

УДК 539.3

Вплив теплового опресування на цілісність корпусу реактора АЕС при аваріях «великої» та «малої» течії

Ищенко О. А.

КПІ ім. Ігоря Сікорського; ТОВ «ППП-Центр», м. Київ, Україна

Анотація. В роботах з подовження ресурсу реакторів типу ВВЕР, необхідною умовою є перевірка на опір крихкому руйнуванню (ОКР) корпусу реактора (КР). Виконання розрахунків на ОКР регламентовано нормативною документацією України. Мета даних розрахунків - недопущення катастрофічного крихкого руйнування КР від наявності тріщиноподібних дефектів для всіх режимів експлуатації, включаючи аварійні ситуації (АС). В роботі розглянуто найбільш небезпечні постульовані аварійні режими роботи «великої» та «малої» течії реакторної установки (РУ) АЕС. Проведено розрахунки прогнозованого теплового опресування КР для найбільш небезпечних сценаріїв та надана оцінка крихкої міцності КР АЕС з урахуванням таких навантажень. Також наведено результати досліджень запасів крихкої міцності без урахування попереднього теплового опресування (попереднє навантаження тіла з тріщиною при температурі вищій ніж температура в'язко-крихкого переходу), порівнюючи з існуючою методикою врахування даного типу навантажень.

Ключові слова. Теплове опресування (ТО), крихка міцність, аварійні режими, подовження ресурсу АЕС, імітаційна скінченно-елементна модель.

Корпус реактора АЕС працює при температурах, які вище їх величин для в'язкокрихкого переходу матеріалу. Тоді і спрацьовує механізм попереднього теплового опресування після якого збільшується опір крихкому руйнуванню [1, 2]. При нормальній роботі реактора, на можливий ріст тріщини всередині реактора діють високі температури та їх градієнти, тиск теплоносія і власна вага конструкції. При охолодженні внаслідок аварії, один з факторів, що може збільшити ріст тріщини перестає працювати і настає затуплення вістря тріщини [3]. Проте з іншої сторони, матеріал КР під дією опромінення від активної зони деградує та окрихчується.

Методологія розрахунку на опір крихкому руйнуванню

При виконанні розрахунку в рамках лінійної механіки руйнування виконано розрахунок тепло-гідрравлічних параметрів, для всіх АС з термошоком: $L \square A$ (течі з першого контуру), $MSL \square$ (течі з другого контуру), $PRISE$ (течі з першого контуру в другий) та $\square \square HER$ (інші події, що призводять до термоудару).

В даній роботі розглядається технічно можливий випадок, якщо контроль стану поверхні металу не виявив ніяких поверхневих дефектів і виникає необхідність уточнення (з обґрунтованим зниженням ступеня консерватизму). Тоді, в кожному перетині на внутрішній поверхні КР (Зварний шов № 4 (ЗШ №4), основний метал верхньої обичайки (ОМ ВО), Зварний шов № 3 (ЗШ №3) і радіусний перехід холодного патрубка головного циркуляційного трубопроводу (ГЦТ)) постулюються осьові (як найбільш небезпечні) напівеліптичні піднаплавні тріщини з глибиною, що становить 10% від повної (з урахуванням наплавлення) товщини стінки КР. Виконання розрахунків на опір крихкому руйнуванню регламентовано технічними регламентами [4] та стандартами ДП «НАЕК «ЕНЕРГОАТОМ».

Опис розрахункової моделі

Створена скінченно-елементна модель (СКЕ) в розрахунковому комплексі "ANSYS" складається з КР з приєднаними трубними блоками ГЦТ і окремих підмоделей, як показано на рис. 1: повна модель КР з циліндричної обичайки з днищем і основними патрубками, для розрахунку температурної задачі і глобального НДС; підмодель для патрубка, з вбудованою тріщиною, для розрахунку J -інтеграла; підмодель (для ЗШ № 3, 4 і центру активної зони (ОМ ВО), з вбудованою тріщиною, для розрахунку J -інтеграла. Азимутальний кут становить 30° .

Фізико-механічні характеристики матеріалів моделі обрані з таблиць [4] і залежать від температури.

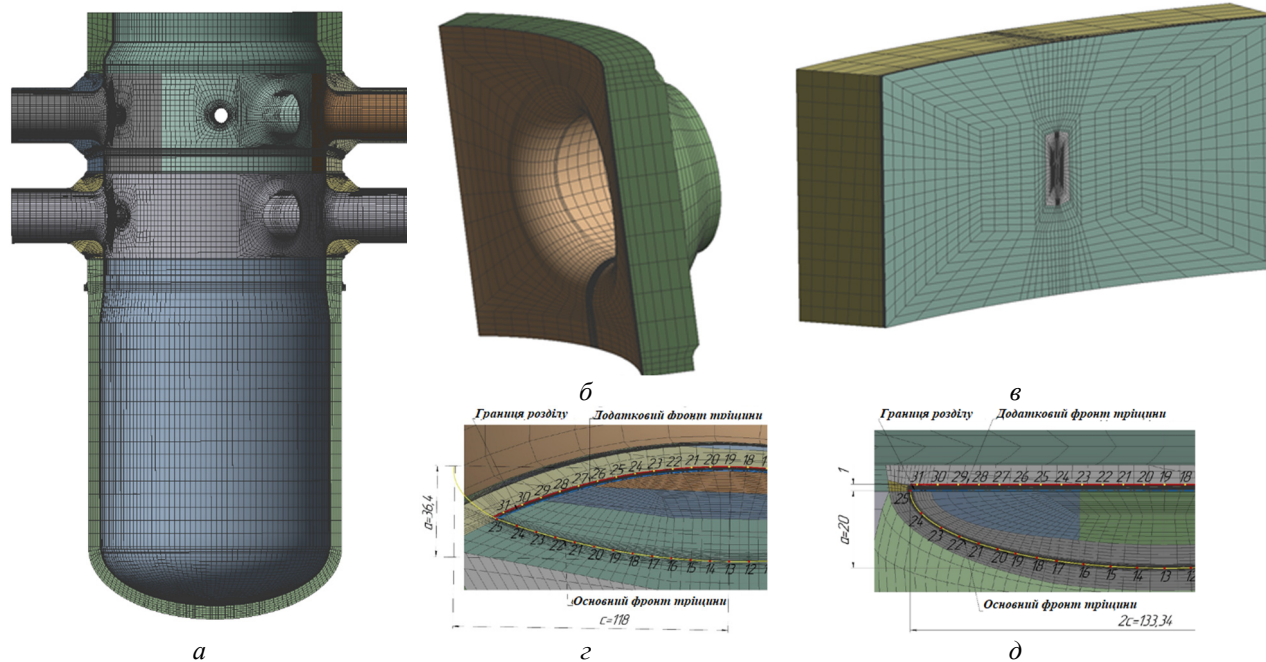


Рис. 1. Скінченно-елементна модель КР (а), підмодель патрубків КР (б), підмодель інших зон КР (в), СКЕ підмоделі патрубків КР (г), СКЕ підмоделі інших зон КР (д)

Допустимі значення характеристик механіки руйнування

Допустимі величини КІН $[K_1](T)$ визначаються з функції тріщиностійкості металу КР в залежності від типу режиму. Відповідно до функції тріщиностійкості для ОМ і ЗШ КР приймається.

$$[K_1]_4(T) = \min\{23 + 48 \cdot e^{0.019(T-T_K)}, 200\} [\text{МПа}\sqrt{\text{м}}] \quad (1)$$

де T_K – критична температура крихкості (КТК) металу відповідної зони КР.

Оцінка цілісності наплавлення КР виконується згідно критерію, наведеного в Робочій програмі, відповідно до якої, критичне значення J-інтеграла для першого шару наплавлення КР ВВЕР-1000 складає 150 кДж/м^2 .

Критична температура крихкості

Критична температура крихкості розраховується відповідно до п. 5.8.4.1 Норм [4]:

$$T_K = T_{K0} + \Delta T_F \quad (2)$$

де T_{K0} – КТК матеріалу в початковому стані, $^{\circ}\text{C}$; ΔT_F – зсув КТК внаслідок впливу нейтронного опромінення, $^{\circ}\text{C}$.

Визначення запасу крихкої міцності, теплове опресування

Для постульованих дефектів в обраних аварійних сценаріях з виникненням термоудару визначається КІН і максимально допустима критична температура крихкості (T_{KA}). T_{KA} відповідає мінімальному з отриманих значень допустимих критичних температур крихкості для всіх порохованих аварій. Різниця між T_{KA} і критичною температурою крихкості T_K металу КР (визначається з аналізу експериментальних результатів зразків-свідків) визначає запас крихкої міцності ΔT_{KA} (При $\Delta T_{KA} < 0$ $^{\circ}\text{C}$, умова забезпечення крихкої міцності не виконується).

Якщо графік КІН в часі має глобальний максимум (K_{WPS}), після якого йде монотонно спадаюча ділянка, що наближається до кривої тріщиностійкості, то допускається визначати T_{KA} по підході теплового опресування з умови рівності допустимого КІН розрахунковому в інтервалі від $0.9 K_{WPS}$ до K_{WPS} . Як результуюче значення T_{KA} приймається найменше значення.

У разі повторних навантажень (після першого глобального максимуму K_{WPS}) використання теплового опресування допускається при дотриманні наступних умов:

- повторне навантаження відбувається при меншій температурі, ніж температура первинного навантаження;
- максимальний КІН при повторному навантаженні ($K_{maxrel\ \square ad}$) повинен бути не більше $0.9 \cdot K_{WPS}$, тобто $K_{maxrel\ \square ad} < 0.9 K_{WPS}$.

В цьому випадку T_{KA} визначається з умови рівності допустимого КІН розрахунковому в інтервалі від $0.9 \cdot K_{WPS}$ до K_{WPS} . Як результуюче значення T_{KA} приймається найменше значення.

Результати досліджень крихкої міцності КР

В результаті уточнених розрахунків теплового опресування КР для найбільш небезпечних сценаріїв отримано, що для циліндричної частини КР найбільш небезпечним режимом є сценарій $\square\square$ HER 2.4.1.8 "Независиме відкриття ПК КД з роботою всіх каналів САОЗ з подальшим закриттям на 2620с в стані РУ «гаряче зупинення».

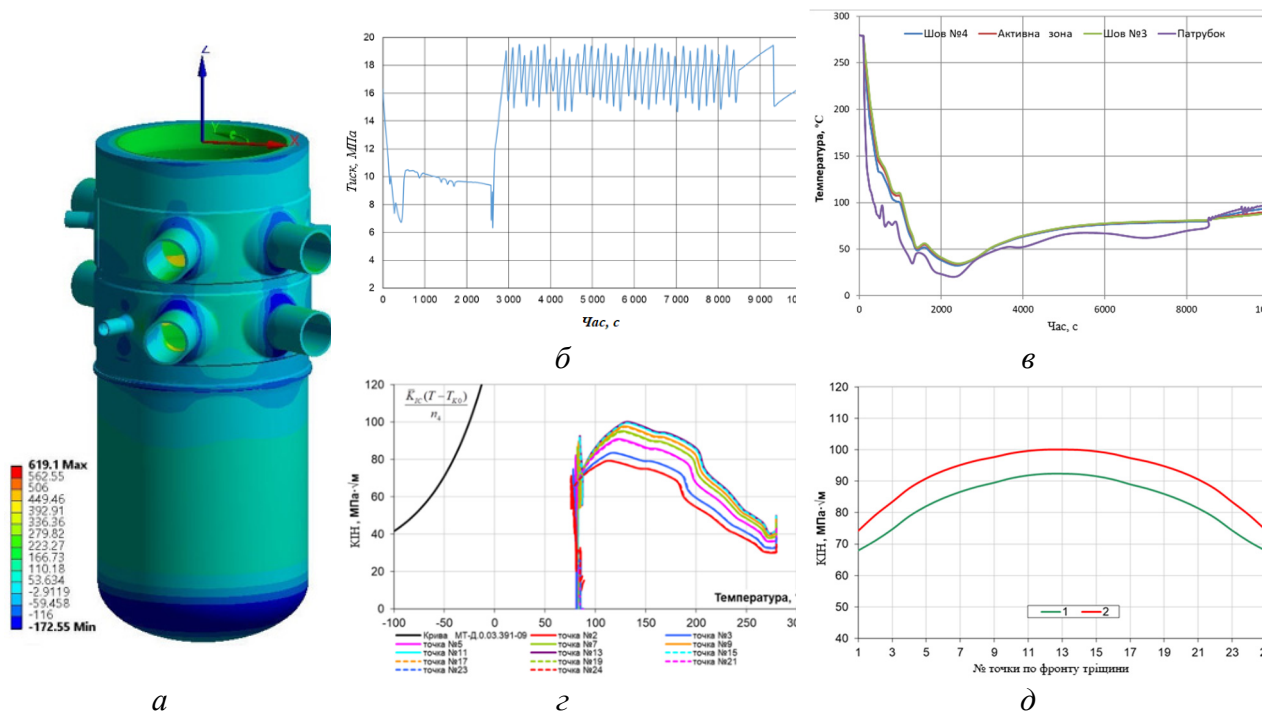


Рис. 2. Розподіл окружних нормальних напружень в $t = 2940$ с, МПа (а), Залежність тиску теплоносія від часу в опускний камері (б), Залежність температури теплоносія від часу (в), Значення КІН для ЗШ №4 від температури (г), Значення КІН по фронту тріщини для ЗШ №4: 1 в $t = 2940$ с (при найменшому $T_{KA} = 65.17^\circ\text{C}$); 2 в $t = 1330$ с (при максимальному $K_I = 100.07$ МПа $\sqrt{\text{м}}$) (д)

Найбільше значення T_{KA} було у ЗШ № 4 - 65.17°C . Запас крихкої міцності ΔT_{KA} [°C] циліндричної частини КР в залежності від терміну експлуатації складає:

30 років	40 років	50 років	60 років
32.05	27.06	22.79	19.03

На рис. 2 наведені графіки вхідних і вихідних даних для оцінки запасу крихкої міцності та дано розподіл окружних нормальних напружень в моделі для 2940 с теплового опресування.

Для патрубкової частини КР (де деградація металу відсутня) найбільш небезпечним є сценарій ІІНЕР 2.4.1.2 "Ненавмисне відкриття ПК КД з роботою всіх каналів САОЗ з подальшим закриттям на 2570 з в стані РУ «гаряче зупинення»", для якого запас крихкої міцності $\Delta T_{КА}$ [°C], становить 8.53°C.

Для радіусного переходу патрубкової обичайки КР максимальний КІН сценарію ІІНЕР 2.4.1.2 процесу становить 199.28 МПа $\sqrt{м}$, що не перевищує гранично допустиме значення 200 МПа $\sqrt{м}$ (див (1)). Тобто умова крихкої міцності патрубкової зони КР також виконується.

Розрахунки крихкої міцності показують, що опір крихкому руйнуванню для циліндричної частини КР і обичайок зони патрубків забезпечується для терміну експлуатації 60 років включно.

Список літератури

1. Iwata K. et al. Size Effect on Fracture Toughness of Reactor Pressure Vessel Steel Following Warm Pre-Stressing // Pressure Vessels and Piping Conference. – T. 50367. – C. V01001A017. – American Society of Mechanical Engineers, 2016
2. Ohimi Y. et al. Confirmation tests for warm re-stress (WPS) effect in reactor pressure vessel steel (Intra-research). №. JAEA-RESEARCH – Japan Atomic Energy Agency, 2018.
3. Оцінка крихкої міцності сталі корпусу атомного реактора після попереднього термомеханічного навантаження / П.В. Ясній, І.Б. Окіпний, Ю.І. Пиндус // Проблемы прочности. — 2010. — № 1. — С. 46-53.
4. Технические требования к устройству и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных электрических станций с реакторами ВВЭР. СОУ НАЕК 158:2020. – ГП «НАЕК «Энергоатом», 2020.

Influence of preliminary thermomechanical load on the integrity of the vessel of Ukrainian nuclear reactors in case of accidents of "large" and "small" leak

Ishchenko O.

Abstract. In works on extending lifetime of WWER-type reactors, it is necessary to obtain the brittle fracture resistance (BF) of the reactor pressure vessel (RPV). Implementation calculations for BF is regulated by the normative documentation of Ukraine. The objective of these calculations is to prevent catastrophic brittle fracture of the RPV from the existence of crack-like defects for all operating regimes, including emergency situations (ES). The paper considers the most dangerous postulated ES in operation of the "large" and "small" leak RPV in the nuclear power plant (NPP). Calculations with Warm Pre-Stressing effect (WPS) of the RPV are carried out for the most dangerous scenarios and an assessment of the brittle strength of the reactor vessel is given taking into account such loads. The results of studies with factor of brittle strength safety without taking into account WPS (preloading on a body with a crack at a temperature higher than the temperature of the ductile-brittle transition) are also presented, comparing with the existing method for taking into account this type of load.

Keywords: Warm pre-stress effect (WPS); brittle strength, emergency; Nuclear plant lifetime extension; imitation Finite-Element Model.