

Визначення запасу міцності корпусу реактора АЕС з урахуванням ефекту теплового опресування

М.Г. Крищук¹ • О.А. Іщенко²

Received: 2 September 2022 / Accepted: 14 November 2022

Анотація. При довготривалій безпечній експлуатації атомних енергоблоків понад проектного терміну експлуатації необхідно виконати розрахункове обґрунтування міцності та довговічності (статична міцність, міцності при циклічних та сейсмічних навантаженнях, опору крихкому руйнуванню (ОКР)) корпусу реактора (КР), як однієї з найбільш важливою конструкції АЕС. Як правило, за оцінкою крихкої міцності і визначається ресурс КР, тобто час його подальшої безпечної експлуатації. Мета даної роботи – оцінка ОКР КР, під час потенційного виникнення аварійних ситуацій (АС), з застосуванням українського підходу теплового опресування. Обчислені термодинамічні параметри при дії АС були застосовані для розрахунку напружено-деформованого стану розробленої скінчено-елементної (СЕ) моделі реакторної установки. Для дослідження обрано найбільш показові сценарії, в яких відбувається охолодження реактора при великому значенні тиску. В СЕ-моделі КР змодельовані тріщини для найбільш небезпечних його місць – зварних швів і патрубків. Представлені графіки розподілу коефіцієнту інтенсивності напружень (КІН) по фронту тріщини та від температури для найбільш небезпечного, з точки зору ОКР, сценарію. Умова крихкої міцності забезпечується і при експлуатації реакторної установки до 60 років, що більше ніж у 1,5 рази, ніж найстаріший енергоблок України типу ВВЕР-1000. Для деяких аварійних режимів теплове опресування дійсно суттєво збільшило запас міцності КР, але для найбільш небезпечних сценаріїв результати такі ж самі, як і без урахування теплового опресування.

Ключові слова: теплове опресування (ТО), крихка міцність, аварійні режими, подовження ресурсу АЕС, скінчено-елементна модель, коефіцієнт інтенсивності напружень.

Вступ

Так як усі АЕС України підпорядковуються компанії НАЕК “Енергоатом”, то згідно із діючим законодавством та рекомендаціями МАГАТЕ [1] енергогенеруюча компанія має кожні 10 років виконувати технологічні роботи з оцінки належного функціонування та безпеки життєдіяльності енергоблоків, термін закінчення ресурсу експлуатації яких закінчується. Під час проведення таких робіт проводяться випробування обладнання, оцінка характеристик та ресурсу реакторної

установки (РУ). Згідно регламенту ПНАЕ [2], необхідним є виконання робіт з ОКР корпусу реактора для недопущення його катастрофічного крихкого руйнування при наявності тріщиноподібних дефектів для всіх режимів експлуатації, таких як нормальна експлуатація, порушення нормальної експлуатації, аварійні ситуації та гідровипробування. Після проведення таких робіт проводиться їх верифікація Державною інспекцією ядерного регулювання України та виконується експертиза Державним науково-технічним центром з ядерної радіаційної безпеки. На 2022 рік більше 80 % реакторів, що експлуатуються в Україні працюють у понадпроектному (більше 30 років) терміні експлуатації.

Оцінка крихкої міцності елементів конструкції української АЕС виконана для енергоблоку №1 ПУАЕС малої серії [3]. Дослідниками наведено оцінку лише в місці зварного шва №3 корпусу реактора для одного з аварійних режимів, де напруження визначалися з нор-

✉ М.Г. Крищук
krys@ukr.net

¹ КПІ ім. Ігоря Сікорського, Київ, Україна

² ТОВ “ІПП-Центр, КПІ ім. Ігоря Сікорського, Київ, Україна”

мативних формул для двошарового товстостінного циліндра. Наголошується про необхідність вести моніторинг шляхом періодичного поточного експрес-оцінювання крихкої міцності корпусу реактору ВВЕР-1000, особливо в умовах змінного теплового режиму.

В дослідженнях ОКР [4]–[5] типового корпусу водоводяного реактора використовують однакову методологію: оцінюються термогідрравлічні характеристики аварійної ситуації за допомогою одновимірних кодів RELAP5 за якими проводились чисельні розрахунки виконані за консервативною оцінкою для небезпечних частин корпусу реактора в комп'ютерному коді ABAQUS. В роботі українських дослідників зазначається, що існуючі національні нормативні документи для таких розрахунків мають протиріччя, в них відсутня детальна інформація про систему тестів для обґрунтування правильності застосування прийнятих розрахункових схем, верифікацій вибору типу скінченних елементів та щільності сітки при визначенні коефіцієнтів інтенсивності напружень в околі тріщин.

В міжнародній практиці для реакторів типу ВВЕР-1000 була також проведена оцінка корпусів реакторів на крихку міцність. Для болгарської АЕС “Козлодуй” для енергоблоків №5 та 6 таку роботу провели в [6]. Дослідники розраховували температурний запас в залежності від зміни властивостей кривої тріщиностійкості, які отримали експериментально для зразків-свідків, що знаходились в самому реакторі. Виконано обґрунтування можливості експлуатації енергоблоків за межами проектного терміну служби до 60 років. ОКР проводили за критерієм крихкої міцності корпусу реактора при термошопі під тиском у разі проектно аварії з втратою теплоносія та вприску холодної води в гарячий корпус.

Теплове опресування для КР добре розглянуто в роботах [7]–[8], показано важливість його використання для проектних аварій. Хоча в статті порівнюються всі світові практики ТО, результати свідчать про те що український підхід ще має бути допрацьований.

Методологія розрахунку на опір крихкому руйнуванню

Виконання розрахунків на опір крихкому руйнуванню регламентовано нормативним документом [2] та стандартами ДП “НАЕК “ЕНЕРГОАТОМ””. Потрібно виокремити 2 етапи, за якими відбувається розрахунок на опір крихкому руйнуванню. На першому етапі необхідно розрахувати тепло-гідрравлічні параметри для всіх груп АС, в яких відбувається термошок [9]:

- Група LOCA: течі з першого контуру;
- Група MSLB: течі з другого контуру;
- Група PRISE: течі з першого контуру в другий;
- Група OTHER: інші події, що призводять до термоудару.

При розрахунку тепло-гідрравлічних параметрів використовується розрахункова одновимірна модель

реакторної установки, створена в комп'ютерному коді RELAP5 [10]. Ця аналітична модель описує гідродинамічними елементами схему першого контуру реакторної установки, систем аварійного охолодження активної зони реактора (CAOЗ) високого і низького тиску та гідроємностей. Теплові структури саме реакторної установки моделюють тепловиділення активної зони реактора, теплообмін КР з навколишнім середовищем і теплоносія з внутрішньокорпусними пристроями.

В другому етапі необхідно виконати оцінку напружено-деформованого стану при діючих термогідрравлічних навантаженнях в КР. На основі розрахунків полів напружень (σ_{calc}) обчислюються коефіцієнти інтенсивності напружень по фронту тріщин і відповідна максимально допустима температура крихкості металу T_{KA} . Згідно з [2], постулюються напівеліптичні осьові піднаплавні тріщини з глибиною, що становить 1/10 від повної (з урахуванням наплавлення) товщини стінки КР у таких зонах (рис. 1, а):

- Зварний шов № 4 (ЗШ №4);
- Основний метал верхньої обичайки (ОМ ВО), тобто навпроти активної зони;
- Зварний шов № 3 (ЗШ №3);
- Радіусний перехід патрубка головного циркуляційного трубопроводу (ГЦТ), через який при аварії заливається охолоджений теплоносій і тому з'являються великі температурні напруження.

При цьому для оцінки цілісності наплавлення, тріщини продовжені в наплавлення від границі інтерфейсу на 1 мм.

Допустимі значення характеристик механіки руйнування

В залежності від режиму з функції тріщиностійкості матеріалу КР визначаються допустимі величини КІН $[K_1](T)$. При АС з функції тріщиностійкості допустимі КІН визначаються за формулою [2]:

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

де T_K – критична температура крихкості матеріалу КР, а границя $200\text{МПа}\sqrt{\text{м}}$ є границею для в'язко-руйнування матеріалу.

Критична температура крихкості (КТК) металу розраховується відповідно до п. 5.8.4.1 Норм [2]:

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

де T_{K0} – КТК матеріалу в початковому стані, °С; ΔT_F – зсув КТК внаслідок впливу нейтронного опромінення, °С.

Вираз для залишкових напружень при зварюванні вибрано згідно рекомендаціям Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ) (п. 6.1 документа [11] та п.4.3 документа [12]):

$$\sigma_R = 60 \cdot \cos\left(\frac{2 \cdot \pi \cdot x}{s_w}\right). \quad (3)$$

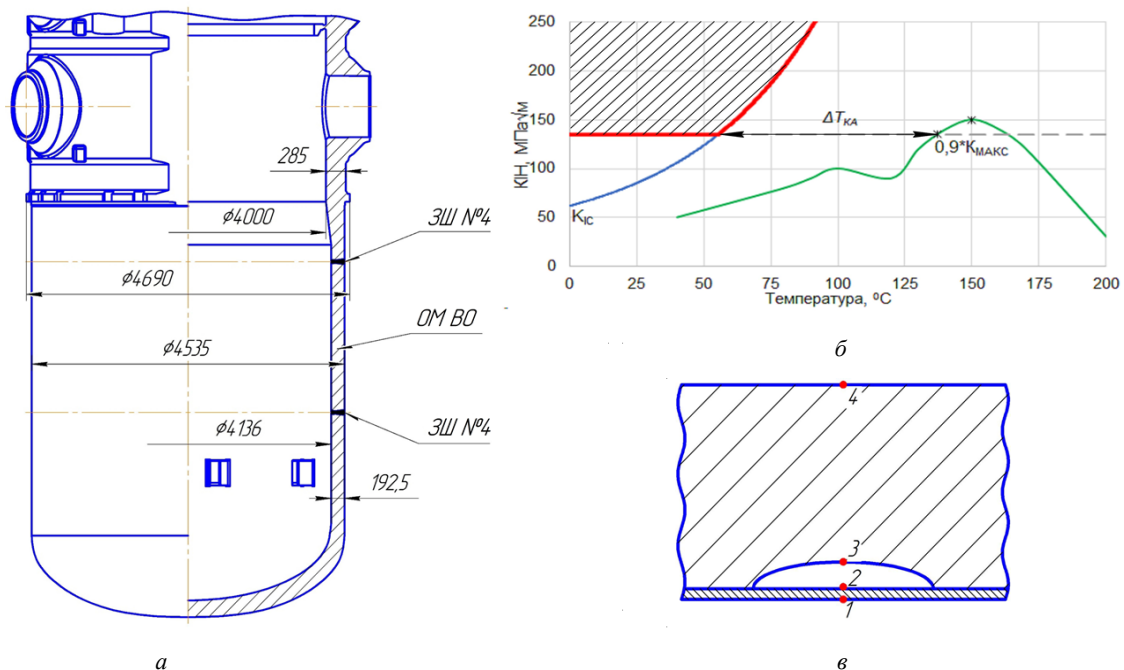


Рис. 1. Фрагмент КР (наплавлення не показано) і переріз постульованих тріщин (а), приклад визначення температурного запасу при застосуванні методу теплового опресування (б), схематичне зображення тріщини і розташування точок в місцях представлення результатів температур і напружень (в)

де x – координата від границі наплавлення-метал шва, s_w – ширина шва без урахування наплавлення.

Залишкові напруження враховані консервативно, як вказано в рекомендаціях МАГАТЕ, шляхом накладання додаткового (до тиску сценарію) внутрішнього тиску.

$$\sigma = \sigma_{calc} + \sigma_R. \quad (4)$$

Визначення КІИ

Розв'язок задач на ОКР виконано із застосуванням ПК "SIF Master", що входить в перелік дозволених для використання "НАЕК "Енергоатом"" розрахункових кодів для обґрунтування безпеки ядерних установок [13]. В якому для розрахунку КІИ використовується метод вагових функцій, що дозволяє знаходити КІИ в будь-якій точці тріщини для довільного і таблично заданого навантаження:

$$K_{IQ'} = \iint_S W_{QQ'} \cdot q(Q) dS. \quad (4)$$

де $W_{QQ'}$ – вагова функція, $q(Q)$ – довільне навантаження, dS – елемент площі тріщини.

Визначення запасу крихкої міцності. Теплове опресування

За діючими напруженнями в аварійних сценаріях для постульованих тріщин визначається КІИ і максимально допустима критична температура крихкості

(T_{KA}). Критична температура крихкості T_K визначається з аналізу експериментальних даних, отриманих для зразків-свідків. Запас крихкої міцності ΔT_{KA} , як показано на рис. 1, б – це різниця між T_{KA} і T_K . Тобто при $\Delta T_{KA} < 0^\circ\text{C}$, умова забезпечення крихкої міцності не виконується.

Підхід теплового опресування допускається визначати для T_{KA} якщо після настання глобального максимуму КІИ (K_{MAX}) в часі далі йде його монотонне зменшення і наближається до кривої тріщиностійкості (охолодження реактору), тоді для T_{KA} приймається найменше значення в інтервалі від $0,9K_{MAX}$ до K_{MAX} .

Якщо після першого глобального максимуму K_{MAX} діють повторні навантаження при меншій температурі, ніж температура первинного навантаження, а максимальний КІИ при повторному навантаженні не більше $0,9K_{MAX}$, то T_{KA} визначається з умови рівності допустимого КІИ розрахунковому в інтервалі від $0,9K_{MAX}$ до K_{MAX} . T_{KA} приймається як найменше на цьому інтервалі. Проте якщо одна з умов при повторному навантаженні не виконана, то підхід теплового опресування застосовуватися не може і тоді T_{KA} приймає найменше значення для всього режиму.

Схематично розрахунок запасу крихкої міцності ΔT_{KA} показаний на рис. 1, б. Де зеленою лінією показані для прикладу розрахунок КІИ від температури. Можна побачити визначений максимальний КІИ, який

складає $150\text{МПа}\sqrt{\text{м}}$, позначений зірочкою як $K_{\text{МАКС}}$ і пунктирною лінією показана величина $0,9K_{\text{МАКС}}$ в межах яких при застосуванні методу теплового опресування визначається температурний запас $\Delta T_{\text{КА}}$. Заштрихована область – як раз і є тією “небезпечною” ділянкою, в якій реактор може зруйнуватися. З іншого боку, синьою лінією показана крива тріщиностійкості, визначена за (1), за якою визначається температурний запас якщо умова для застосування теплового опресування не виконана.

Опис розрахункової моделі

Скінченно-елементна модель, що створена в програмному комплексі “ANSYS 18.0” [14], складається з КР з приєднаними трубними блоками ГЦТ і окремих підмоделей, як показано на рис. 2.

У розрахунку використовувалися три скінченно-елементні моделі:

— повна модель КР з циліндричною обичайкою, днищем та основними патрубками (рис. 2, а), тобто. “глобальна модель”, для розрахунку температурного завдання та глобального напружено-деформованого стану (НДС);

— підмодель (для патрубка Ду850) з вбудованою тріщиною для розрахунку J-інтеграла і точками в яких показаний результат КІН (рис. 2, б, з);

— підмодель (для ЗШ № 3, 4 та центру активної зони (ОМ ВО)), з вбудованими тріщинами, для розрахунку J-інтеграла і точками в яких показаний результат КІН. Азимутальний кут підмоделі становить 30° (рис. 2 в, д).

З метою підвищення точності результатів у розрахунках “глобальної моделі” використано виключно 8-ми вузлові квадратичні елементи правильної форми. По товщині стінки ОМ використано 6 елементів, по товщині стінки наплавлення 4 елементи. Загалом “глобальна модель” налічує 422444 вузлів та 380562 елементів типу SOLID185 (8-ми вузловий гексаедр).

Сітка скінчених елементів (СЕ) в підмоделях складається виключно з 8-ми вузлових гексаедрів SOLID185, по товщині стінки ОМ використано не менше 25 шарів гексаедрів. Фронт тріщини описаний сіткою із 8-ми вузлових квадратичних елементів SOLID185.

Навколо фронту тріщини в ОМ сформовано дев’ять шарів елементів у поперечному напрямку (від фронту) та 50 шарів у поздовжньому (вздовж фронту) напрямку. Довжина СЕ вздовж фронту тріщин не більше 3,6 мм в обох підмоделях. Розміри СЕ поперек фронту не перевищують 0,1 мм, для елементів першого

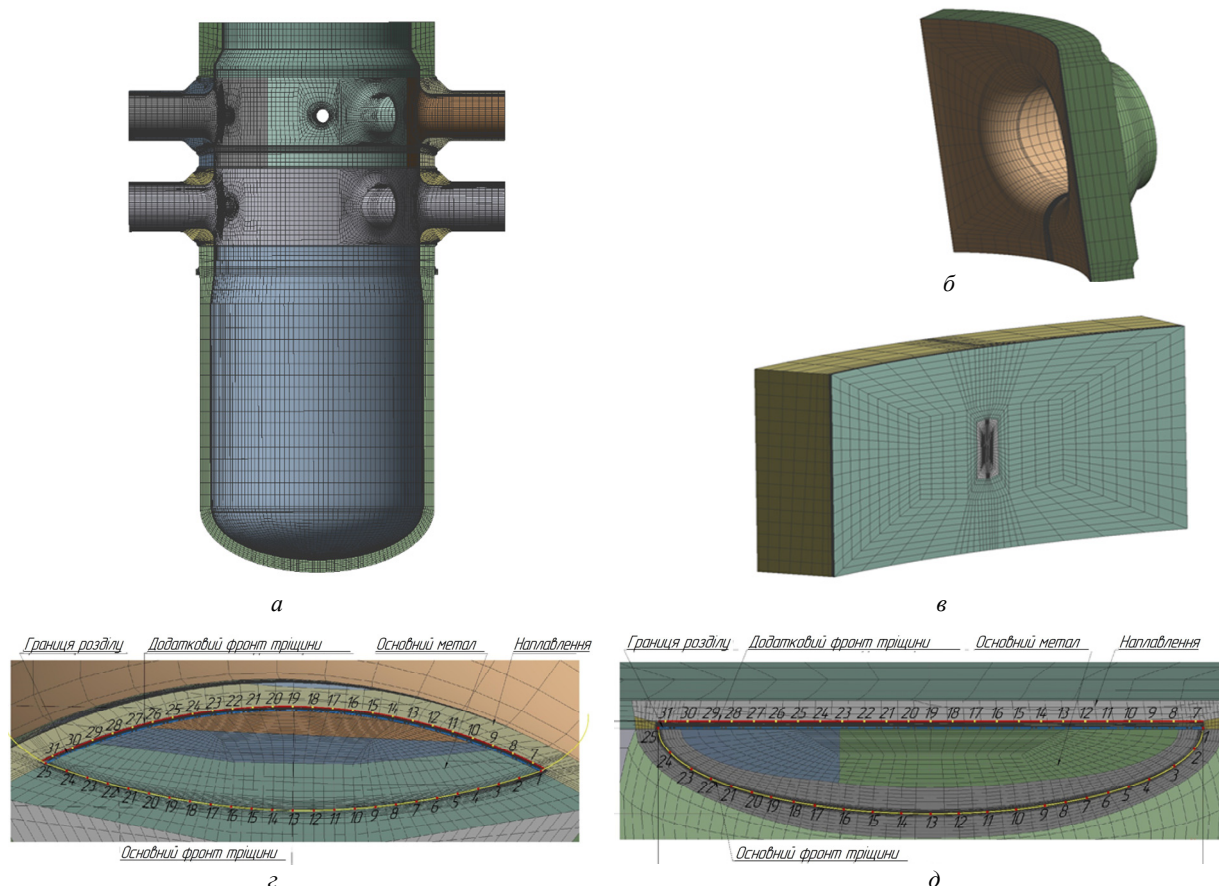


Рис. 2. Скінченно-елементна модель КР (а), підмодель патрубка КР (б), підмодель інших зон КР (в), СЕ підмоделі патрубка КР (з), СЕ підмоделі інших зон КР(д)

шару та 1 мм для елементів десятого шару (він же розрахунковий контур). Підмодель ЗШ № 4, № 3 та ОМ ВО складається з 91210 вузлів та 88320 СЕ, а підмодель патрубка Ду850 складається з 133609 вузлів та 128612 СЕ.

Для оцінки цілісності наплавлення тріщина була “заведена” в наплавлення на 1 мм відповідно до рекомендацій VERLIFE [15]. Таке штучне продовження тріщини не порушує сполученості між ОМ та наплавленням. Для обчислення J-інтеграла задано допоміжний фронт тріщини наплавлення, який складається з восьми контурів.

Фізико-механічні характеристики матеріалів моделі обрані з таблиць [2] і залежать від температури.

Для визначення зусиль на патрубках КР при різних умовах навантажень РУ-побудовано комплексну одновимірну модель трубопроводів першого контуру реактора в розрахунковому комплексі “3D PipeMaster”, який розроблено компанією ТОВ “ІПП-Центр” і сертифіковано для розрахунків елементів конструкцій АЕС [16]–[17].

Кінематичне закріплення реактора моделювалося жорстким защемленням по опорному бурту.

Результати досліджень крихкої міцності КР

В результаті уточнених чисельних розрахунків теплового опресування КР для найбільш небезпечних сценаріїв отримано, що для патрубкової частини КР

небезпечним аварійним сценарієм є OTHER 2.4.1.2 “Независиме відкриття запобіжного клапану компенсатора тиску (ЗК КТ) з роботою всіх каналів САОЗ з подальшим закриттям на 2570 с в стані РУ “гаряче зупинення”. Для циліндричної частини КР найбільш небезпечним режимом є сценарій OTHER 2.4.1.8 “Независиме відкриття ЗК КТ з роботою всіх каналів САОЗ з подальшим закриттям на 2620 с в стані РУ “гаряче зупинення”. Безпечний стан РУ при таких аваріях настає до моменту часу 10000 секунд.

Результати проведених досліджень представлені на рис. 3–7 в графічній формі. Розподіли величин тиску і температури в часі для сценаріїв OTHER 2.4.1.2 і OTHER 2.4.1.8 отримані для першого етапу розрахунків на опір крихкому руйнуванню та представлені на рис. 3. Можна побачити, що тиск починає стрімко знижуватись в корпусі реактору під час цих аварій майже вдвічі. Але після чверті від часу усього режиму тиск починає навпаки стрімко підвищуватись до 20 МПа і майже до кінця аварії роботи часті пульсації до 2 МПа. З іншого боку температура в обох режимах стрімко падає до 20 °С до чверті від часу усього режиму а потім починає плавно підвищуватись до 100 °С на останній момент часу.

Розподіл напружень за схемою визначеною з рис. 1, г, показано для місць постулювання дефектів в патрубок (рис. 4, а) і в ЗШ №4 (рис. 5, а). З графіків можна зробити висновки, що найбільші напруження

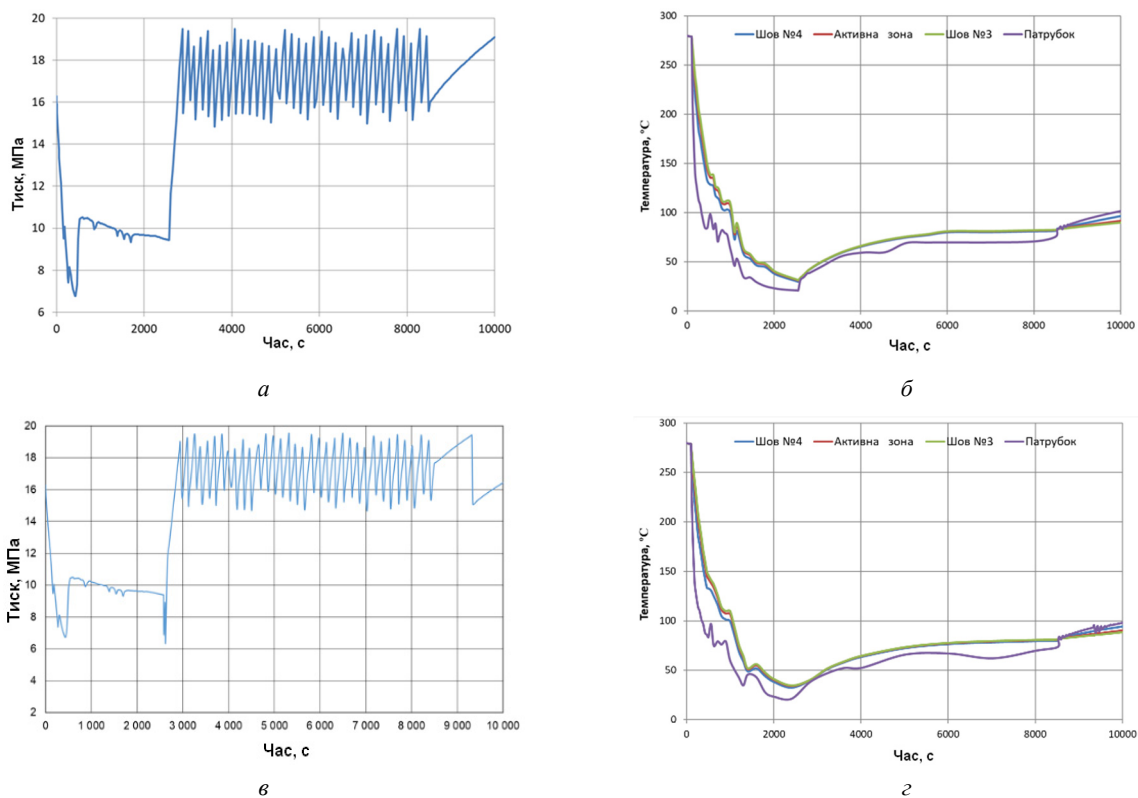


Рис. 3. Залежність тиску і температури теплоносія від часу в опускній камері для режиму OTHER 2.4.1.2 (а–б) та режиму OTHER 2.4.1.8 (в–г)

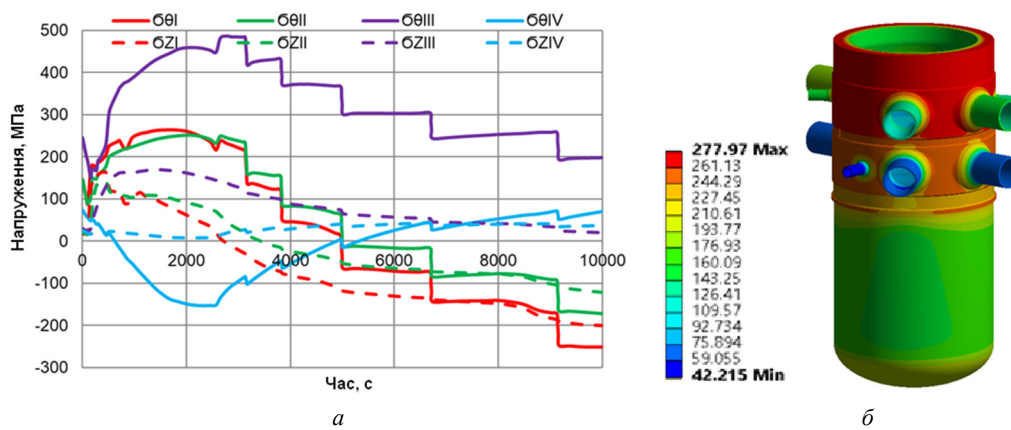


Рис. 4. Кінетика окружних та осьових напружень в характерних точках патрубку в місці постулювання дефекту (а) та розподіл температури (°C) в момент часу 2870 с (б) при протіканні сценарію OTHER 2.4.1.2

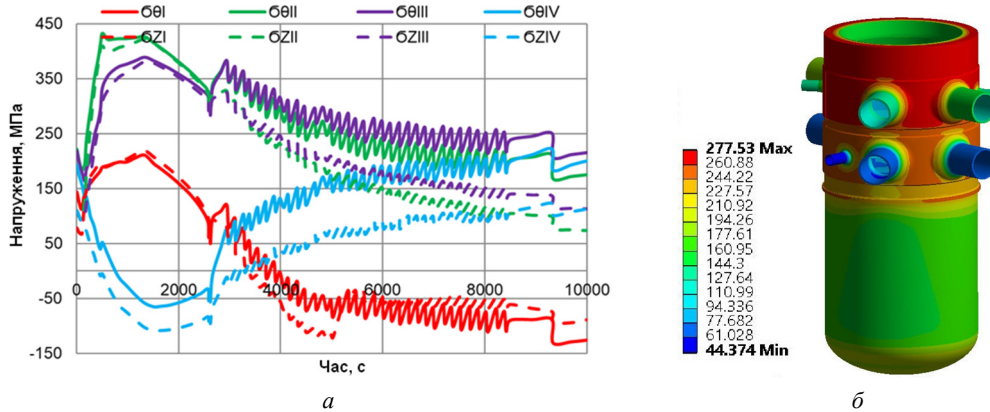


Рис. 5. Кінетика окружних та осьових напружень в характерних точках ЗШ №4 в місці постулювання дефекту (а) та розподіл температури (°C) в момент часу 2940 с (б) при протіканні сценарію OTHER 2.4.1.8

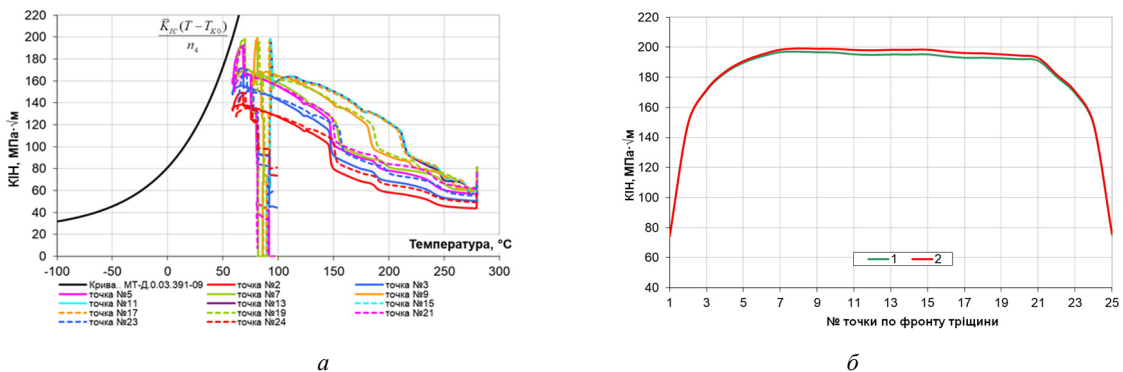


Рис. 6. Розподіл КІН для тріщини патрубку від температури (а), Значення КІН по фронту тріщини для патрубку: 1 в $t = 2870$ с (при найменшому $\Delta T_{KA} = 8,5^\circ\text{C}$); 2 в $t = 3130$ с (при максимальному $K_I = 199 \text{ MPa}\sqrt{\text{м}}$) (б)

для режиму OTHER 2.4.1.2 в патрубку сягають до 500 МПа в місці розташування основного фронту тріщини (3-ї точки). В зварному шві для режиму OTHER 2.4.1.8 найбільші напруження менше величини 450 МПа, але знаходяться в наплавленні. Характер напружень для обох режимів однаковий – високі напруження виникають на початку аварійного сценарію, тобто при

його швидкому охолодженні. Пульсації тиску, величини яких більше ніж тиск в корпусі за нормальних умов роботи спричиняють напруження, величини яких значно менше, ніж при охолодженні. На рис. 4, б і 5, б показаний розподіл температури в небезпечний момент для цих аварій (при найменшому ΔT_{KA}).

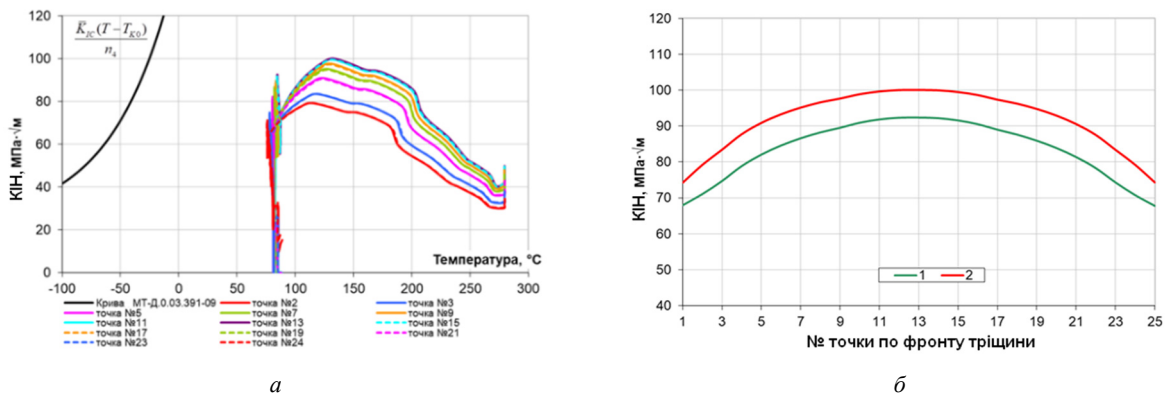


Рис. 7. Значення КІН для ЗШ №4 від температури (а), Значення КІН по фронту тріщини для ЗШ №4: 1 в $t = 2940$ с (при найменшому $\Delta T_{КА} = 19$ °С); 2 в $t = 1330$ с (при максимальному $K_I = 100$ МПа $\sqrt{м}$) (б)

На рис. 6, а і 7, а наведені графіки КІН від температури, що отримані при розв'язках задач для другого етапу опору крихкому руйнуванню для вище наведених режимів. Точки в яких будується КІН наведені на рис. 2, з і 2, д. На графіку можна також побачити функцію тріщиностійкості (виділена чорною жирною лінією), яка отримана за формулою (1). На графіках видно, що в патрубку найбільш небезпечна точка знаходиться поблизу наплавлення, а в ЗШ №4 – в глибині тріщини. Так як значення температурного запасу є відстанню від КТК до КІН режиму, то на рис. 6, б і 7, б показані КІН по фронту тріщини для максимального значення КІН і при мінімальному $T_{КА}$.

Максимальний КІН в радіусному переході патрубкової обичайки КР аварійного сценарію OTHER 2.4.1.2 становить 199 МПа $\sqrt{м}$, що не перевищує гранично допустиме значення 200 МПа $\sqrt{м}$ (згідно (1)). Тобто умова в'язкого руйнування патрубкової зони КР також виконується.

Таблиця 1. Максимально допустима критична температура крихкості в залежності від терміну експлуатації

Зона	Термін експлуатації корпусу реактора			
	30 років	40 років	50 років	60 років
ЗШ №4	32,05	27,06	22,79	19,03
ОМ ВО	48,31	46,9	45,73	44,7
ЗШ №3	42,49	37,54	33,28	29,52
Патрубок	8,68	8,63	8,58	8,53

Результати крихкої міцності для патрубкової і циліндричної частини КР для різних термінів експлуатації занесені в таблицю 1. Можна побачити, що найменший запас крихкої міцності $\Delta T_{КА}$ в патрубковій частині КР для різних термінів експлуатації становить 8,5 °С, а для циліндричної частини – 19 °С в зварному шві № 4. Характер зміни запасу крихкої міцності також

різний, так як він за (2) залежить ще від нейтронного опромінення, яке в місці ЗШ № 4, ОМ ВО та ЗШ № 3 набагато більше ніж в патрубку КР.

Висновки

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

2. Хоча найбільші напруження для патрубка в найглибшому місці тріщини, найменший температурний запас для такої тріщини на поверхні, біля наплавлення. З іншої сторони, для ЗШ №4 найбільші напруження в місці наплавлення, але найменший запас – в глибині тріщини.

3. Для патрубка реактора визначено найбільш небезпечний аварійний сценарій OTHER 2.4.1.2 “Ненавмисне відкриття ЗК КТ з роботою всіх каналів САОЗ з подальшим закриттям на 2570 с в стані РУ “гаряче зупинення». Для такої аварійної ситуації, в інших зонах (ОМ ВО, ЗШ №3 і ЗШ №4) КР урахування ТО значно підвищило запас міцності ($\Delta T_{КА}$ збільшився більш ніж на 20 °С).

4. Для циліндричної частини КР найбільш небезпечним є ЗШ №4 для аварійного сценарію OTHER 2.4.1.8 “Ненавмисне відкриття ЗК КТ з роботою всіх каналів САОЗ з подальшим закриттям на 2620 с в стані РУ “гаряче зупинення”.

5. Температурний запас і КІН з урахуванням теплового опресування не перевищує граничного значення і тому термін експлуатації такого енергоблоку може бути збільшено. Для деяких аварійних режимів теплове опресування дійсно суттєво збільшує запас міцності КР, але для найбільш небезпечних сценаріїв застосування Українського підходу теплового опресування не призводить до додаткового ресурсу.

References

- [1] No. SSG-25. Periodic safety review for nuclear power plants: specific safety guide, *International Atomic Energy Agency*, Vienna, 2012, 106 p.
- [2] PNAE G-7-002-86. Standards of strength calculation for equipment and pipelines of nuclear power plants (in Russian). Moscow: Energoatomizdat, 1989, 524 p.
- [3] V. Popov, V. Mileikovskiy and O. Tryhub, "Expert express assessment of the impact of heat and mass transfer processes on the residual life of the WWER-1000 reactor vessel due to metal embrittlement", *Ventilation, Illumination and Heat Gas Supply*, vol. 41, pp. 39–49, 2022. doi: 10.32347/2409-2606.2022.41.39-49.
- [4] G. Qian *et al.*, "Effect of non-uniform reactor cooling on fracture and constraint of a reactor pressure vessel", *Fatigue and Fracture of Engineering vessel*, vol. 41(7), pp. 1559–1575, 2018. doi: doi.org/10.1111/ffe.12796
- [5] M. Kryshchuk and A. Oryniak, "Temperature margin estimation of brittle fracture for reactor pressure vessel during emergency mode", *Mechanics and Advanced Technologies*, vol. 3(75), pp. 56–63, 2015.
- [6] L.N. Nedelchev *et al.*, "VVER-1000 reactor pressure vessel lifetime assessment according to criteria of brittle fracture using results of surveillance specimens tests", (in Russian), *Questions of atomic science and technology. series: physics of nuclear reactors*, vol. 3, pp. 69–78, 2018.
- [7] M. Zarazovskii *et al.*, "Impact of the Outer Surface Air Cooling and WPS Approaches on the Brittle Fracture Margin of WWER RPV", *ASME 2020 Pressure Vessels & Piping Conference*, vol. 6, 2020. doi: 10.1115/PVP2020-21736
- [8] M. Zarazovskii *et al.*, "Comprehensive analysis of the WPS effect performed for the purposes of RPV long-term operation", *SMiRT-26 26th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology*, July 10-15 2022.
- [9] IAEA-TECDOC-1627. Pressurized Thermal Shock in Nuclear Power Plants: Good Practices for Assessment: Deterministic Evaluation for the Integrity of Reactor Pressure Vessel, *International Atomic Energy Agency*, Vienna, 2010, 217 p.
- [10] NUREG/CR-5535, RELAP5/MOD3 Code Manual, *Idaho National Engineering Laboratory*, vol. 5, rev. 1, 293 p., 1995.
- [11] IAEA-EBP-WWER-08. "Guidelines on pressurized thermal shock analysis for WWER Nuclear Power Plants", *International Atomic Energy Agency Vienna International Centre*, Vienna, 2006.
- [12] IAEA-EBP-WWER-08. "IAEA-TECDOC-1627. Pressurized Thermal Shock in Nuclear Power Plants: Good Practices for Assessment. Deterministic Evaluation for the Integrity of Reactor Pressure Vessel", *International Atomic Energy Agency Vienna International Centre*, Vienna, 2010.
- [13] SOU NAEK 158:2020 Ensuring technical safety. Technical requirements for the installation and safe operation of equipment and pipelines of nuclear power plants with VVER reactors, NAEC "ENERGOATOM", 2020.
- [14] Ansys 2018 Mechanical, Release 18.0, Help System, Coupled Field Analysis Guide, ANSYS, Inc.
- [15] VERLIFE-2008. Unified Procedure for Lifetime Assessment of Components and Piping in WWER NPPs, "VERLIFE" Version 2008, *Project co-funded by the European Commission under the Euratom Research and Training Programme on Nuclear Energy within the Sixth Framework Programme*, vol. 42 2008.
- [16] A.Ya. Krasovskii *et al.*, "Strength assessment of the NPP pipelines with account for its actual state by the computer complex 3D PipeMaster," in: *Service Life and Safety of Components, Structures, and Machines*, *Project Paton Electric Welding Institute of the National Academy of Sciences of Ukraine*, pp. 171–177, Kyiv 2006.
- [17] I.V. Orinyak *et al.*, "Appointment of a stress-strained mill at the pipeline crossing at the end of repair work", *Strength of materials*, vol. 5, 2009.

Safety margin determination of the nuclear power plant reactor pressure vessel with taking into account warm pre-stress effect

M. Kryshchuk, O. Ischenko

Abstract. In case for nuclear power plants long-term service operation over their design life, it is necessary to calculate reactor pressure vessel (RPV) strength and durability acknowledgment (static strength, strength under cyclic and seismic loads, brittle fracture resistance (BFR) include) the as one of the most important NPP structure. Usually, according to the brittle strength assessment, RPV resource is determined, that is, time of its subsequent safe operation. The purpose of this work is assessed BFR RPV at potential emergency accidents (EA) using the Ukrainian warm pre-stress approach. The calculated thermohydrodynamic parameters at EA were used to calculate the stress-strain state of the developed reactor finite element (FE) model. For researching, the most indicative scenarios were selected: where reactor is cooled at a high pressure. In RPV FE model cracks are modeled at the most dangerous places - welds and nozzle. Stress intensity factor (SIF) distribution along crack front and temperature for the most dangerous accidents in terms of BFR are presented in figures. Brittle strength condition is ensured during the nuclear power plants service operation for up to 60 years, which is more than 1.5 times more than the oldest Ukrainian power plant with VVER-1000. For some emergency accidents, warm pre-stress really significantly increased RPV safety margin, but for the most dangerous accidents, the results are the same as without taking into account WPS.

Keywords: warm pre-stress (WPS), brittle strength, nuclear accidents, extension of NPP service life, finite element model, stress intensity factor.