определения трещиностойкости [6].

Энергия, израсходованная на раскрытие трещины, измеряется в узлах конечно-элементной модели. Т.е., фактически, значение  $J$  — интеграла и, как следствие, КИН  $K_I$  будут, строго говоря, зависеть как от качества сетки, так и от количества контуров, которые были использованы в расчете. Малое количество контуров ведет к значительным погрешностям при решении задачи в упругой постановке, поскольку в ближайших к трещине узлах наблюдаются значительные погрешности по энергии. Увеличение количества контуров может тоже отрицательно отобразиться на точности решения, поскольку, чем более отдаленные от трещины узлы будут учитываться, тем меньшие напряжения они будут вкладывать в решение (рис.2). В реальных инженерных расчетах рекомендуют выбирать до десяти базовых контуров за возможную зоной пластичности, для которых проводить "прикидочный" расчет и в конце концов выбирать тот контур, который дает наименьшую погрешность относительно соседних. Полученные значения  $J$  — интеграла

пересчитываются в значения  $K_I$  по формуле  $K_I = \sqrt{JE}$  для плоского напряженного состояния (вблизи выхода фронта трещин на поверхность) и  $K_I = \sqrt{JE / (1 - \mu^2)}$  для плоского деформированного состояния (в глубине металла). Тут  $E$  – модуль Юнга, а  $\mu$  – коэффициент Пуассона.

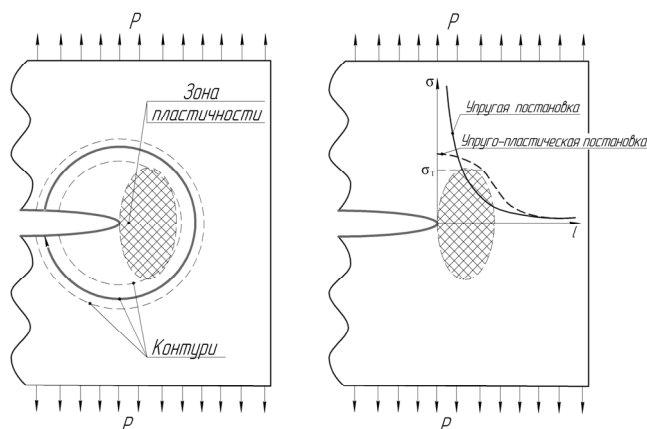


Рис. 2. Принципиальная схема выбора контуров

Моделирование трещины в патрубковой зоне в ПК ANSYS проводили с помощью кода "Mechanical. Fracture Mechanics".

Кроме прямого расчета  $J$  – интеграла в ANSYS, использовали комбинированный метод весовых функций. В этом методе объект рассчитывается без трещины, а оценка его трещиностойкости проводится на основе полученного напряженно-деформированного состояния (НДС) объекта через весовые функции. Учитываются также местоположение и геометрия гипотетически встраиваемой трещины (краткое описание метода изложено, например, в книге [7]). В обоих методах считается, что если

$\max \{K_I\} < K_{IC}$ , то хрупкая прочность объекта обеспечена.

Для получения характеристик НДС КР без трещины также применяли ANSYS. В расчетах применяли значения физико-механических характеристик материалов, помещенные в таблице 1.

Таблица 1

#### Значения физико-механических характеристик материалов

Характеристика	Конструкционная сталь 10ГН2МФА	Антикоррозионная наплавка 08X18H10T
Модуль Юнга $E$ при $T = 553^\circ K$ , МПа	$1.96 \cdot 10^5$	$1.81 \cdot 10^5$
Коэффициент Пуассона $\mu$ при $T = 553^\circ K$	0.3	0.3
Коэффициент температурного расширения $\alpha_T$ при $T = 553^\circ K$ , $1/^\circ K$	$1.30 \cdot 10^{-5}$	$1.73 \cdot 10^{-5}$
Плотность $\rho$ , $kg / m^3$	7850	7750
Предел текучести $\sigma_s$ при $T = 553^\circ K$ , МПа	294	245

Примененные конечно-элементные модели патрубковой зоны КР изображены на рис.3. Использовали "инструмент" ANSYS, позволяющий встраивать сетку с трещиной в сетку без трещины наложением двух сеток.

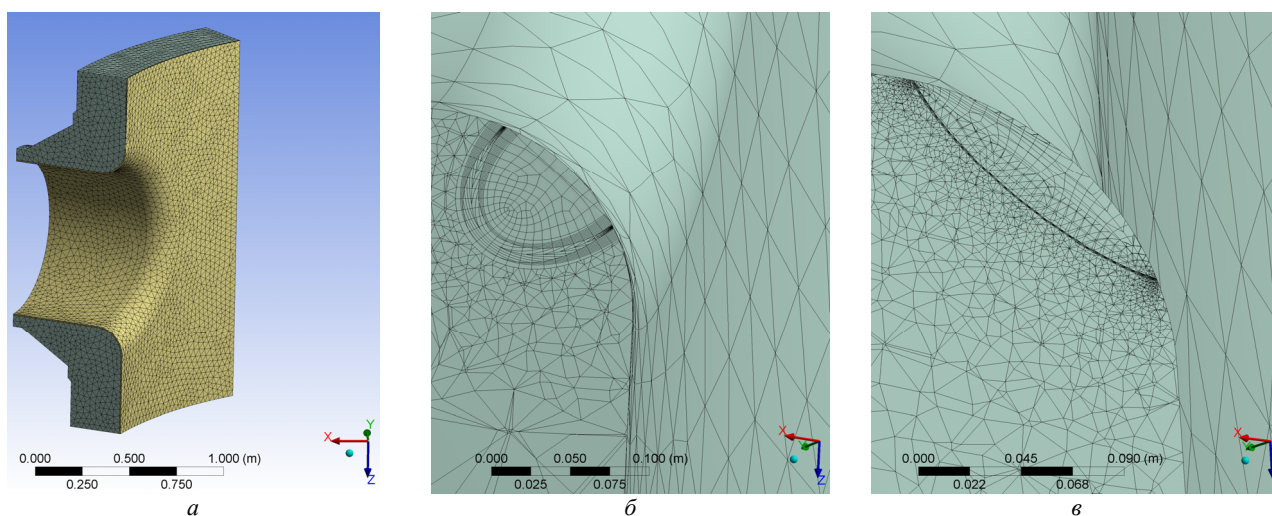


Рис. 3. Конечно-элементные модели патрубковой зоны КР:  
а – без трещины; б, в – с трещиной с соотношением осей 0.4 и 0.7 соответственно

Для зони патрубка КР застосовували граничні умови (ГУ). Нзмненнє ГУ:

- кинематическє, в вїде заперта перемещенї в узлах на вертикальних и нижней плоскостях рассеченїя (рис.3-а) в направлєннї нормали к соответствующей поверхности; и в вїде условия равенства перемещенї в узлах на верхней плоскостн рассеченїя в направлєннї нормали к поверхности;

- термо-силосые, в вїде начальной температуры  $T_0 = 573^\circ K$ , собственного веса  $\gamma = 9.81\rho$  (объемная распределенная нагрузка), а также части от веса  $Q \approx 2000$  кН отсеченной верхней части корпуса. Эту нагрузку приложили к верхней плоскостн рассеченїя (опорная зона КР – ниже патрубокосой зоны) в вїде "давления"  $q_z = 4Q\beta / [\pi(D_{KP,2}^2 - D_{KP,1}^2)] \approx 0.07$  МПа, где  $D_{KP,1} = 3982$  мм и  $D_{KP,2} = 4570$  мм – внутренний и наружный диаметры КР в месте рассеченїя;  $\beta = 0.126$  – часть кольцевого сеченїя КР, приходящаяся на расчетный сектор зоны патрубка КР.

Изменяющиеся термо-силосые ГУ:

- давление  $p$  на внутренних поверхностях КР (из предыдущего тепло-гидравлического расчета [1]);
- температура в узлах (из предыдущего теплового расчета [1]);
- обусловленные внутренним давлением в КР, в вїде "давления"  $q_z = p / [(D_{KP,2} / D_{KP,1})^2 - 1]$  и  $q_x = p / [(D_{Dy,2} / D_{Dy,1})^2 - 1]$  на верхней плоскостн рассеченїя и на плоскостн рассеченїя Ду850 соответственно, в направлєннї внешней нормали к поверхности. Тут  $D_{Dy,1} = 850$  мм и  $D_{Dy,2} = 990$  мм – внутренний и наружный диаметры Ду850 в месте рассеченїя.

Также задавали: количество точек на фронте трещины, в которых будут рассчитываться  $J$  – интеграл и КИН  $K_I$  (задавали 51 точку), тип и сгущеннє сетки, количество (8) и положение контуров.

Расчеты параметров трещиностойкости проводили в статической постановке задачи для трех моментов времени  $t = 30$  с, 60 с и 90 с сценария разрыва импульсной трубки Ду10 [1].

На рис.4 – рис.6 изображены значения  $K_I$ , подсчитанные на основе  $J$  – интеграла в ANSYS на 8-ми контурах в моменты времени 30 с, 60 с и 90 с.

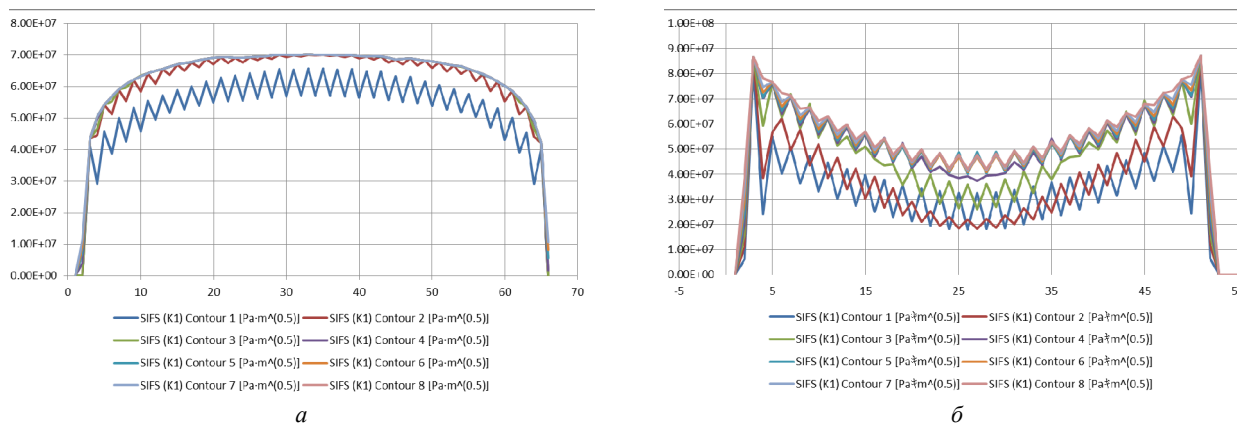


Рис. 4. Значения  $K_I$ , подсчитанные на основе  $J$  – интеграла в ANSYS на 8-ми контурах в момент времени 30 с при соотношении полуосей постулированной трещины  $a/b$  : а – 0.4; б – 0.7

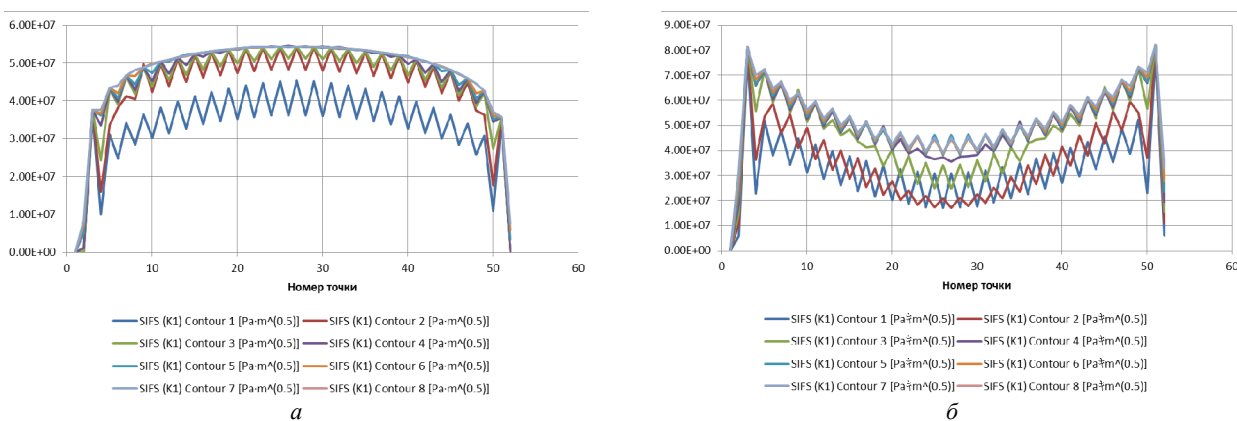


Рис. 5. Значения  $K_I$ , подсчитанные на основе  $J$  – интеграла в ANSYS на 8-ми контурах в момент времени 60с при соотношении полуосей постулированной трещины  $a/b$  : а – 0.4; б – 0.7

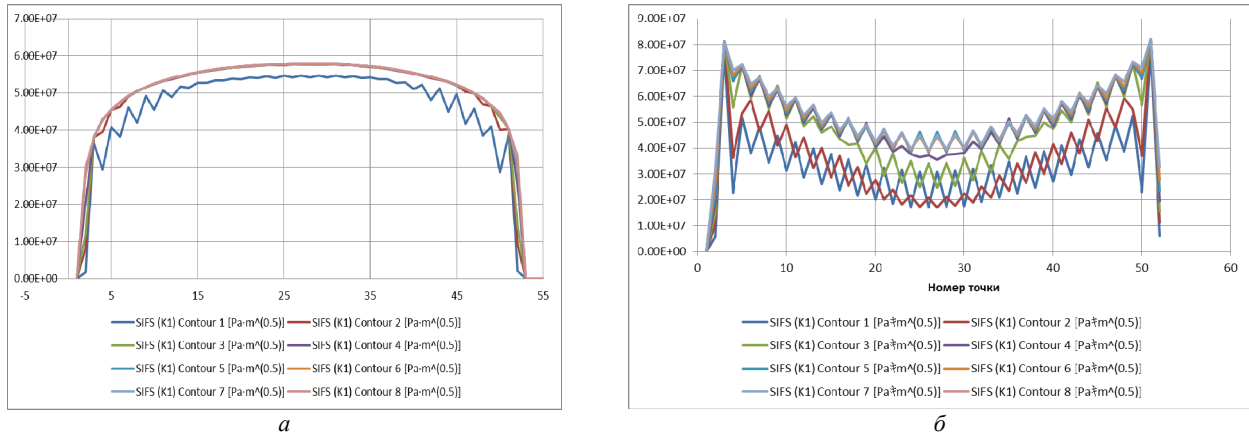


Рис. 6. Значения  $K_I$ , подсчитанные на основе  $J$  – интеграла в ANSYS на 8-ми контурах в момент времени 90с при соотношении полуосей постулированной трещины  $a/b$  : а – 0.4; б – 0.7

Для применения комбинированного метода весовых функций краевая задача об определении напряженно-деформированного состояния решалась без встроенных трещин на сетке рис.3-а. На рис.7 показаны 3 траектории, на которых выбирались значения напряжений.

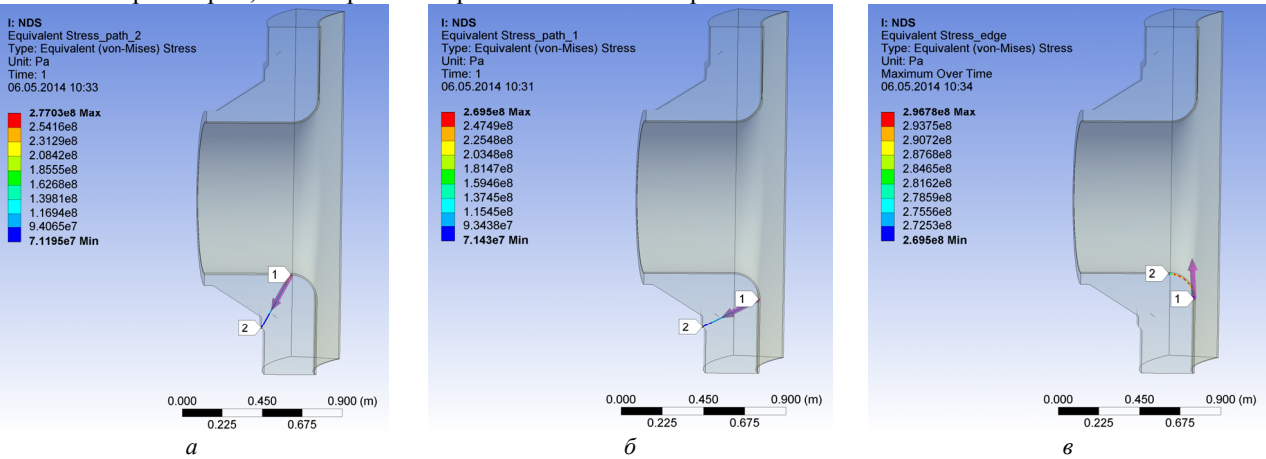


Рис. 7. Траектории применения комбинированного метода весовых функций

На рис.8 показаны изображения поверхностных распределений эквивалентных (по Мизесу) напряжений.

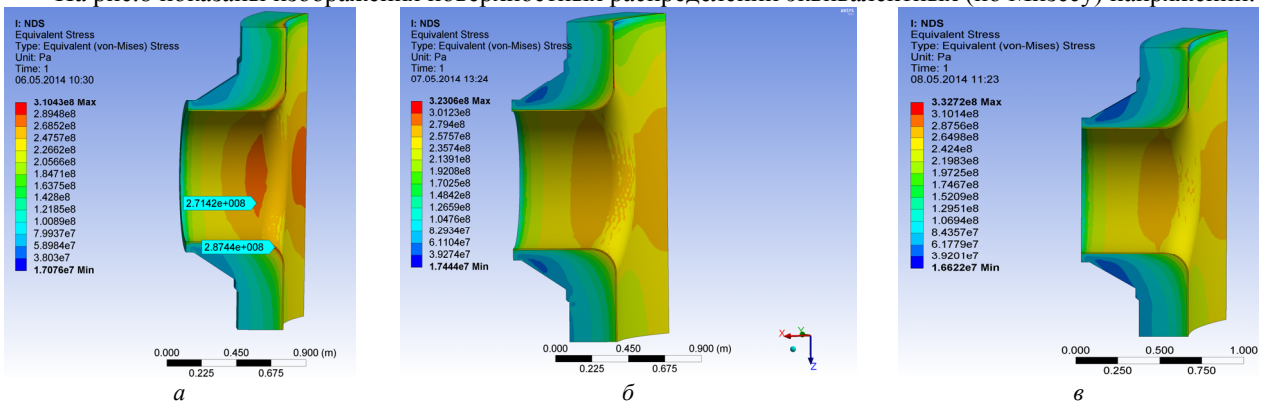


Рис. 8. Интенсивность напряжений (по Мизесу, Па) для моментов времени: а – 30 с; б – 60 с; в – 90 с

Для 3-х моментов времени на 3-х траекториях были построены таблицы и графики распределения напряжений, необходимых для применения комбинированного метода весовых функций (не приведены).

Для расчетов  $K_I$  было выбрано шесть базовых законов нагружения берегов гипотетической трещины:  $\sigma^{(1)} = 1$ ,  $\sigma^{(2)} = y/a$ ,  $\sigma^{(3)} = x/b$ ,  $\sigma^{(4)} = (y/a)^2$ ,  $\sigma^{(5)} = (y/a)(x/b)$ ,  $\sigma^{(6)} = (x/b)^2$ . Для использования весовых функций необходимо описать поле напряжений в окрестности фронта трещины. Для этого – взять напряжения в точках фронта трещины, а потом методом наименьших квадратов описать их аналитически с помощью указанных шести базовых законов.

Для цього існуюче поле напружень описували функцій

$$\sigma_{Theor} = A_{(1)}\sigma_{Bas}^{(1)} + A_{(2)}\sigma_{Bas}^{(2)} + A_{(3)}\sigma_{Bas}^{(3)} + A_{(4)}\sigma_{Bas}^{(4)} + A_{(5)}\sigma_{Bas}^{(5)} + A_{(6)}\sigma_{Bas}^{(6)}, \quad (1)$$

где  $\sigma_{Theor}$  – теоретическое значение напряжения;  $A_{(i)}$  – коэффициент интерполяции;  $\sigma_{Bas}^{(i)}$  – значения напряжений от базового нагружения,  $i=1, \dots, 6$ . Затем коэффициенты находили из условий минимизации функционала

$$F = \sum_{n=1}^N (\sigma_R^{(n)} - \sigma_{Theor}^{(n)}), \quad (2)$$

где  $N$  – количество точек;  $\sigma_R^{(n)}$  – расчетное значение напряжения. Условия минимизации – стандартные, т.е.  $\partial F / \partial A_{(i)} = 0$ ,  $i=1, \dots, 6$ .

Полученные значения коэффициентов аппроксимации приведены в таблице 2.

Таблица 2

Значения коэффициентов аппроксимации (1)

Соотношение осей трещины $a/b$	$A_{(1)}$	$A_{(2)}$	$A_{(3)}$	$A_{(4)}$	$A_{(5)}$	$A_{(6)}$
0.4	$-5.05 \cdot 10^7$	$1.90 \cdot 10^8$	$-2.80 \cdot 10^6$	0.0	$2.66 \cdot 10^5$	$8.30 \cdot 10^7$
0.7	$-7.51 \cdot 10^6$	$3.53 \cdot 10^7$	$1.88 \cdot 10^8$	$3.97 \cdot 10^6$	$5.62 \cdot 10^5$	$3.30 \cdot 10^8$

На рис.9 показаны графики оценок значений  $K_I$  вдоль фронта трещин, подсчитанные на основе полученных аппроксимаций (K1\_theory), в сравнении с подсчитанными в ANSYS через  $J$ -интеграл (K1\_Ansys) на момент времени 60 секунд.

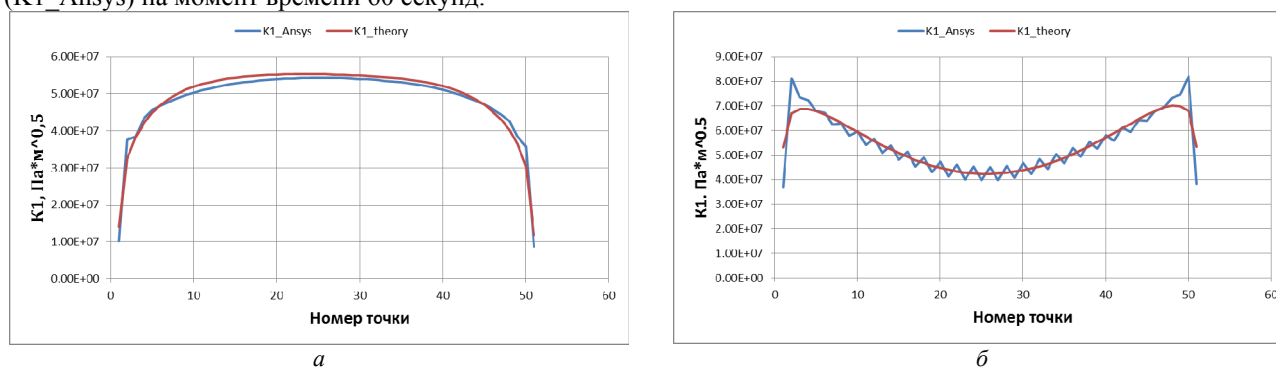


Рис. 9. Сравнения значений  $K_I$ , полученных методом функций влияния и в ANSYS через  $J$ -интеграл, на момент времени 60 с, для трещин с отношением осей: а – 0.4; б – 0.7

Из рис.9 следует, что получено хорошее совпадение результатов расчетов по обоим вариантам, что подтверждает правильность проведенных расчетов (комбинированный метод весовых функций многократно проверен и не требует верификации). Поэтому аналогичную проверку для других моментов времени не проводили.

Ни при каких рассчитанных вариантах трещин и моментах времени условие  $\max\{K_I\} < K_{IC}$  не нарушено, т.е. хрупкая прочность КР при наличии постулированных трещин и реализации аварийного сценария термошока обеспечена.

## Выводы

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

2. Проведенные расчеты показали, что хрупкая прочность КР типа В-320 при наличии постулированных трещин и реализации аварийного сценария термошока обеспечена.

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

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

Локальне моделювання проводили із застосуванням коду FLUENT з ANSYS, на прикладі реактора В-320 реакторної установки типу ВВЕР-1000 першого енергоблоку Запорізької АЕС для режиму аварійного охолодження, що приводить до так званого термошоку. Результати викладені в Повідомленні 1.

Повідомлення 2 присвячене продовженню розрахунків, а саме аналізу крихкої міцності (тріщиностійкості) корпусу реактора при аварійному термошоці. Оцінки коефіцієнта інтенсивності напружень проведені із застосуванням ANSYS, а також комбінованого методу вагових функцій, причому обидві оцінки практично збіглися.

**Ключові слова:** корпус реактора, термошок, крихка міцність, скінченно-елементне моделювання, метод вагових функцій

**Abstract.** This article is devoted to problems of cold nozzle brittle strength evaluation. Brittle strength calculations are considered as a second stage of methodology proposed by authors in report 1. The methodology aims to replace the RELAP 5 thermo-hydraulic calculations with finite elements modelling.

Report 2 defines main steps that should be fulfilled to assess initial crack propagation resistance of the reactor shell material in the area of cold nozzle inlet with help of finite elements modelling. It also provides a validation procedure of presented methodology.

The validation procedure consists of following problems: derivation of initial stress field from the area of interest without consideration of initial crack, altering the stress field by implementing the influence of initial crack (influence functions method) and deriving the  $K_I$  values from altered stress field. Then  $K_I$  values derived using finite elements procedure and validation procedure are to be compared. Good agreement between both results means good accuracy of finite elements procedure.

Finite elements calculations were performed in ANSYS 14.5 software with help of a new package that allows stress intensity factors evaluation. ANSYS and analytical procedures have shown excellent agreement.

ANSYS and analytical procedures have shown excellent agreement.

**Keywords:** nuclear reactor shell, pressurized vessels, thermal shock, brittle strength, finite-element modeling, influence functions method.

#### Библиографический список использованной литературы

1. Яковлев А.И., Рудаков К.Н. Уточненная методика проведения комплексного анализа хрупкой прочности зоны патрубка корпуса реактора при аварийном термошоке. Сообщение 1. Тепло-гидравлический и тепловой расчеты // Вісник НТУУ "КПІ". Сер. Машинобудування, 2014. – №71. – С.127-134.
2. Отчет об оказании услуг «Выполнение комплекса мероприятий по оценке технического состояния и переназначения ресурса/срока службы реактора ВВЕР-1000 (тип В-320) энергоблоков №1 и 2 ОП ЗАЭС» Этап 4. Расчет теплогидравлических параметров для всех режимов эксплуатации (НЭ, ННЭ, АС) реактора ВВЕР-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 ВВЕР-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. Киев. 2012.
4. Денисов В.П., Драгунов Ю.Г. Реакторные установки ВВЭР для атомных электростанций. М.: ИздАТ, 2002. – 480 с.
5. 12.RO.YS.PM.139-12. Рабочая программа оценки технического состояния и продления срока эксплуатации корпуса, верхнего блока и деталей узла уплотнения главного разъема реактора энергоблоков №№ 1, 2 ОП ЗАЭС.
6. "ANSYS ONLINE HELP" web page: <http://www.ansys.com/Products/Simulation+Technology/Fluid+Dynamics/Specialized+Products/ANSYS+Polyflow/Features/Online+Help+&+Documentation>
7. Орынjak И.В. Прочность трубопроводов с дефектами. К.: Наук. думка, 2012. – 445 с.

#### References

1. Jakovlev A.I., Rudakov K.N. [Improved technique of a complex analysis of crack resistance of WWER-1000 nuclear reactor cold leg nozzle under thermal shock. Report 1. Thermo-hydraulic and transient thermal calculations]. Visnik NTUU "KPI". Ser. Mashinobuduvannja, 2014. №71. p.127-134.
2. Otchet ob okazanii uslug «Vypolnenie kompleksa meroprijatij po ocenke tehniceskogo sostojanija i perenaznachenija resursa/sroka sluzhby reaktora VVJeR-1000 (tip V-320) jenergloblokov №1 i 2 OP ZAJeS» Jetap 4. Raschet teplogidravlicheskih parametrov dlja vseh rezhimov jekspluatacii (NJe, NNJe, AS) reaktora WWER-1000 (tip V-320) jenerglobloka №1 OP ZAES (v 3 tomah). IZ-1107.01/4. IPP-Centr. Kiev. 2011.
3. Otchet ob okazanii uslug «Vypolnenie kompleksa meroprijatij po ocenke tehniceskogo sostojanija i perenaznachenija resursa/sroka sluzhby reaktora VVJeR-1000 (tip V-320) jenergloblokov №1 i 2 OP ZAJeS» Jetap 3. Raschet teplogidravlicheskih parametrov dlja vseh rezhimov jekspluatacii (NJe, NNJe i AS) jenerglobloka №1 OP ZAJeS. IPP-Centr. Kiev. 2012.
4. Denisov V.P., Dragunov Ju.G. Reaktornye ustanovki VVJeR dlja atomnyh jelektrostantsij [Reactors fluidizers of WWER nuclear power plants]. Moscow: IzdAT, 2002. 480 p.
5. 12.RO.YS.PM.139-12. Rabochaja programma ocenki tehniceskogo sostojanija i prodlenija sroka jekspluatacii korpusa, verhnego bloka i detalej uzla uplotnenija glavnogo raz#ema reaktora jenergloblokov №№ 1, 2 OP ZAJeS [Executable code of estimation of the technical state and extension of term of exploitation of corps, overhead block and details of knot of compression of main socket of reactor of power units №№ 1, 2 OP ZAES]
6. "ANSYS ONLINE HELP" web page: <http://www.ansys.com/Products/Simulation+Technology/Fluid+Dynamics/Specialized+Products/ANSYS+Polyflow/Features/Online+Help+&+Documentation>
7. Orynjak I.V. Prochnost' truboprovodov s defektami [Strength of pipelines with defects]. Kiev: Naukova dumka, 2012. 445 p.

Подана до редакції 10.11.2014