

УДК 621

Експертне експрес-оцінювання впливу тепломасообмінних процесів на залишковий ресурс корпусу реактора ВВЕР-1000 через окрихнення його металу

В. В. Попов¹, В. О. Мілейковський², О. С. Тригуб³

¹ ст.наук.співробітник НДЧ, Київський національний університет будівництва і архітектури, м. Київ, Україна, v.v.popov.1962@gmail.com, ORCID: 0000-0002-3396-0951

² д.т.н., проф., Київський національний університет будівництва і архітектури, м. Київ, Україна, v_mil@ukr.net, ORCID: 0000-0001-8543-1800

³ к.ф.-м.н., доц., “Національний університет “Києво-Могилянська академія”, м. Київ, Україна, as_trigub@yahoo.com, ORCID: 0000-0002-6573-2814

Анотація. Реактор ВВЕР-1000 експлуатується на 13-ти з 15-ти наявних енергоблоках атомних станцій України (АЕС). Забезпечення тривалої та безпечної експлуатації таких реакторів є основою для надійної роботи всіх 13 українських енергоблоків АЕС і гарантом енергетичної безпеки України. Визначальним та головним фактором, що впливає на безпеку й належний залишковий ресурс корпусу реактора ВВЕР-1000, є радіаційне окрихнення реакторної сталі в умовах нестаціонарного тепломасообміну в реакторі. Наслідки радіаційного окрихнення реакторної сталі негативно проявляються при аварійних ситуаціях з охолодженням активної зони. Сам цей процес – радіаційне окрихнення – накопичується постійно й поступово. Тому важливо вести його моніторинг шляхом періодичного поточного експрес-оцінювання крихкої міцності корпусу реактору ВВЕР-1000, особливо в умовах змінного теплового режиму. Отже, актуальним є використання розрахункових експрес-методів періодичної оцінки крихкої міцності корпусу реактору ВВЕР-1000 з гарантованим забезпеченням належної точності. При цьому ефективність підходу підкріплюється невисокими витратами ресурсів – інженерного персоналу, швидким та відносно спрощеним використанням обчислювальної техніки і програмних засобів. Як приклад і підтвердження застосовності запропонованого підходу виконано експертне експрес-оцінювання крихкої міцності й залишкового ресурсу корпусу реактора енергоблоку № 1 Південно-Української АЕС. При цьому враховано фактичні та паспортні характеристики його металу.

Ключові слова: атомна електростанція, тепломасообмінні процеси, радіаційне окрихнення, циклічна пошкоджуваність.

Використані скорочення:

- АЕС – атомна електростанція;
- АС – аварійна ситуація;
- ВВЕР – водо-водяний енергетичний реактор;
- ВП – відокремлений підрозділ;
- ГВ – гідровипробування;
- КР – корпус реактора (з верхнім блоком);
- НУЕ – нормальні умови експлуатації;
- ПНАЕ – правила і норми в атомній енергетиці;
- ТКП – температура крихкопластичного переходу;
- САОЗ – система аварійного охолодження зони;
- ЮУАЕС – Южно-Українська АЕС.

Вступ. Україна активно використовує атомну енергетику як для теплопостачання міст-супутників, так і для електропостачання. У містах, близьких до атомних електростанцій, економічно і технічно доцільне електричне опалення від електроенергії АЕС. У НУЕ АЕС не викликають забруднення довкілля на відміну від теплових електростанцій.

В Україні трапилася найбільш важка аварія на АЕС – на енергоблоці № 4 Чорнобильської АЕС в ніч проти 26 квітня 1986 року. Так наприклад, радіаційні наслідки аварії на

японській АЕС Фукусима-1 11 березня 2011 року становлять лише 10 % від аварії на Чорнобильській АЕС. Аварія на енергоблоці № 2 АЕС Три-Майл-Айленд (Сполучені Штати Америки) 28 березня 1979 року хоч і була важкою, але повністю локалізованою в межах залізобетонної захисної оболонки станції до стадії екологічно чистої «зеленої галявини» (біля цієї АЕС).

В Україні функціонують 12 з 15 енергоблоків АЕС з вичерпаним проектним ресурсом – «старі» енергоблоки. Після заходів щодо продовження цього терміну ці енергоблоки допущено до подальшої експлуатації.

Актуальність дослідження. Для забезпечення атомної енергетики України у зазначених непростих умовах важливість коректної оцінки безпеки й ресурсу енергоблоків АЕС є вкрай актуальною багатофакторною задачею. Для цього необхідне використання сучасних комп'ютерних програм на базі чисельних розрахункових методів (зокрема, методу кінцевих елементів). Це супроводжується тривалим і складним моделюванням з попереднім тестуванням комп'ютерних моделей, складними і значними обсягами розрахунків і аналізів їхніх

результатів. Для цього необхідні значні витрати коштів, часу, кваліфікований персонал і технічні ресурси.

Для можливості оперативного і відносно недорогого експертного оцінювання безпеки й надійності елементів АЕС особливої актуальності набувають інженерно-аналітичні розрахункові експрес-процедури.

Останні дослідження та публікації. Найбільш відповідальні [1] та критичні елементи конструкції КР показано на рис. 1. У даній роботі розглядатимемо зварне з'єднання № 3. При моделюванні слід розглядати як нестационарні тепломасообмінні процеси, так і механічні, особливо під час позаштатних ситуацій.

У [1] при розгляді ЮУАЕС показано, що до кінця 1985 року на енергоблоку № 1 відбулося дві небезпечні позаштатні ситуації:

- 25.12.82 р. відбулося скидання пари и трубопроводу власних потреб зі швидкістю охолодження 334 °С/год або 0,0928 К/с;
- 22.10.85 р. стався глибокий провал тиску пари в парогенераторі через скидання пари з нього зі швидкістю охолодження 1800 °С/год або 0,5 К/с.

За проектом максимальна швидкість змінення температури теплоносія в першому контурі становить лише 60 °С/год або 1/60 = 0,167 К/с. Керівництво АЕС намагалося приховати ці події, чим поставило під загрозу безпеку подальшої експлуатації енергоблоку.

Результати аналізу наявної документації ЮУАЕС [1] свідчать, що при оцінюванні ресурсу енергоблоку врахована лише першу менш жорстку позаштатну ситуацію. Для зручності викладання другий випадок будемо позначати як «22.10.85». З урахуванням цієї швидкості температура внутрішньої поверхні стінки реактора на початку режиму знижується з 563,15 К до 373,15 К за 380 секунд і в подальшому утримується в межах 373,15 К до зникнення температурного градієнту за товщиною стінки реактора. Відповідна тривалість режиму підрахована і становить 15000 с.

Формулювання цілей статті. Метою роботи є створення експрес-процедури оцінювання залишкового ресурсу корпусу реактора ВВЕР-1000 через окрихнення його металу з урахуванням впливу тепломасообмінних процесів.

Основна частина. Визначимо основний критерій оцінювання залишкового ресурсу (строку служби) енергоблоку АЕС. За рекомендаціями МАГАТЕ ІАЕА-ЕВР-ВВЕР-08 [3], ресурс енергоблоку АЕС визначається ресурсом корпусу реактора – основним

незамінним і найбільш відповідальним елементом АЕС. Строк служби (ресурс) корпусу реактора визначає строк служби (ресурс) всього енергоблоку АЕС. Прогнозування його відбувається за принципом на рис. 2.

Наведемо основний критерій оцінювання залишкового ресурсу (строку служби) енергоблоку АЕС. Основною властивістю металу КР є критична ТКП T_k , К, яка при експлуатації реактора зростає. Крім того, при прогнозуванні строку служби (ресурсу) корпусу реактора (на рис. 2: $\tau_{\text{гран}}$, років) визначаються:

- напрацювання τ , років;
- радіаційне напрацювання $F_n, \times 10^{22}$ Н/м²;
- початкова ТКП $T_{k0}, ^\circ\text{C}$;
- зсув ТКП за напрацювання $\Delta T_k, ^\circ\text{C}$;
- гранична ТКП, що відповідає аварійній ситуації з охолодженням реактора, $T_k^a, ^\circ\text{C}$.

Зсув за напрацювання, так звана «зсувна залежність», визначається за формулою:

$$\Delta T_k = A_F (F_n \cdot 10^{-22})^n + 2 \sigma, \text{ К}, \quad (1)$$

де A_F – коефіцієнт радіаційного окрихнення корпусної сталі, К; n – безрозмірний показник ступеня; σ – стандартне відхилення, К. Формула (1) з $n = 1/3$ и $\sigma = 0$ є нормативною (пункт 5.8.4.5 норм міцності [2]).

Параметри зсувної формули A_F , n і σ визначаються випробуваннями опромінених зразків корпусної сталі (зразків-свідків, ЗС), впливають на форму і висоту кривої $T_k = T_{k0} + \Delta T_k$, К (рис. 2), і в результаті – на значення прогнозованого строку служби (ресурсу) корпусу реактора $\tau_{\text{гран}}$, років. Початкова температура $T_{k0}, ^\circ\text{C}$, визначається випробуваннями неопромінених ЗС і/або за даними паспортів КР.

Для оцінювання залишкового ресурсу/строку служби КР розглядається найбільш небезпечна аварійна ситуація (аварійний режим), за якого реалізується найбільш швидке охолодження реактору, металу його корпусу і активної зони (найбільш жорсткий термошок).

У даному оцінюванні враховано нормативні вимоги та критерії міцності КР, пункт 5.8.1.6 [2]: «Опір крихкому руйнуванню вважають забезпеченим, якщо для обраного розрахункового дефекту у вигляді тріщини в режимі експлуатації, що розглядається, виконується умова

$$K_1 \leq [K_1]_i, \quad (2)$$

де $[K_1]_i$ – припустиме значення коефіцієнта інтенсивності напружень».

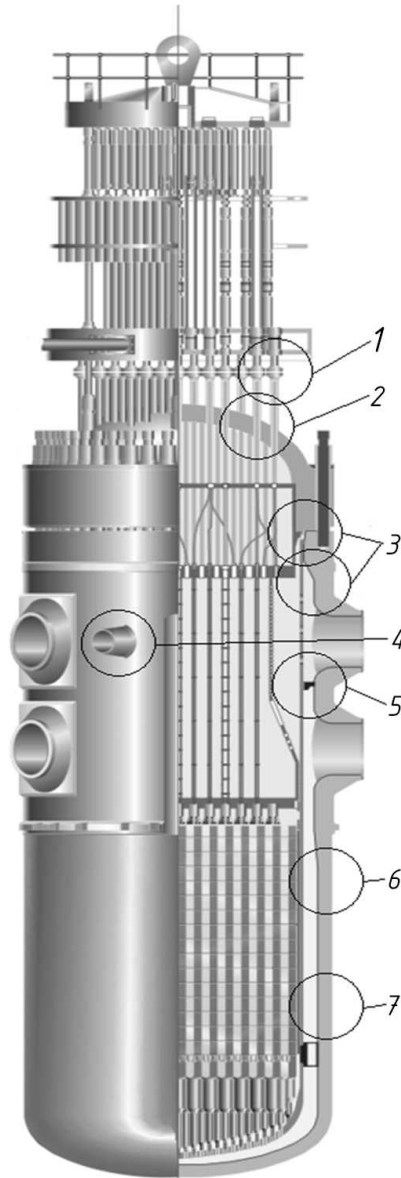


Рис. 1. Критичні зони КР [1]: 1 – фланцеві з’єднання СУЗ, КНВ та ТК; 2 – кришка з патрубками СУЗ, КНВ та ТК; 3 – вузол ущільнення реактора; 4 – зона приварювання сорочки патрубка САОЗ до наплавлення реактора; 5 – розділове кільце; 6 – зварне з’єднання № 4; 7 – зварне з’єднання № 3

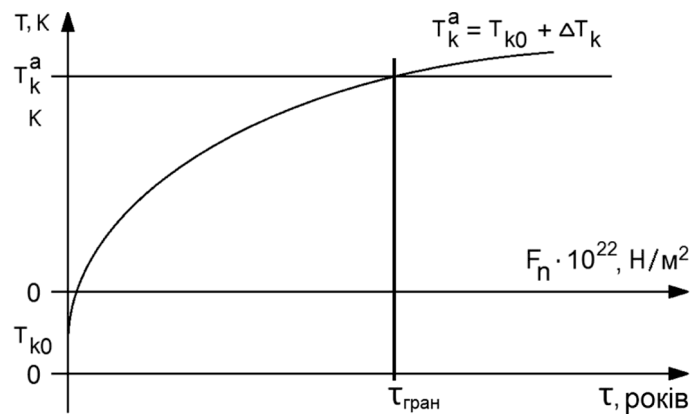


Рис. 2. Прогноз ресурсу/терміну експлуатації $\tau_{гран}$, років, корпусу реактора ВВЕР:

τ – напрацювання, років; F_n – радіаційне напрацювання, $\times 10^{22}$ Н/м²;

T_{k0} – початкова температура крихкопластичного переходу, К; ΔT_{k0} – зсув цієї температури за напрацювання, К;

T_k^a – гранична температура крихкопластичного переходу, що відповідає аварійній ситуації з охолодженням реактора, К

На даному другому етапі виконано експертне оцінювання опору крихкому руйнуванню та прогноз ресурсу КР блоку № 1 ВП ЮУАЕС для режиму «22.10.85» для зварного з'єднання № 3. Для оцінювання крихкої міцності при наявності кільцевої (осьової) тріщини використані нормативні формули розрахунку осьових (кільцевих) напружень σ_z (σ_θ), Па, для двохшарового товстостінного циліндра (табл. ПЗ.18 Додатку 3 [2]). Відповідні графічні результати для АС «22.10.85» надано в [1].

Основна характеристика матеріалу зварного з'єднання № 3 КР блоку № 1 ВП ЮУАЕС – критична температура крихкості T_k , К, – визначається згідно з пунктом 5.8.4.1 [2]. Її вирішальні складові T_{k0} , ΔT_F і ΔT_N , К, визначаються з урахуванням наступного:

- зсув критичної температури крихкості від циклічних навантажень ΔT_N визначено згідно з пунктом 5.8.4.4 [2] за формулою

$$\Delta T_N = 20 \cdot \sum_{i=1}^m \frac{N_i}{[N_0]_i}, \quad (3)$$

де N_i – число циклів навантаження при i -му режимі експлуатації; $[N_0]_i$ – число циклів, що допускається, для i -го режиму експлуатації; m – число режимів.

- зсув критичної температури крихкості від впливу іонізуючого випромінювання ΔT_F , К, визначено згідно пункту 5.8.4.5 [2] за формулою

$$\Delta T_F = A_F F^{1/3}, \text{ К} \quad (4)$$

де A_F – коефіцієнт радіаційного окрихнення $^{\circ}\text{C}$; F – перенос нейтронів з енергією $> 0,5$ МеВ, зменшений в 10^{22} нейтронів/м².

- згідно даних публікації [6], враховано, що

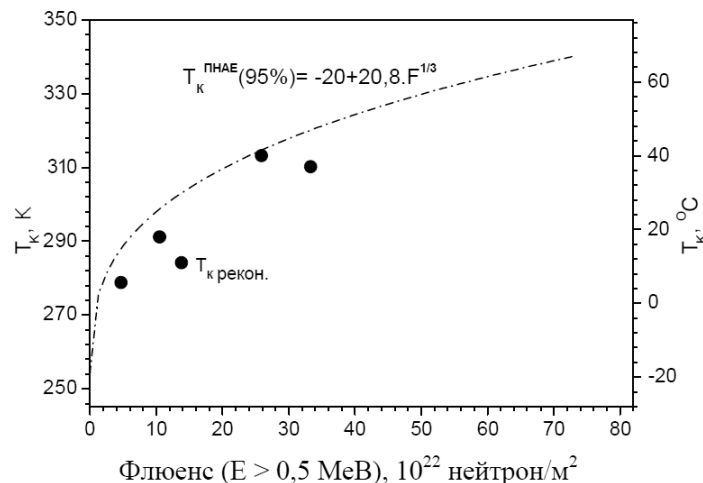


Рис. 3. Графік залежності $T_k(F)$ для зварного з'єднання № 3 КР блоку № 1 ВП ЮУАЕС, наведений у роботі [6] і врахований при оцінюванні крихкої міцності та ресурсу КР

початкова температура $T_{k0} = 253,15$ К, коефіцієнт радіаційного окрихнення $A_F = 20,8$ К. Закон зміни критичної температури крихкості від впливу іонізуючого випромінювання також відповідає [6] і наведено на рис. 3.

При виконанні даного оцінювання крихкої міцності і ресурсу КР розглянуто набір кільцевих та осьових постульованих тріщин (по 9 дефектів) з наступними параметрами:

- глибина $a = 30, 40, 50$ мм;
- відношення глибини a , м, до напівдовжини c , м, $a/c = 0,2, 0,6, 1,0$, що знаходиться в нормативних межах, наведених в пункті 5.8.5.2 та в позиції 4 пункту 5.8.7.2 [2], а також в пункті 6.3 рекомендацій МАГАТЕ [3].

Розрахункова оцінка виконана двома методами згідно:

- розділу 5.8, зокрема – пункту 5.8.7.2 [2];
- розділу 7, зокрема – пункту 7.3 рекомендацій МАГАТЕ [2].

Коефіцієнт інтенсивності напружень першого роду K_I розраховано методом вагових функцій згідно з [4]. При оцінюванні ресурсу на графіках за формою на рис. 2 враховано, що:

- напрацювання реактора блоку № 1 ВП ЮУАЕС, визначене в роках, на два більше, ніж розраховане в паливних кампаніях;
- має місце додатковий зсув критичної температури крихкості ΔT_N , К, від блоків режимів НУЕ→ГВ (по одному на рік) та АС «22.10.85» (один за весь період експлуатації КР).

Найгірший результат (табл.) для розглянутого набору постульованих кільцевих тріщин відповідає кільцевій тріщині глибиною $a = 30$ мм з відношенням $a/c = 0,2$. Для неї ресурс КР дорівнює 5,59 років.

Результати оцінки ресурсу КР блоку № 1 ВП ЮУАЕС для зварного з'єднання № 3 за результатами розрахунку опору крихкому руйнуванню для аварійного режиму «22.10.85»

№	Співвідношення глибини до пів довжини a/c	0,2	0,2	0,2	0,6	0,6	0,6	1	1	1
	Глибина a , мм	30	40	50	30	40	50	30	40	50
Кільцева тріщина										
1	Прогнозований ресурс/строк безпечної експлуатації КР, років	5,59	5,65	5,65	18,18	18,31	18,53	47,68	47,27	47,12
	Критична температура крихкості аварійна, що визначає ресурс КР T_k^a , К/°С	<u>284,56</u> 11,41	<u>284,80</u> 11,65	<u>284,76</u> 11,61	<u>304,78</u> 31,63	<u>304,96</u> 31,81	<u>305,26</u> 32,11	<u>326,02</u> 52,87	<u>325,86</u> 52,71	<u>325,86</u> 52,71
	Момент часу розвитку АС $t(T^v)$, с	1520	1520	1520	1520	1520	1520	1520	1520	1520
	Температура металу КР на ресурсній глибині T^v , К/°С	<u>390,24</u> 117,09	<u>389,00</u> 115,85	<u>389,55</u> 116,40	<u>391,36</u> 118,21	<u>390,61</u> 117,46	<u>389,55</u> 116,40	<u>391,36</u> 118,21	<u>390,61</u> 117,46	<u>389,55</u> 116,40
	Коефіцієнт інтенсивності напружень першого роду, що визначає ресурс КР K_I^a , МПа·м ^{1/2}	560,03	543,56	550,07	381,87	374,99	365,13	253,79	251,02	246,11
	Глибина металу, на якій вичерпується ресурс КР, мм	14,45	13,55	13,95	15,27	14,72	13,95	15,27	14,72	13,95
Осьова тріщина										
2	Прогнозований ресурс/строк безпечної експлуатації КР, років	3,38	3,14	2,91	9,99	10,43	10,85	25,63	26,25	26,71
	Критична температура крихкості аварійна, що визначає ресурс КР T_k^a , К/°С	<u>275,98</u> 2,83	<u>274,65</u> 1,50	<u>272,82</u> -0,33	<u>293,96</u> 20,81	<u>294,70</u> 21,55	<u>295,4</u> 22,25	<u>311,62</u> 38,47	<u>312,14</u> 38,99	<u>312,55</u> 39,40
	Момент часу розвитку АС $t(T^v)$, с	1710	1710	1710	1710	1710	1710	1710	1710	1710
	Температура металу КР на ресурсній глибині T^v , К/°С	<u>390,67</u> 117,52	<u>388,95</u> 115,80	<u>389,87</u> 116,72	<u>390,67</u> 117,52	<u>390,43</u> 117,28	<u>389,87</u> 116,72	<u>390,67</u> 117,52	<u>390,43</u> 117,28	<u>389,87</u> 116,72
	Коефіцієнт інтенсивності напружень першого роду, що визначає ресурс КР K_I^a , МПа·м ^{1/2}	672,97	667,68	706,45	467,16	457,92	446,65	329,55	324,73	318,74
	Глибина металу, на якій вичерпується ресурс КР, мм	16,07	14,72	15,45	16,07	15,89	15,45	16,07	15,89	15,45

Найгірший результат для розглянутого набору постульованих осьових тріщин відповідає осьовій тріщині завглибшки $a = 50$ мм з відношенням $a/c = 0,2$. Для неї ресурс КР дорівнює 2,91 років. Обидва найгірших випадки позначено в табл. сірим фоном. Останній з них визначає ресурс реактора для аварійного режиму «22.10.85».

Результати розрахунку опору крихкому руйнуванню КР згідно з нормативним критерієм для вказаного критичного випадку (осьова тріщина завглибшки $a = 50$ мм з відношенням $a/c = 0,2$) отримано двома способами:

- за рекомендаціями МАГАТЕ [3] (рис. 4 та 5);
- згідно з [2] (рис. 6 і 7).

Результат оцінювання ресурсу/терміну експлуатації КР становить 2,91 року (рис. 8). Вказаний ресурс КР вичерпано на глибині металу 15,45 мм при його температурі

116,72 °С на 1710 секундів аварійного режиму «22.10.85».

Заключну перевірку негативного впливу режиму «22.10.85» на крихку міцність металу КР виконано з урахуванням таких даних для зварного з'єднання № 3:

- критична температура крихкості T_k , К, згідно з пунктом 5.8.4.1 норм [2] з урахуванням складових T_{k0} , ΔT_F , ΔT_N , К, повинна дорівнювати

$$T_k(F, a) = T_{k0} + \Delta T_F + \Delta T_N, \text{ К}; \quad (5)$$

- зсув критичної температури крихкості ΔT_F , К, від впливу іонізуючого випромінювання F згідно з пунктом 5.8.4.5 [2] дорівнює за формулою (4) ресурсу КР через 2,91 року від початку експлуатації для аварійного режиму «22.10.85».

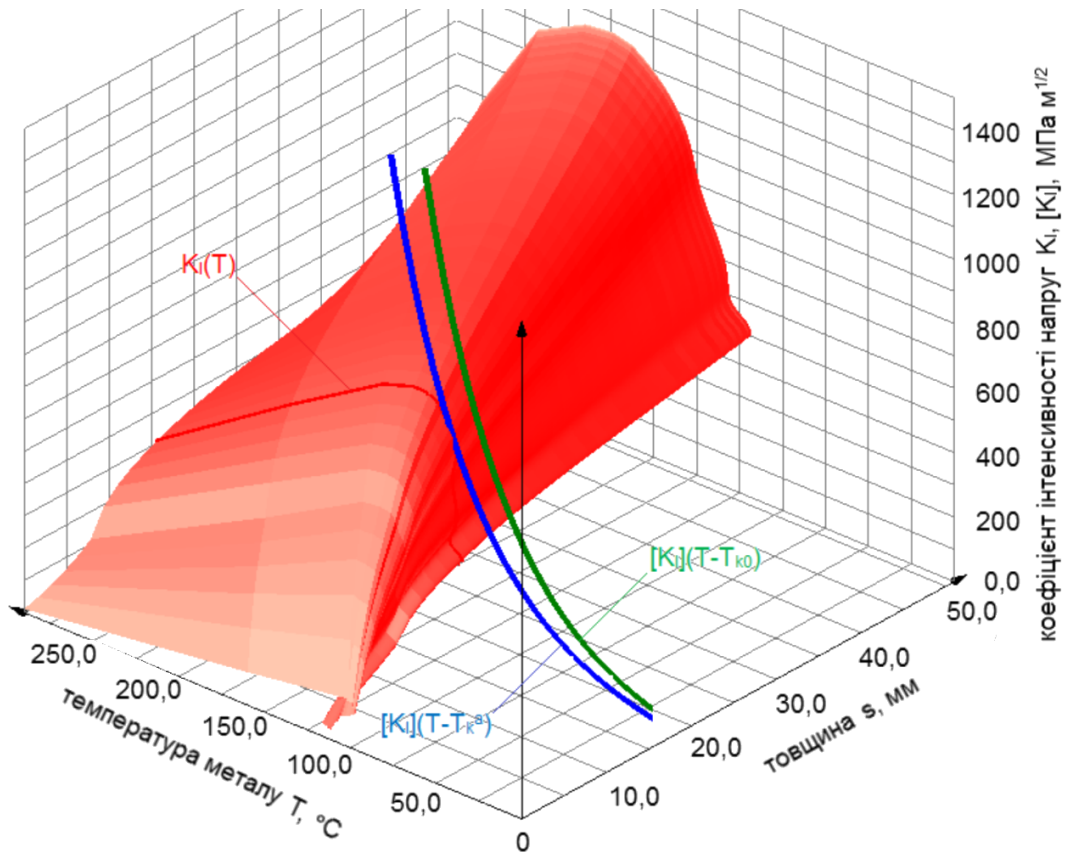


Рис. 4. Оцінка опору крихкому руйнуванню КР для аварійного режиму «22.10.85» за [3] для осьової тріщини завглибшки $a = 50$ мм з відношенням $a/c = 0,2$: червоним показано критичну поверхню $K_I(T, \text{°C}, s, \text{мм})$ МПа \cdot м $^{1/2}$, зелена та синя криві – початковий та граничний стани металу на глибині 15,45 мм $[K_I](T, \text{°C})$ МПа \cdot м $^{1/2}$.

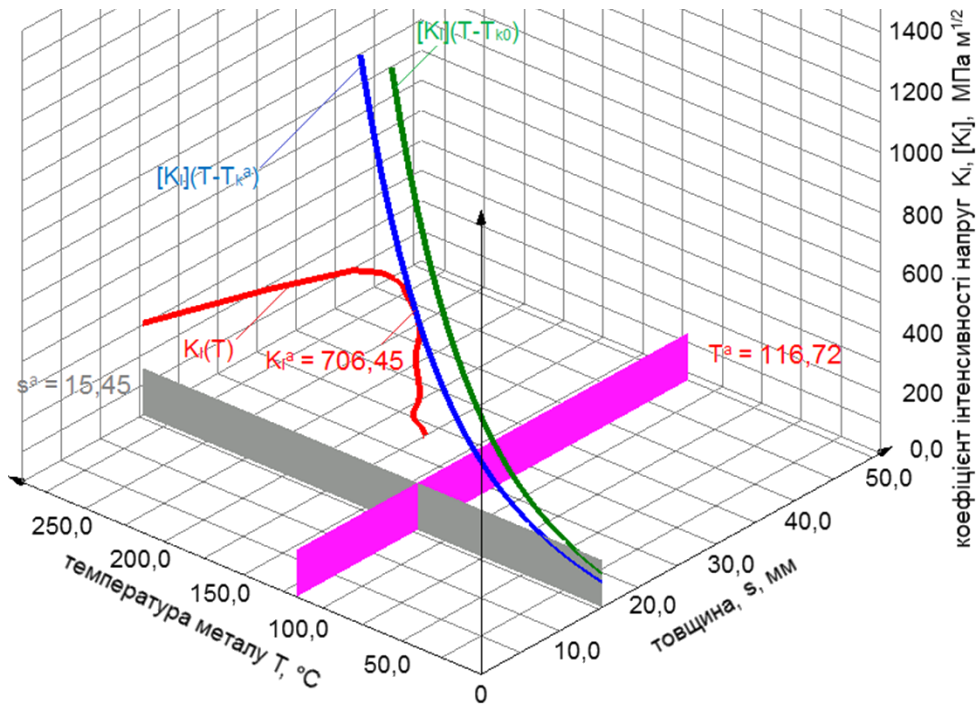


Рис. 5. Оцінка опору крихкому руйнуванню КР для аварійного режиму «22.10.85» для осьової тріщини глибиною $a = 50$ мм з відношенням $a/c = 0,2$: критична крива $K_I(T, \text{°C})$ МПа \cdot м $^{1/2}$; зелена та синя криві – початковий та граничний стани металу на глибині 15,45 мм $[K_I](T, \text{°C})$ МПа \cdot м $^{1/2}$

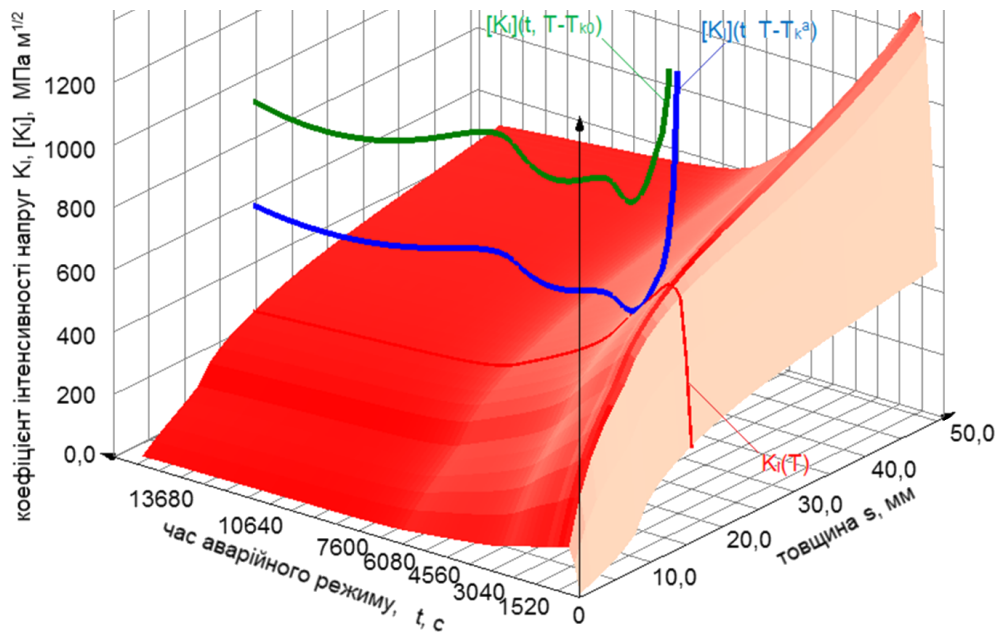


Рис. 6. Оцінка опору крихкому руйнуванню КР за [2] для аварійного режиму «22.10.85» для осьової тріщини завглибшки $a = 50$ мм з відношенням $a/c = 0,2$; червоним кольором показано критичну поверхню $K_I(t, s, s, \text{мм})$ МПа \cdot м $^{1/2}$; зелена та синя криві – початковий та граничний стани металу на глибині 15,45 мм $[K_I](t, c)$ МПа \cdot м $^{1/2}$

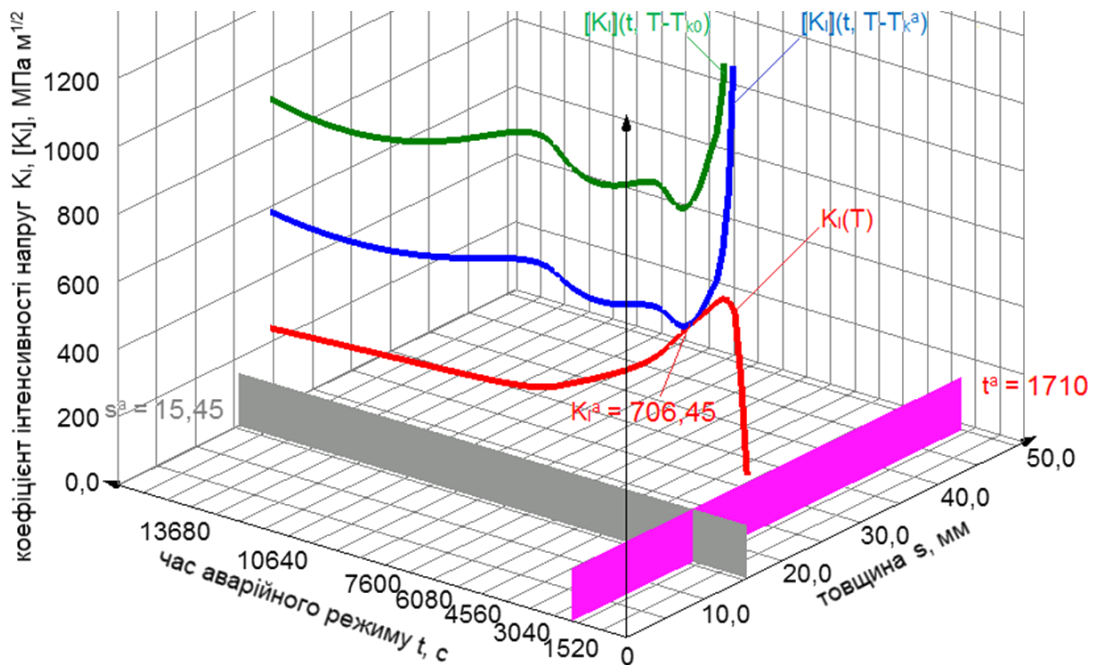


Рис. 7. Оцінка опору крихкому руйнуванню КР згідно з [2] для аварійного режиму «22.10.85» для осьової тріщини завглибшки $a = 50$ мм з відношенням $a/c = 0,2$; червоним кольором показано критичну криву $K_I(t, c)$ МПа \cdot м $^{1/2}$; зелена та синя криві – початковий та граничний стани металу на глибині 15,45 мм $[K_I](t, c)$ МПа \cdot м $^{1/2}$

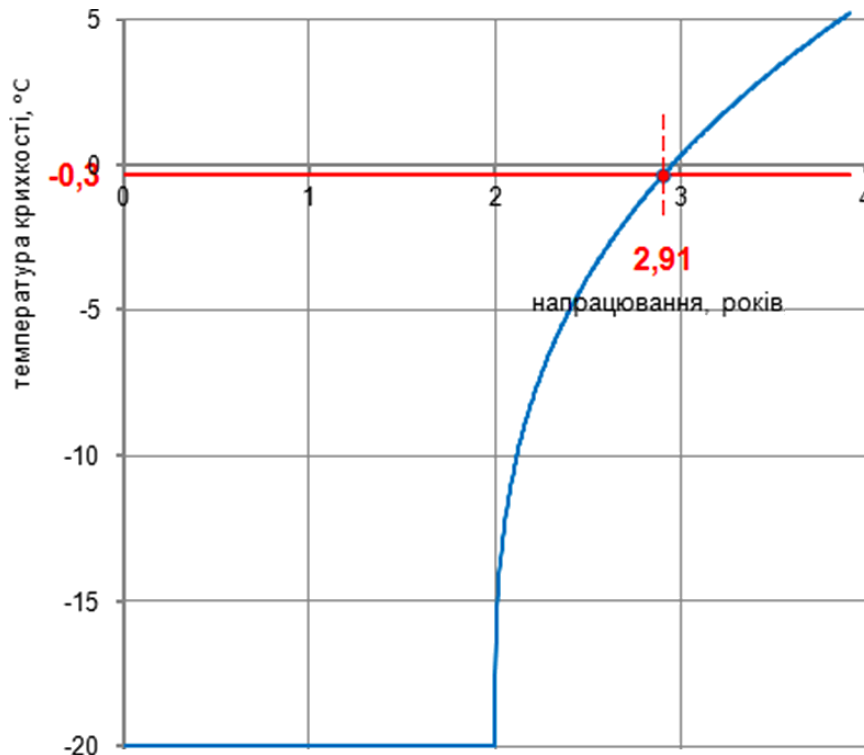


Рис. 8. Оцінка ресурсу/терміну експлуатації КР для осевої тріщини завглибшки $a = 50$ мм з відношенням $a/c = 0,2$. Графік $T_k(F, N)$, °C. Стан металу на глибині 15,45 мм відповідає вичерпанню

- згідно з даними ЮУАЕС, на кінець 38-ї паливної кампанії (останній 40-й рік експлуатації згідно з вимогами паспорту і проекту реактору) запас на виконання умов крихкої міцності за критичною температурою крихкості (умова $T_k < T_k^a$, К) для режиму «OTHER 1.2» для зварювального з'єднання № 3 дорівнює 2,0 °C для радіаційного напрацювання металу КР $37,3 \cdot 10^{18}$ нейтронів/см².

Як зазначалось у роботі [1], «OTHER 1.2» – режим, для якого ВП ЮУАЕС визначала прогноз ресурсу/строку служби КР ВВЕР-1000 енергоблоку № 1.

За результатами розрахункової оцінки впливу неврахованого режиму «22.10.85» і інших режимів на зсув критичної температури крихкості (з урахуванням зсуву ΔT_N , К, від втомної циклічної пошкоджуваності) з'ясовано таке (рис. 9):

- згідно з публікацією Інституту ядерних досліджень Національної академії наук України [6], початкова температура $T_{k0} = 253,15$ К (– 20 °C), а коефіцієнт радіаційного окрихнення $A_F = 20,8$ К;
- за результатами аналізу даних ВП ЮУАЕС, аварійна критична температура крихкості T_k^a для режиму «OTHER 1.2»

ймовірно дорівнює 324,65 К (51,5 °C). Тоді температура T_k (без запасу 2,0 К) дорівнює 322,65 К (49,5 °C);

- врахування зсуву $\Delta T_N = 20 a = 20 \cdot 0,0308 = 0,62$ К від циклічних навантажень [1] зменшує прогнозне значення ресурсу/строку служби реактору на 43,4 – 42,3 = 1,1 років.

Дана інженерно-аналітична експрес-оцінка виконана авторами протягом місяця. При цьому, як свідчить загальний досвід, на подібний традиційний розрахунок із застосуванням чисельних методів і великих комп'ютерних програмних засобів необхідно витратити від півроку до одного року часу

Висновки. Запропонований експрес-метод оцінювання ресурсу/строк служби крихкої міцності корпусу реактору ВВЕР-1000 дозволяє скоротити час на виконання цієї роботи у 6...12 разів зі збереженням достатньої точності та надійності. При цьому враховуються нестационарні тепломасообмінні процеси, зокрема, швидке охолодження. Показано, що жорсткий режим з охолодженням реактора ВВЕР-1000 енергоблоку № 1, який не враховано експлуатаційною організацією ЮУАЕС, має суттєвий негативний вплив на ресурс/строк служби і не може бути проігнорований.

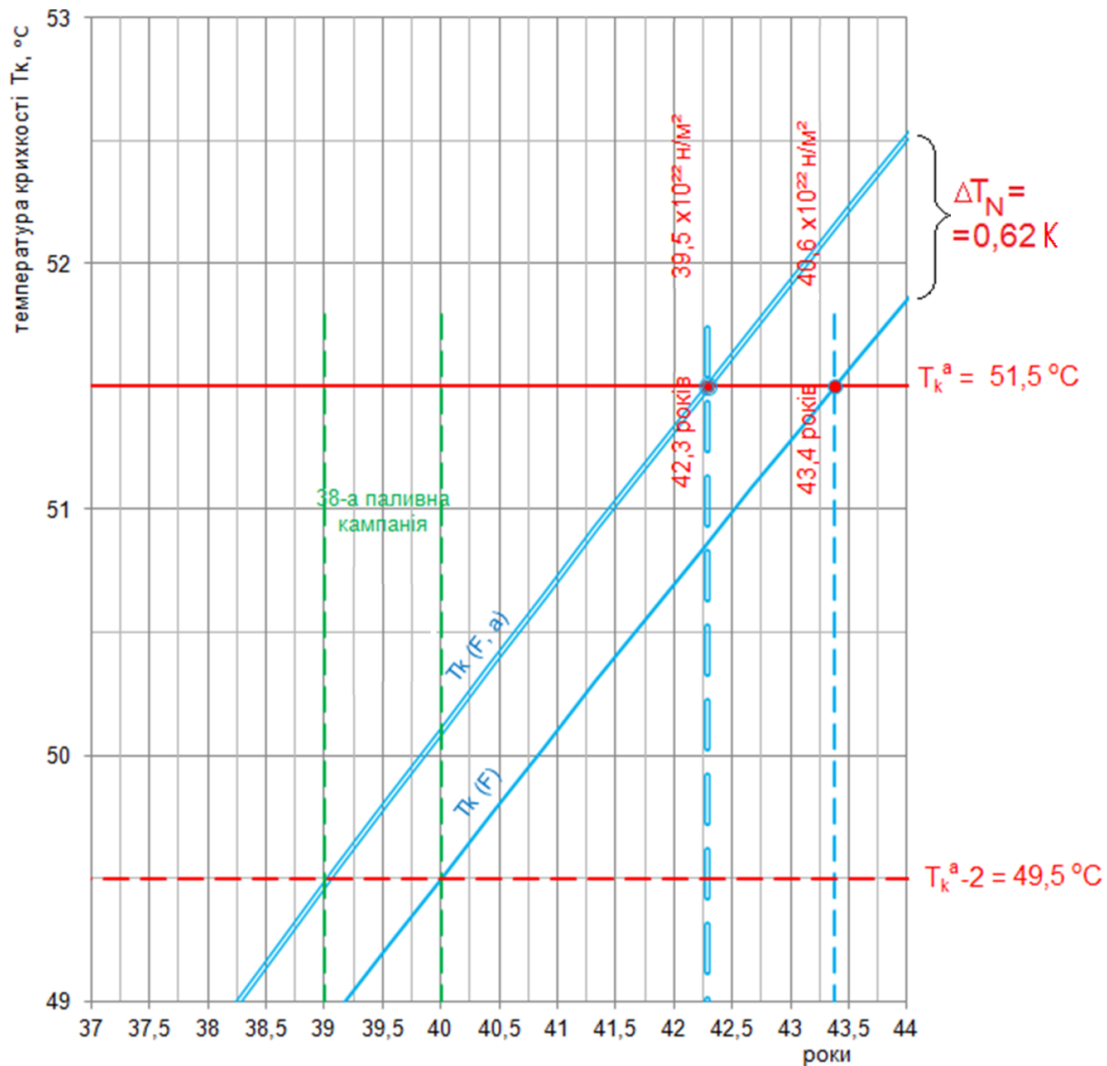


Рис. 9. Вплив на визначення ресурсу КР врахування циклічної пошкоджуваності:
 $a = 0,0308$ (для 40 років експлуатації; Табл. 3 [8]).

Література

1. Попов В. В. Експертне експрес-оцінювання впливу тепломасообмінних процесів на залишковий ресурс корпусу реактора ВВЕР-1000 через циклічну пошкоджуваність / В. В. Попов, В. О. Мілейковський, О. С. Тригуб // Вентиляція, освітлення та теплогазопостачання: науково-технічний збірник. – 2021. – Вип. 39. – С. 6-28.
2. ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок / Госатомэнергонадзор СССР – Введены в действие 01.07.1987. – Москва: Энергоатомиздат, 1989. – 525 с.
3. International Atomic Energy Agency, Guidelines on Pressurized Thermal Shock Analysis for WWER Nuclear Power Plants, IAEA-EBP-WWER. – 2006. – No. 8. – Rev.1.
4. Glinka G. Development of weight functions and computer integration procedures for calculating stress intensity factors around cracks subjected to complex stress fields / G. Glinka // Progress Report: Stress and Fatigue-Fracture Design, Petersburg, Ontario, Canada. – 1996. – No. 1. – 108 p.
 URL: https://www.afgrow.net/downloads/documents/SaFFd_1m.pdf
5. Кузнецов Г. В. Разностные методы решения задач теплопроводности: учебное пособие / Г. В. Кузнецов, М.А. Шеремет. – Томск: Изд-во ТПУ, 2007. – 172 с.
6. Чирко Л. І. Порівняння українського та російського підходів до визначення параметрів окрихчування металу корпусів реакторів / Л. І. Чирко // Тези доповідей XIX щорічної наукової конференції Інституту ядерних досліджень НАН України 24 - 27 січня 2012 р. Київ, Україна. – С. 95-96.
 URL: http://www.kinr.kiev.ua/Annual_Conferences/KINR2012/pdf/KINR_Conference_2012.pdf
7. Симонов Е. Я. Продление срока эксплуатации реакторных установок АЭС, выработавших ресурс, сооружение новых АЭС - опасная техническая авантюра / Е. Я. Симонов // Атомна енергетика в Україні. – 2007.
 URL: <https://atom.org.ua/?p=159>
8. Попов В. В. Експертне експрес-оцінювання впливу тепломасообмінних процесів на залишковий ресурс корпусу реактора ВВЕР-1000 через циклічну пошкоджуваність / В. В. Попов, В. О. Мілейковський, О. С. Тригуб // Вентиляція, освітлення та теплогазопостачання. – 2021. – Вип. 39. – С. 6-28.

References

1. Popov V., Mileikovskiy V., Tryhub O. “Ekspertne ekspres-otsiniuvannya vplyvu teplomasoobminnykh protsessiv na zalyshkovyi resurs korpusa reaktora VVER-1000 cherez tsyklichnu poshkodzhuvaniist”. *Ventylatsiia, osvittennia ta teplohadopostachannia*. 2021. Vyp. 39. P. 6-28.
2. Normy rozrakhunku na mitsnist obladnannia ta truboprovodiv atomnykh enerhetychnykh ustanovok PNAE H-7-002-86.
3. International Atomic Energy Agency, “Guidelines on Pressurized Thermal Shock Analysis for WWER Nuclear Power Plants”. *IAEA-EBP-WWER*. 2006. No. 8. Rev.1.
4. Glinka G. “Development of weight functions and computer integration procedures for calculating stress intensity factors around cracks subjected to complex stress fields”. *Progress Report: Stress and Fatigue-Fracture Design, Petersburg, Ontario, Canada*. 1996. No. 1. 108 p.
URL: https://www.afgrow.net/downloads/documents/SaFFd_1m.pdf
5. Kuznetsov H. V., Sheremet M. A. *Raznostnye metody resheniia zadach teploprovodnosti: uchebnoe posobie*. Tomsk: Yzd-vo TPU, 2007.
6. Chyrko L. I. “Porivniannia ukrainskoho ta rosiiskoho pidkhodiv do vyznachennia parametriv okrykhchuvannia metalu korpusiv reaktoriv”. *Tezy dopovidei XIX shchorichnoi naukovoï konferentsii Instytutu yadernykh doslidzhen NAN Ukrainy 24 - 27 sichnia 2012 r. Kyiv, Ukraina*. P. 95-96.
URL: http://www.kinr.kiev.ua/Annual_Conferences/KINR2012/pdf/KINR_Conference_2012.pdf
7. Simonov E.Ya. “Prodlenie sroka eksploatatsii reaktornykh ustanovok AES, vyrabotavshikh resurs, sooruzhenie novykh AES – opasnaia tekhnicheskaiia avantiura”. *Atomna enerhetyka v Ukraini*. 2007
URL: <https://atom.org.ua/?p=159>

УДК 621

Экспертная экспресс-оценка влияния тепломассообменных процессов на остаточный ресурс корпуса реактора ВВЭР-1000 из-за охрупчивания его металла

В. В. Попов¹, В. О. Милейковский², О. С. Тригуб³

¹ ст.наук.сотрудник НИЧ. Киевский национальный университет строительства и архитектуры, г. Киев, Украина, v.v.popov.1962@gmail.com, ORCID: 0000-0002-3396-0951

² д.т.н., проф. Киевский национальный университет строительства и архитектуры, г. Киев, Украина, v_mil@ukr.net, ORCID: 0000-0001-8543-1800

³ к.ф.-м.н., доц., “Национальный университет “Киево-Могилянская академия”, г. Киев, Украина, as_trigub@yahoo.com, ORCID: 0000-0002-6573-2814

Аннотация. Реактор ВВЭР-1000 эксплуатируется на 13-ти из 15-ти имеющихся энергоблоках атомных станций Украины (АЭС). Обеспечение длительной и безопасной эксплуатации таких реакторов является основой надёжной работы всех 13 украинских энергоблоков АЭС и гарантом энергетической безопасности Украины. Определяющим и главным фактором, влияющим на безопасность и надлежащий остаточный ресурс корпуса реактора ВВЭР-1000, является радиационное охрупчивание реакторной стали в условиях нестационарного тепломассообмена в реакторе. Последствия радиационного охрупчивания реакторной стали отрицательно проявляются при аварийных ситуациях с охлаждением активной зоны. Сам этот процесс – радиационное охрупчивание – накапливается постоянно и постепенно. Поэтому важно вести его мониторинг путём периодической текущей экспресс-оценки хрупкой прочности корпуса реактора ВВЭР-1000, особенно в условиях переменного теплового режима. Следовательно, актуально использование расчётных экспресс-методов периодической оценки хрупкой прочности корпуса реактора ВВЭР-1000 с гарантированным обеспечением надлежащей точности. При этом эффективность подхода подкрепляется невысокими затратами ресурсов – инженерного персонала, быстрым и относительно упрощённым использованием вычислительной техники и программных средств. В качестве примера и подтверждения применимости предлагаемого подхода выполнена экспертная экспресс-оценка хрупкой прочности и остаточного ресурса корпуса реактора энергоблока № 1 Южно-Украинской АЭС. При этом учтены фактические и паспортные характеристики металла.

Ключевые слова: атомная электростанция, тепломассообменные процессы, радиационное охрупчивание, циклическая повреждаемость.

УДК 621

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

V. Popov¹, V. Mileikovskiy², O. Tryhub³

¹ Senior Research Fellow, Research Part. Kyiv National University of Civil Engineering and Architecture, Kyiv, Ukraine, v.v.popov.1962@gmail.com, ORCID: 0000-0002-3396-0951

² Dr. Hab., prof. Kyiv National University of Construction and Architecture, Kyiv, Ukraine, v_mil@ukr.net, ORCID: 0000-0001-8543-1800

³ PhD, Associate Professor, "National University "Kyiv-Mohyla Academy", Kyiv, Ukraine, as_trigub@yahoo.com, ORCID: 0000-0002-6573-2814

Abstract. The WWER-1000 reactor is operated at 13 of the 15 operating power units of Ukraine's nuclear power plants (NPPs). Ensuring long-term and safe operation of such reactors is the basis for reliable operation of all 13 Ukrainian nuclear power plants units and the guarantor of Ukraine's energy security. The determining and leading factor influencing the safety and proper residual life of the WWER-1000 reactor vessel is the radiation embrittlement of the reactor steel. The consequences of radiation embrittlement of reactor steel are negatively manifested in emergencies with cooling of the core. This process itself – radiation embrittlement – accumulates constantly and gradually. Therefore, it is important to monitor it by periodically performing ongoing rapid assessments of the brittle strength of the WWER-1000 reactor vessel (along with other factors, including cyclic damage, as discussed in a previous publication). Therefore, it is important to use the calculated express methods of periodic assessment of the brittle strength of the WWER-1000 reactor vessel with guaranteed accuracy. The effectiveness of the approach is supported by low cost of resources – engineering staff, fast and relatively simplified use of computers and software. As an example and confirmation of the applicability of the proposed approach, an expert rapid assessment of the fragile strength and residual life of the reactor vessel of Unit № 1 of the South-Ukrainian Nuclear Power Plant was performed. This takes into account the actual, passport characteristics of its metal. The negative impact of the rigid regime with cooling of the WWER-1000 reactor of Unit № 1, not taken into account by the operating organization (South-Ukrainian Nuclear Power Plant) when extending its designated resource / service life, is shown. timely to clarify complex factors, technical aspects and parameters, as well as – their possible negative effects on the safe operation of systems and elements of nuclear power plants.

Keywords: nuclear power plant, heat-mass transfer processes, radiation embrittlement, cyclic damage.