

УДК 539.4

Кришчук М.Г., д.т.н., проф.; Ориняк А.І.  
НТУУ «Київський політехнічний інститут» м. Київ, Україна

## ВИЗНАЧЕННЯ ТЕМПЕРАТУРНОГО ЗАПАСУ КРИХКОГО РУЙНУВАННЯ ЕЛЕМЕНТІВ КОРПУСА РЕАКТОРА З ДЕФЕКТОМ ПІД ЧАС АВАРІЙНОГО РЕЖИМУ

Kryshchuk M., Oryniak A.  
National Technical University of Ukraine «Kyiv Polytechnic Institute», Kyiv, Ukraine (mmi@kpi.ua)

### TEMPERATURE MARGIN ESTIMATION OF BRITTLE FRACTURE FOR REACTOR PRESSURE VESSEL DURING EMERGENCY MODE

В Україні діють 4 атомних електростанції з 15 енергоблоками, причому проектний строк експлуатації (30 років) багатьох з яких завершується. Розрахунок на крихку міцність являється одним із ключових моментів обґрунтування цілісності корпусу реактора при продовженні його ресурсу. На даний момент в Україні діють 4 різні нормативні методики, які дозволяють проводити уточнюючі розрахунки щодо продовження ресурсу корпусів реакторів в понад проектний період. Крім того, наглядовий орган вимагає узгодження позицій з вимогами відповідних документів МАГАТЕ. Проте ці документи не тільки протирічять між собою, але в жодному з них немає детальної інформації і системи тестів для обґрунтування правильності застосування прийнятих розрахункових схем, геометричних моделей і підмоделей, густини сітки, вибору типу скінченних елементів. Значну проблему становить відсутність конкретних рекомендацій щодо застосування сучасних програмних кодів для обчислення КІН в часі при наявності пружно-пластичного деформування, в тому числі при наявності залишкових напружень. Все це приводить до суб'єктивності при оцінці коректності виконаних розрахунків, матеріальних втрат, формулюванні необґрунтованих вимог, затягуванні експертизи і появи різних підходів, що претендують на універсальність.

В даній роботі розглядається методика розрахунку корпусу реактора ВВЕР-1000 на крихку міцність. За допомогою сучасного програмного коду моделюється реальний аварійний експлуатаційний режим і визначається температурний запас крихкого руйнування.

Ключові слова: крихка міцність, корпус реактора, патрубков ДУ-850, аварійний режим ВВЕР-1000, коефіцієнт інтенсивності напружень

#### Вступ

Оцінка цілісності елементів конструкції реактору є дуже важливим питанням для безпечного і надійного функціонування ядерних електростанцій. Це особливо важливо для обґрунтування експлуатації ядерної електростанції понад допустимий проектний період та забезпечення економічно-раціонального використання обладнання. Однією з основних розрахунків являється розрахунок корпусу реактора на крихку міцність, так як всі частини ядерної електростанції, окрім корпусу являються замінюваними. При розрахунку на крихку міцність, спочатку постулюється вірогідна тріщина заданої величини, яку б могли з дуже малою ймовірністю не виявити і запустити реакторний блок.

Корпуси реакторів були спроектовані так, щоб вони змогли витримати аварійний режим з гіпотетичною тріщиною і не допустити крихке руйнування протягом життєвого циклу експлуатації реактору. У практичній реалізації цієї вимоги, в кінці 60-х років минулого століття відповідний критерій був прийнятий серед фахівців ядерного співтовариства, згідно з яким розраховується коефіцієнт інтенсивності напружень (КІН)  $K_1$  та порівнюється з критичним значенням величини КІН  $K_{1C}$ . Основна умова для забезпечення цілісності корпусу реактору (КР) АЕС визначена співвідношенням.

$$K_1(T) < K_{1C}(T) \quad (1)$$

Згідно чинного нормативного підходу ПНАЕ Г-7-002-86 [1] крихка міцність вважається забезпеченою, коли при розрахункових температурах діючий коефіцієнт інтенсивності напружень  $K_1$  менше допустимої величини  $K_{1C}$ . Іншими словами, повинен існувати достатній температурний запас по в'язкості, щоб уникнути крихкого руйнування КР у всіх можливих режимах експлуатації, включаючи аварійні ситуації.

Критичне значення величини  $K_{1C}$  визначається з так званої опроміненої кривої тріщиностійкості, яка побудована з експериментальних даних залежності  $\bar{K}_{1C}(T)$  від температури  $T$ . Експериментальні точки кривої отримують в рамках лінійної механіки руйнування з урахуванням всіх обмежень для зразків з різними

розмірами (іноді, за необхідністю використовують дуже великі зразки). Для чисельних розрахунків елементів конструкцій КР на крихку міцність використовується нормативна температурна залежність в'язкості руйнування  $K_{IC}$ , положення якої на температурній вісі визначається значенням величиною  $T_K$ .

З розвитком комерційних обчислювальних комплексів інженерного аналізу з'явилася альтернативна можливість розрахунку J-інтеграла. Перші чисельні експерименти в порівнянні різних методів проводилися в США спільнотою інженерів ASTM [2] і Європейським товариством цілісності конструкцій ESIS [3] виявили катастрофічну [4] розбіжність результатів розрахунків. Таким чином, недоліки і обмеження в методиках обчислення величин J-інтеграла стали більш очевидні. В роботі [4] аргументується необхідність видання методичних рекомендацій з розрахунками величини J-інтегралу. Виникла необхідність згадати про теоретичні передумови (а значить, і обмеження, які покладені в основу теорії). До них відносяться: – відсутність внутрішніх джерел сил в середині контуру інтегрування, наприклад, температурних напружень, вагових зусиль; – однорідність середовища матеріалу, тобто відсутність наплавлень; – поверхня тріщини вільна від навантажень, тобто не діє внутрішній тиск на береги поверхні тріщини; – матеріал передбачається нелінійно пружним. Результати обчислень є некоректними, якщо використовується інкрементальна теорія пластичності або ж відбувається підростання розмірів тріщини.

Алгоритми, що були закладені в програмних комплексах до 2011 року не давали коректних результатів значень J-інтегралу, у випадках коли контур перетинав границю різних за фізичними властивостями матеріалів. Тільки з початком 2012 року було запропоновано Yuebao Lei [9] застосувати новий алгоритм обчислення J-інтегралу, який давав змогу обчислювати J-інтеграл (2) з урахуванням вищезазначених обмежень у вигляді

$$J = \int_{\Gamma} \left( W \delta_{ii} - \sigma_{ij} \frac{\partial u_j}{\partial x} \right) n_i ds + \int_A \sigma_{ij} \frac{\partial \varepsilon_{ij}^{th}}{\partial x} dA + \int_A \sigma_{ij} \frac{\partial \varepsilon_{ij}^0}{\partial x} dA, \quad (2)$$

де  $\sigma_{ij}$  та  $u_j$  компоненти напружень і переміщень відповідно,  $\Gamma$  – крива навколо вершини тріщини,  $A$  – об'єм матеріалу, що деформується,  $n_i$  – вектор нормалі до контура  $\Gamma$ ,  $ds$  – довжина кривої вздовж контура  $\Gamma$ ,  $\delta_{ij}$  – символ Кронекера,  $W$  – густина енергії механічного деформування.

КІН є параметром лінійної механіки руйнування, а J-інтеграл є більш загальним параметром пружнопластичної механіки руйнування. У разі пружного деформування обидва параметри взаємопов'язані співвідношенням.

$$K_1 = \sqrt{\frac{JE}{1-\mu^2}} \quad (3)$$

де  $E$  та  $\mu$  – модуль пружності та коефіцієнт Пуассона відповідно.

Даний етап розвитку інформаційних технологій та обчислювальної техніки з легкістю дають змогу будувати імітаційні моделі термонапруженого стану досліджуваних об'єктів, які побудовані з великою кількістю скінчених елементів з визначеним типом апроксимації шуканих функцій і дають змогу забезпечити високу точність результатів розрахунку.

#### Мета дослідження

Основна мета даного дослідження полягає у проведенні імітаційного моделювання нестационарних термомеханічних процесів для одного із можливих та найнебезпечніших аварійних режимів охолодження корпусу реактора ВВЕР-1000 з постульованою геометричною формою тріщини, оцінці граничного стану його патрубку ДУ-850, визначенні температурного запасу крихкого руйнування.

#### Об'єкт дослідження

Параметри величин температурного запасу та характеристик тріщиностійкості в процесах опору крихкому руйнуванню матеріалу патрубка ДУ-850 з тріщиною корпусу реактора ВВЕР-1000 при термосилових навантаженнях аварійного режиму експлуатаційної зупинки.

Методика оцінки величин температурного запасу крихкої міцності приведена на прикладі чисельних розрахунків імітаційної моделі патрубка ДУ-850 ВВЕР-1000 з постульованою тріщиною та приєднаного до нього фрагменту оболонки КР. Геометричні розміри патрубка приведені на рис.1. Постульована тріщина являє собою еліпс із співвідношенням осей  $a/b = 0.3$ , де  $a = 44,25$  мм і лежить на вісі, яка пересікає патрубок в найбільш товстому місці.

Чисельні розрахунки проводились із врахуванням пружно-пластичних характеристик матеріалу КР. Використовуючі практичні рекомендації по розрахунку J-інтегралу [4], спочатку визначався J-інтеграл, а потім значення його величин конвертувалися в КІН. Більш вузьким питанням являється вивчення коректності вимог, зафіксованого в рекомендаціях МАГАТЕ [5], про необхідність використання вбудованої термопластичної моделі тіла при визначенні параметрів механіки руйнування.

Створена 3-D геометрична модель симетричної частини патрубкової зони КР

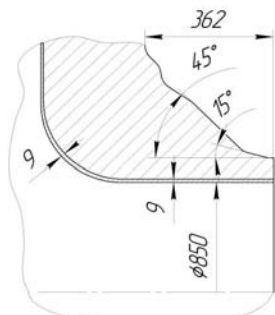


Рис. 1. Геометричні параметри патрубка ДУ-850

має такі розміри: висота-4600 мм; довжина (кут) по колу корпусу реактора-90 градусів. Модель складається з патрубка Ду850 і приєднаної до нього трубного блоку ГЦТ (головний циркуляційний трубопровід) довжиною 500мм. У тривимірній імітаційній моделі патрубка частини КР не враховано патрубки САОЗ (система аварійного охолодження активної зони реактора). Дане спрощення не впливає на точність розрахунків тріщин, постульованих в патрубках ГЦТ, при цьому дозволяє створити більш оптимальну скінчено-елементну модель. Постульовані тріщини для всіх аварійних режимів завжди повинні знаходитися в зоні «холодного язика».

Для оцінки точності обчислення J-інтеграла в наведеній розрахунковій схемі розроблено за допомогою програмного комплексу ABAQUS [6] три дискретні моделі патрубка зони КР (табл.1) з різним ступенем згущення сітки скінчених елементів (СЕ).

Таблиця 1

#### Характеристики якості скінчено-елементних сіток для патрубка зони КР

Тип СЕ сітки	Кількість СЕ	Кількість вузлів
Poor (груба)	52390	152855
Medium (розрахункова)	68193	215449
Fine (покращена)	88688	296665

Сітка СЕ дискретних моделей патрубка зони КР складається з 10-ти вузлових тетраедрів C3D10 та 20-ти вузлових гексаедрів C3D20. Зона тріщини змодельована за допомогою 20-ти вузлових гексаедрів C3D20 так, як саме цей тип елементів створений для визначення J-інтегралу. При застосуванні елементів C3D10 вирахувати J-інтеграл неможливо. Деякі частини патрубка зони, у зв'язку зі своєю складною геометричною формою, не мають спеціального алгоритму моделювання і були розбиті елементами типу C3D10 довільно.

Трубні блоки ГЦТ включені в розрахункову модель виключно з метою коректного завдання граничних умов до патрубків ГЦТ, тому сітка СЕ в трубних блоках спрощена. Умова переходу між сітками СЕ трубних блоків ГЦТ та корпусом реактору забезпечує спряження «вузел в вузел» СЕ та неперервність величин напружень і деформацій.

Розміри постульованої тріщини, як зазначалося вище, наступні: глибина  $a=45.25$  мм (із них 1 мм – в наплавленні), напівдовжина  $b=147.5$  мм. Створена сітка СЕ патрубка зони достатнього згущення (Medium) складається з 215449 вузлів та 68193 СЕ та приведена на рис.2.

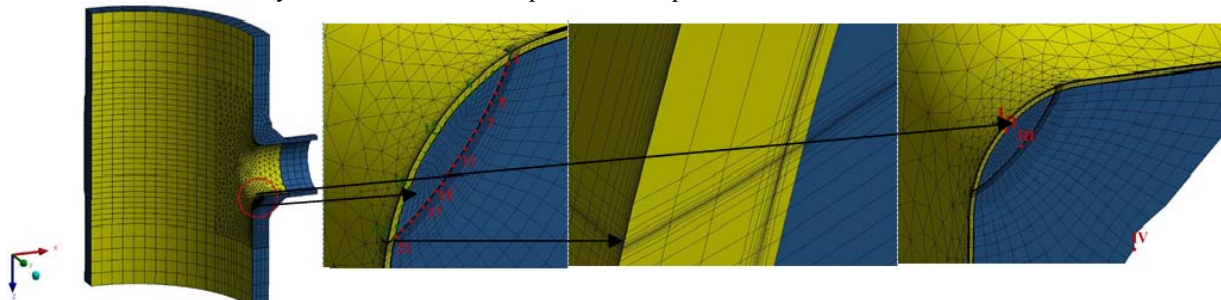


Рис. 2. Сітка СЕ (Medium) патрубка зони

Сірим кольором на рис. 2 показано наплавлення, темно сірим – основний метал КР. Арабськими цифрами показана нумерація точок по фронту тріщини. Нумерація точок йде зверху вниз по вісі реактора. Римськими цифрами позначені маркери моделі, в яких далі будуть приведені величини розподілу температури і напружень по глибині патрубка. Нумерація приведена для зручності подальшого діагностування термонапруженого стану КР. Довжина СЕ вздовж фронту тріщини не перевищує 10.9 мм. Розміри СЕ в перпендикулярному до площини тріщини напрямку складають 0,018мм. В радіальному напрямку - 0,011 мм для елементів першого шару і 0,5мм для елементів десятого (розрахункового) шару. Сітки різного ступеня згущення СЕ відрізняються між собою тільки густиною їх розміщення в зоні тріщини та околі тріщини. Кількість СЕ в наплавленні на відстані 1.2 метри від зони тріщини досягає двох елементів, для основного металу - чотирьох елементів. Сітка патрубка зони грубого згущення СЕ (Poor) має 152 855 вузлів та 52 390 СЕ (рис.3), а покращеного згущення СЕ (Fine) сгенерована для 88688 C3D10 та C3D20 елементів об'єднаних 296 665 вузлами (рис.4).

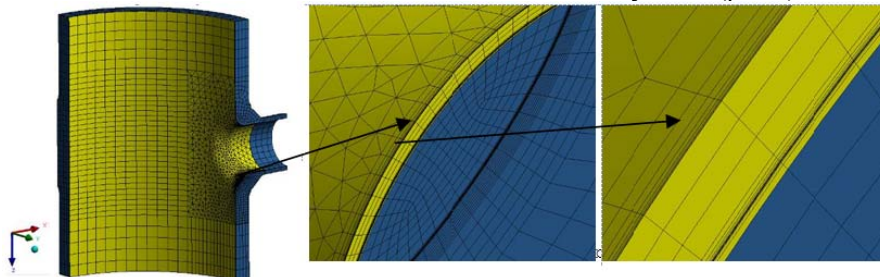


Рис. 3. Сітка СЕ (Poor) патрубка зони

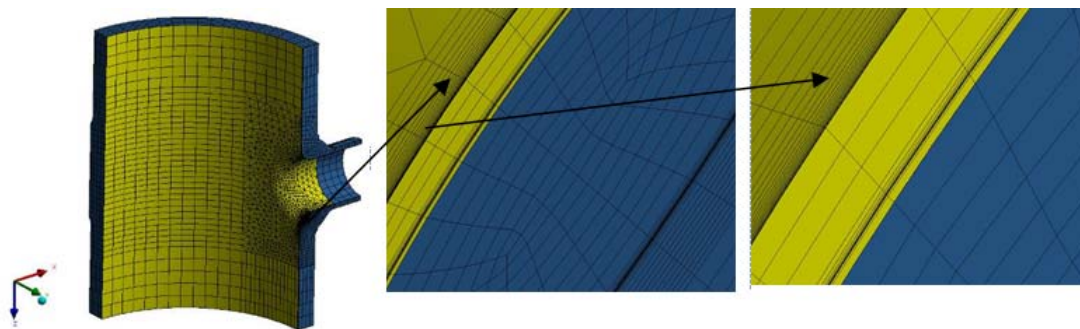


Рис. 4. Сітка СЕ (Fine) патрубкової зони

У наведених розрахункових схемах, як основний метал патрубка та циліндричної частини корпусу реактора, так і метал двох шарів наплавлення приймався як пружно-пластичний з окремим виділенням кожного типу матеріалів в дискретній моделі.

Для трьох розрахункових моделей напружено-деформованого стану (НДС) патрубкової зони КР використовувалися граничні умови, що наведені на рис. 5, 6. Внутрішній тиск разом із температурою і коефіцієнтами теплообміну застосовувались до всієї внутрішньої поверхні моделі патрубкової частини корпусу реактора. Температура і коефіцієнти теплообміну задавалися, як масив із 240 точок, які потім інтерполювалися на вузли внутрішньої поверхні.

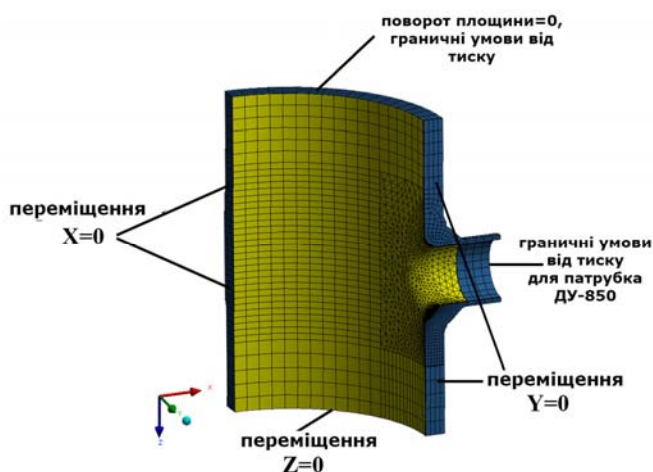


Рис. 5. Граничні умови для визначення НДС патрубкової зони КР

Для нестационарного процесу термосилового навантаження, початкова однорідна температура матеріалу КР приймалася рівною 290°C, при якій відсутні початкові напруження.

**Розрахунок аварійного режиму на прикладі Other 2.6.** Аварійний режим Other 2.6 являє з себе неавтономне відкриття КТ (компенсатор тиску) з роботою всіх каналів САОЗ в стані - «Зупинка для випробувань» для реакторної установки. Режим Other 2.6 є одним із всіх можливих найнебезпечніших аварійних режимів. Під час розрахунку використовувалися фактичні дані фізико-механічних властивостей матеріалів в залежності від температури [1], [7], [8]. В розрахунковій моделі присутні такі маркування матеріалів: наплавлення 1-й шар – Св-07Х25Н13, наплавлення 2-й шар - Св-04Х20Н10Г2Б, основний метал - 15Х2НМФА.

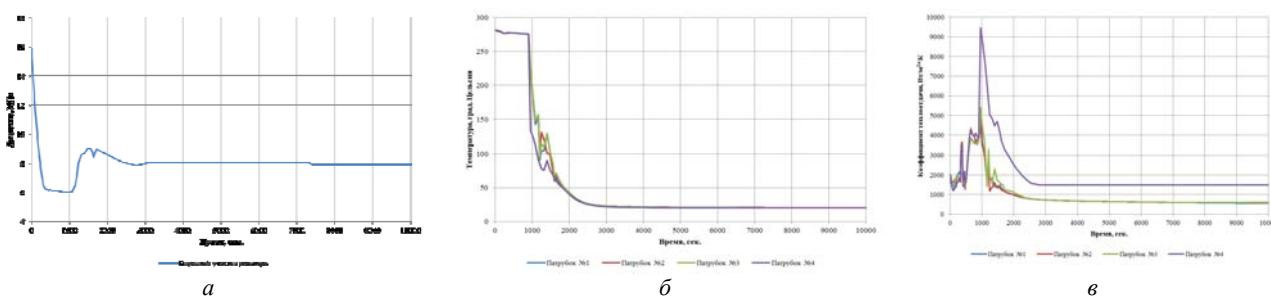


Рис. 6. Погодинна залежність вхідного тиску (а), температури (б) та теплообміну (в) при аварійному режимі Other 2.6 заохолодження корпусу реактора ВВЕР-1000

Порівняння чисельних розв'язків початково-крайової задачі механіки руйнування з різним типом апроксимацій СЕ максимальних градієнтів напружень в КР для аварійного режиму Other 2.6 виконано за аналізом числових даних, що представлені графіками J-інтеграла в часі для центральної точки в основному металі №11 і для точки №12 у наплавленні. В розрахунках напружено-деформованого стану (НДС) і J-інтеграла для кожного часового кроку нестационарного процесу термосилового навантаження температура обчислюється за три-п'ять ітерацій (в основному - 5) з максимальною можливою зміною температури у 2 градуси за один інтервал часу. Із застосуванням вищенаведеного алгоритму розв'язку даної задачі та урахуванням змін температури і тиску на поверхні КР в розрахунках НДС та обчисленими величинами J-інтегралу для моделі патрубка з тріщиною отримано 2089 ітерацій за 483 проміжки часу. Розрахункові дані значення J-інтегралу для

центральної точки в основному металі та наплавленні по різних контурах для різних сіток зі згущенням СЕ приведені на рис. 7, 8.

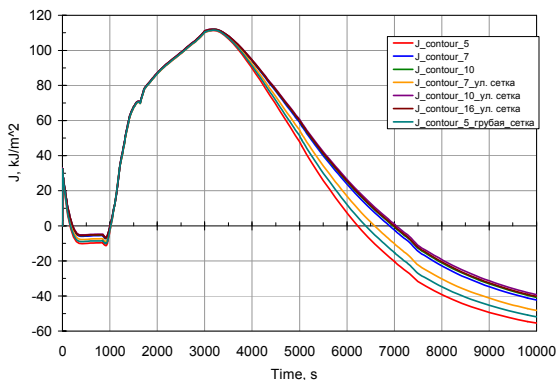


Рис. 7. Значення J-інтегралу в основному металі

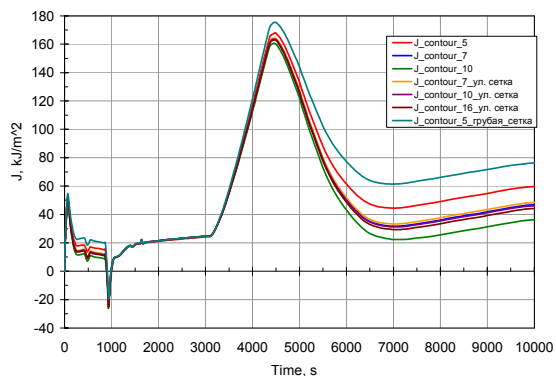


Рис. 8. Значення J-інтегралу в наплавленні

Для оцінки J-інтеграла в розрахунковій моделі КР побудовано 10 контурів навколо фронту тріщини патрубку, в покращеній - 16 контурів, в грубій 5 контурів. Контур №10 розрахункової сітки збігається по дистанції з контуром №16 поліпшеною сітки і контуром №5 грубої сітки. У таблиці 2 наведені значення J-інтеграла по контурах для моменту часу 3334.79 сек, коли J-інтеграл досягає максимального значення в основному металі і для моменту часу 4480.84 сек, коли J-інтеграл досягає максимального значення в наплавленні.

Таблиця 2

№ контура	Medium (розрахункова)			Fine (покращена)			Coor (груба)
	5	7	10	7	10	16	5
Основний метал (t=3334.79 сек)	110.12	110.89	110.98	110.57	111.08	111.016	110.34
наплавлення (t=3334.79 сек)	39.31	39.33	38.95	39.33	39.26	39.23	40.43
наплавлення (t=4480.84 сек)	168.21	163.77	160.44	164.32	163.59	162.94	175.48

За результатом розрахунку, контур №7 розрахункової сітки, відрізняється від контуру №16 покращеної сітки менш, ніж на 1%. Це дає право стверджувати що звичайна розрахункова модель більш ніж задовольняє вимогам, що вимагаються до точності інженерних розрахунків. Наступні значення J-інтеграла обрані по 7-му контуру. Збіжність контурів розрахункової сітки і поліпшеною сітки по фронту тріщини для моменту часу 3334.79 сек. показана на рис. 9.

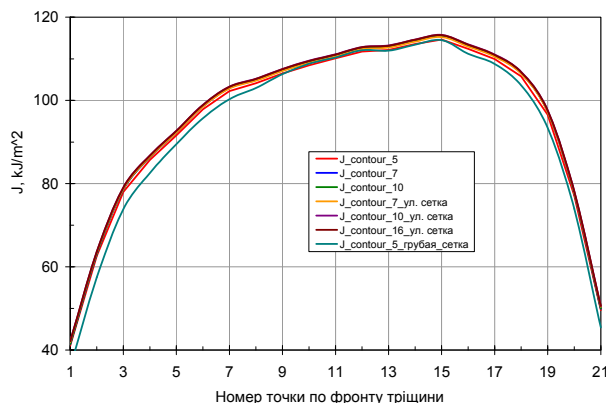


Рис. 9. Значення J-інтегралу по фронту тріщини в момент часу 3334.79 с

На рис. 10-11 показано розподіл температури в часі по товщині стінки патрубку для точок I,II,III,IV та розподіл напружень для точок I та IV відповідно. Залежності КІН від температури та від часу для точок по фронту тріщини приведені на рис. 12-13 відповідно.

Чорним кольором на рис. 12 показана крива тріщиностійкості. Відстань  $\delta(T_k) = K_I(T_k) - K_{IC}(T_k)$ , що розрахована як відстань для k точок кривої тріщиностійкості до кривої КІН при температурі  $T_k$  являється

температурним запасом крихкого руйнування. Графік температурного запасу крихкого руйнування показано на рис. 14.

Як приклад, розрахункові поля температур і нормальних напружень до площини тріщини в момент часу 1400с приведено на рисунках 14 і 15. За даними результатів досліджень встановлено, що в даний період часу відбувається стрімке охолодження стінок патрубкової зони КР шляхом вливання в посудину холодної води. Термічний удар призводить до суттєвих температурних напружень в стінках корпусу реактора [10].

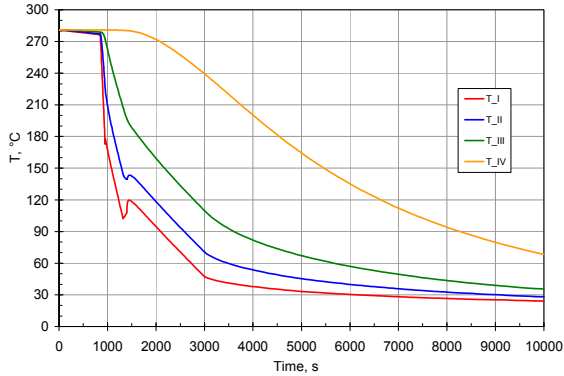


Рис. 10. Розподіл температури в зоні тріщини

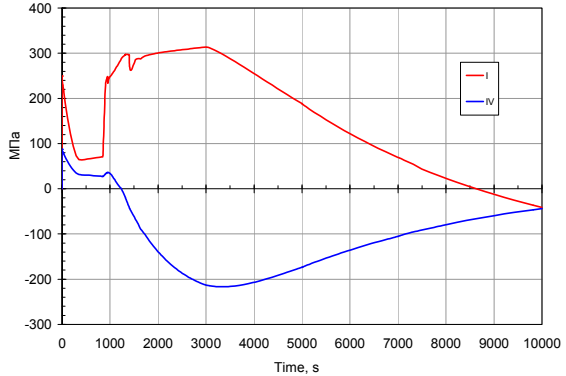


Рис. 11. Розподіл нормальних напружень

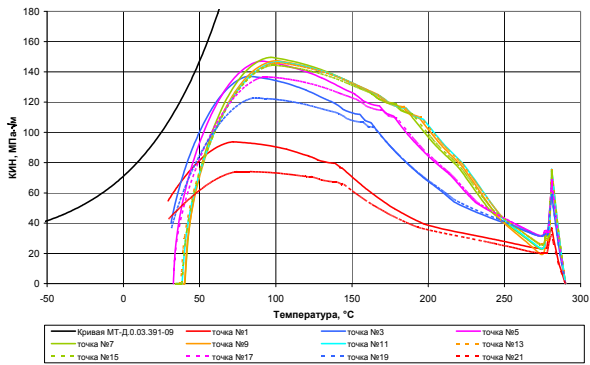


Рис. 12. Залежність КІН від температури

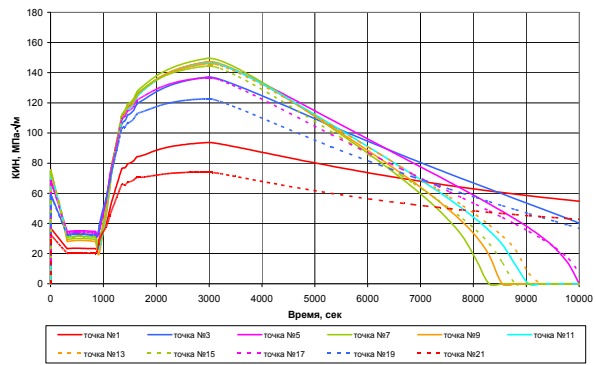


Рис. 13. Залежність КІН від часу

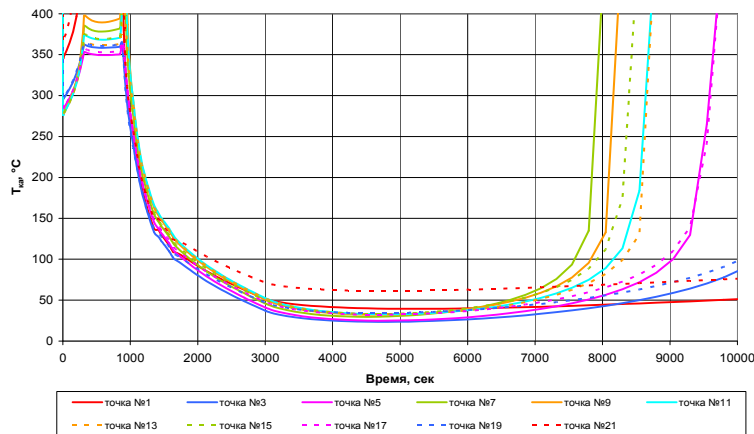


Рис. 14. Температурний запас крихкого руйнування

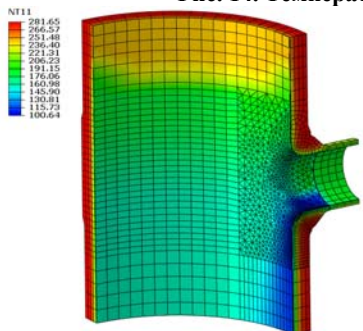


Рис. 15. Температура в момент часу 1400 с

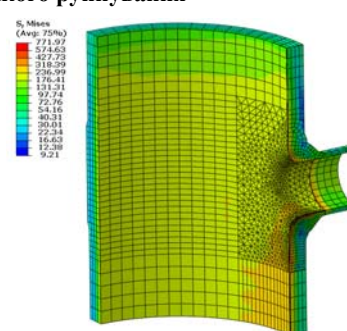


Рис. 16. Нормальні напруження в момент часу 1400с

**Висновки**

1. В сучасному комп'ютерному кодї інженерного аналізу ABAQUS проведено імітаційне математичне моделювання термомеханічного стану та оцінка крихкого руйнування корпусу реактора ВВЕР-100 для аварійного режиму його охолодження.
2. Для обчислення J-інтеграла та оцінки збіжності результатів обчислень створено ряд дискретних моделей патрубкової зони реактора з різним ступенем згущенням сіток скінченних елементів. Розроблені рекомендації щодо вибору густини контурів інтегрування та типів скінченних елементів.
3. Приведено розподіл поля температур та нормальних напружень в корпусі реактора та в зоні тріщини, побудовано та обчислено десять контурів J-інтегралу в основному матеріалі та в наплавленому металі.
4. Обчислено КІН по фронту ймовірних тріщин патрубка корпусу реактора ВВЕР-100 для аварійного режиму його заохолодження та його змін для кожної точки контурів тріщин окремо в часі.
5. Визначено температурний запас крихкого руйнування корпусу реактора ВВЕР-100 з постульованою тріщиною під час одного з найнебезпечніших аварійних процесів зупинки його роботи.
6. Починаючи з 2012 року відбулася суттєва зміна в сучасних комп'ютерних кодах методу оцінки крихкого руйнування, а саме був запропонований новий алгоритм обчислення J-інтегралу. Розроблений алгоритм подолав деякі обмеження прямого розрахунку неоднорідних матеріалів (коли контур інтегрування J-інтегралу перетинає різні типи матеріалів з неоднорідними механічними властивостями) та отримання абсурдних значень. Хоча і ставить деякі сумніви у точності отриманих даних на межі різниці величин температурних напружень.

**Аннотация.** В Украине действуют 4 атомных электростанции с 15 энергоблоками, причем проектный срок эксплуатации (30 лет) многих из которых завершается. Расчет на хрупкую прочность является одним из ключевых моментов обоснования целостности корпуса реактора при продолжении его ресурса. На данный момент в Украине действуют 4 различные нормативные методики, которые позволяют проводить уточняющие расчеты по продлению ресурса корпусов реакторов в сверх проектный период. Надзорный орган требует согласования позиций с требованиями соответствующих документов МАГАТЭ. Однако эти документы не только противоречат между собой, но в одном из них нет детальной информации и системы тестов для обоснования правильности применения принятых расчетных схем, геометрических моделей и подмоделей, плотности сетки, выбора типа конечных элементов. Значительную проблему представляет отсутствие конкретных рекомендаций по применению современных программных кодов для вычисления КІН во времени при наличии упруго-пластического деформирования, в том числе при наличии остаточных напряжений. Все это приводит к субъективности при оценке корректности выполненных расчетов, материальных потерь, формулировке необоснованных требований, затягивании экспертизы и появления различных подходов, претендующих на универсальность. В данной работе рассматривается методика расчета корпуса реактора ВВЭР-1000 на хрупкую прочность. С помощью современного программного кода моделируется реальный аварийный эксплуатационный режим и определяется температурный запас хрупкого разрушения.

**Ключевые слова:** хрупкая прочность, корпус реактора, патрубок ДУ-850, аварийный режим ВВЭР-1000, коэффициент интенсивности напряжений

**Abstrac.** There are 15 RPV units in Ukraine at the four nuclear power plants. Most of them have completed their design working life (30 years). Calculation of the brittle strength is one of the main estimation to exist life of the reactor pressure vessel under their design resource. Currently in Ukraine there are 4 different regulatory techniques. That allow for specifying calculations for reactor life extension in over the project period. In addition, the supervisory authority requires coordination of positions with the relevant IAEA documents. However, these documents do not only contradict each other, but none of them hasn't details of tests to justify the correct application of accepted numerical schemes, geometrical patterns and submodel, density grid, select the type of finite element. A significant problem is the absence of specific guidance on the use of modern software codes for computing SIF in time in the presence of elastic-plastic deformation including the presence of residual stresses. All of this hasn't objectivity for assessment accuracy of calculation, loss of material, formulating unreasonable demands expertise and delaying the appearance of different approaches and universal ways. In this article are shown the technique of calculating reactor vessel VVER-1000 in fragile strength. By using modern software codes are simulated real emergency operating mode and temperature margin of brittle fracture.

**Keywords:** brittle strength, RPV's nozzle DU-850, emergency mode of VVER-1000, stress intensity factor.

**Бібліографічний список використаної літератури**

1. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. М.: «Энергоатомиздат», 1989, 524 с.
2. Wilson, W.K. and Osias, J.R.: "A comparison of finite element solutions for an elasticplastic crack problem", Int. J. Fracture 14 (1978), R95.
3. LARSSON, L.H.: "A calculational round robin in elastic-plastic fracture mechanics". Int. J. Press. Vess. and Piping 11 (1983), 207.
4. W. Brocks and I. Schneider. Numerical aspects of the path-dependence of the J-integral in incremental plasticity. Internal report GKSS/WMS/01/08, GKSSForschungszentrum, Geesthacht, 2001.

5. IAEA-EBP-WWER-08/Rev. 1. International atomic energy agency, Guidelines on pressurized thermal shock analysis for WWER nuclear power plants. Revision 1, IAEA, Vienna, 2006.
6. ABAQUS version 6.14 User's manual. RI: Hibbitt, Karlsson & Sorencen Inc.2014.
7. Unified Procedure for Lifetime Assessment of Components and Piping in WWER NPPs, «VERLIFE» Version 2008 – 275 p.
8. М.М. Колосков, Е.Т. Долбенко, Ю.В. Каширский. Марочник сталей и сплавов / Под общей ред. А.С. Зубченко – М. : Машиностроение, 2001. – 672 с.
9. J CALCULATION FOR A CRACK IN A WELDING RESIDUAL STRESSFIELD FOLLOWING A FE WELDING SIMULATION Yuebao Lei SMIRT 23 Manchester, United Kingdom - August 10-14, Division II, Paper ID 213.
10. Цыбенко А.С., Куранов Б.А., Чепурной А.Д., Шапошников А.А., Кришук Н.Г., Малашкин Г.Ю. Термонапряженное состояние сосудов высокого давления при захлаживании и наддуве. Сообщение 2. Захлаживание сосуда жидким хладагентом. - К.: Проблемы прочности, 1987, N8. - с.75-80.

#### References

1. PNAE G-7-002-86. Standarts of strength calculation for equipment and pipelines of nuclear power plants. Moscow: Energoatomizdat, 1989. 524 p.
2. Wilson, W.K. and Osias, J.R.: "A comparison of finite element solutions for an elasticplastic crack problem", Int. J. Fracture 14 (1978), R95.
3. LARSSON, L.H.: "A calculational round robin in elastic-plastic fracture mechanics". Int. J.Press. Vess. and Piping 11 (1983), 207.
4. W. Brocks and I. Schneider. Numerical aspects of the path-dependence of the J-integral in incremental plasticity. Internal report GKSS/WMS/01/08, GKSSForschungszentrum, Geesthacht, 2001.
5. IAEA-EBP-WWER-08/Rev. 1. International atomic energy agency, Guidelines on pressurized thermal shock analysis for WWER nuclear power plants. Revision 1, IAEA, Vienna, 2006.
6. ABAQUS version 6.14 User's manual. RI: Hibbitt, Karlsson & Sorencen Inc.2014.
7. Unified Procedure for Lifetime Assessment of Components and Piping in WWER NPPs, «VERLIFE» Version 2008, 275 p.
8. М.М. Колосков, Е.Т. Долбенко, Y. Kashira. Database of steels and alloys, ed. AS Zubchenko. Moscow: Mechanical Engineering, 2001, 672 .
9. J CALCULATION FOR A CRACK IN A WELDING RESIDUAL STRESSFIELD FOLLOWING A FE WELDING SIMULATION Yuebao Lei SMIRT 23 Manchester, United Kingdom - August 10-14, Division II, Paper ID 213
10. Tsybenko A.S., Kuranov B.A., Chepurnoj A.D., Shaposhnikov A.A., Krishchuk N.G., Malashkin G.YU. Termonapryazhennoe sostoyanie sosudov vysokogo davleniya pri zaholazhivanii i nadduve. Soobshchenie 2. Zaholazhivanie sosuda zhidkim hladagentom. Kyiv: Problemy prochnosti, 1987, No 8. p.75-80

Подана до редакції 21.10.2015