

УДК 621

## Експертне експрес-оцінювання впливу тепломасообмінних процесів на залишковий ресурс корпусу реактора ВВЕР-1000 через циклічну пошкоджуваність

В. В. Попов<sup>1</sup>, В. О. Мілейковський<sup>2</sup>, О. С. Тригуб<sup>3</sup>

<sup>1</sup>ст.наук.співробітник НДЧ, Київський національний університет будівництва і архітектури, м. Київ, Україна, [v.v.popov.1962@gmail.com](mailto:v.v.popov.1962@gmail.com), ORCID: 0000-0002-3396-0951

<sup>2</sup>д.т.н., проф. Київський національний університет будівництва і архітектури, м. Київ, Україна, [v\\_mil@ukr.net](mailto:v_mil@ukr.net), ORCID: 0000-0001-8543-1800

<sup>3</sup>к.ф-м.н., доц., “Національний університет “Києво-Могилянська академія”, м. Київ, Україна, [as\\_trigub@yahoo.com](mailto:as_trigub@yahoo.com), ORCID: 0000-0002-6573-2814

*Анотація. Україна залишається країною, яка залежить від атомної енергетики як для теплопостачання міст-супутників, так і для електропостачання. У містах, близьких до атомних електростанцій, доцільне електричне опалення від виробленої ними електроенергії. З іншого боку, Україна – єдина держава у світі, де трапилася найбільш важка аварія на атомній електростанції – на енергоблоці № 4 Чорнобильської АЕС у ніч проти 26 квітня 1986 року. Іншою характерною особливістю атомної енергетики України є значна кількість енергоблоків з вичерпаним проектним ресурсом – так званих «старих» енергоблоків. Зношення їх пов'язане з впливом тепломасообмінних процесів, що призводять до періодичної температурної деформації елементів, яка викликає циклічну пошкоджуваність. Наведено приклад експертної експрес-оцінки залишкового ресурсу конкретного корпусу реактора ВВЕР-1000 з урахуванням сумісної дії нестационарних тепломасообмінних та механічних процесів. Виконано розгорнутий експрес-розрахунок циклічної (втомленої) пошкоджуваності металу корпусу реактору ВВЕР-1000 внаслідок небезпечного аварійного режиму.*

*Ключові слова: атомна електростанція, тепломасообмінні процеси, температурна деформація, циклічна пошкоджуваність.*

### Використані скорочення:

АЕС – атомна електростанція;  
АЕУ – атомна енергетична установка;  
АС – аварійна ситуація;  
ВВЕР – водо-водяний енергетичний реактор;  
ВП – відокремлений підрозділ;  
ГВ – гідровипробування;  
З – зупин;  
ІЯД – інститут ядерних досліджень;  
КНВ – канал нейтронного вимірювання;  
КР – корпус реактору (з верхнім блоком);  
НУЕ – нормальні умови експлуатації;  
ПНАЕ – правила і норми в атомній енергетиці;  
ПНУЕ – порушення НУЕ;  
САОЗ – система аварійного охолодження зони;  
СУЗ – система управління захистом;  
ТК – термоконтроль.

**Вступ.** Україна залишається країною, яка залежить від атомної енергетики як для теплопостачання міст-супутників, так і для електропостачання. У містах, близьких до атомних електростанцій, доцільне електричне опалення від виробленої ними електроенергії.

Україна – єдина держава в світі, де трапилася найбільш важка аварія на атомній електричній станції (АЕС) – на енергоблоці № 4 Чорнобильської АЕС в ніч на 26 квітня 1986 року. Так, наприклад, аварія на АЕС Фукусима-1 (Японія) 11 березня 2011 року за

радіаційними наслідками становить лише 10% від аварії на Чорнобильській АЕС. А аварія на енергоблоці № 2 АЕС Три-Майл-Айленд (США) 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).

Іншою характерною особливістю атомної енергетики України є значна кількість енергоблоків АЕС з вичерпаним проектним ресурсом – так званих «старих» енергоблоків (табл. 1).

Так, з 15-ти наявних енергоблоків АЕС України лише три не досягли свого проектного терміну експлуатації (ЗАЕС-6, ХАЕС-2 і РАЕС-4). Решта «старих» енергоблоків АЕС працюють за межами проектного терміну експлуатації після заходів з його подовження.

**Актуальність дослідження.** Для вказаних непростих умов України, важливість коректної оцінки безпеки і ресурсу АЕС є вкрай актуальною [1-5]. Звісно, для таких оцінок завжди є бажаним і актуальним використання [6] сучасних комп'ютерних програм (програмних засобів, ПЗ) на базі чисельних розрахункових методів (зокрема, методу кінцевих елементів, МКЕ).

Енергоблоки з вичерпаним проектним ресурсом

Назва АЕС	№№ енергоблоку	Реактори	Потужність, МВт	Завершення проектного терміну експлуатації	Подовження терміну експлуатації
Запорізька (ЗАЕС)	1	ВВЕР-1000	1000	23.12.2015	23.12.2025
	2	ВВЕР-1000	1000	19.02.2016	19.02.2025
	3	ВВЕР-1000	1000	05.03.2017	05.03.2027
	4	ВВЕР-1000	1000	04.04.2018	04.04.2028
	5	ВВЕР-1000	1000	27.05.2020	27.05.2030
	6	ВВЕР-1000	1000	21.10.2026	–
Рівненська (РАЕС)	1	ВВЕР-440	440	22.12.2010	22.12.2030
	2	ВВЕР-440	440	22.12.2011	22.12.2031
	3	ВВЕР-1000	1000	11.12.2017	11.12.2037
	4	ВВЕР-1000	1000	07.06.2035	–
Хмельницька (ХАЕС)	1	ВВЕР-1000	1000	13.12.2018	13.12.2028
	2	ВВЕР-1000	1000	07.09.2035	–
Южно-Українська (ЮУАЕС)	1	ВВЕР-1000	1000	02.12.2013	02.12.2023
	2	ВВЕР-1000	1000	12.05.2015	31.12.2025
	3	ВВЕР-1000	1000	10.02.2020	10.02.2030

Як показує практика, регулярне застосування програм для моделювання [7] завжди супроводжується тривалим і складним моделюванням об'єктів розрахункового аналізу, тестуванням комп'ютерних моделей, складними і значними обсягами розрахунків і аналізів їх результатів. Для цього необхідні значні коштовні, часові, кваліфіковані людські і технічні ресурси.

**Останні дослідження та публікації.** При оцінюванні ресурсу АЕС враховують такі навантаження, режими, нормативні вимоги і критерії міцності корпусу реактору [1], що виникають як від дії температурних деформацій при нестационарних теплообмінних процесах, так і від механічних навантажень:

- пункт 1.2.1 [1]:
  - циклічне накопичення пластичної деформації через змінний, яке призводить до неприпустимої зміни розмірів або квазістатичного руйнування;
  - виникнення макротріщин при циклічному навантаженні;
- пункт 1.2.6 [1]:
  - розрахунок на статичну міцність;
  - розрахунок на циклічну та тривалу циклічну міцність;
  - розрахунок на опір крихкому

руйнуванню;

- пункт 5.1.3 [1]:
  - внутрішній і зовнішній тиск;
  - температурні впливи;
- пункт 5.1.4 [1]:
  - пуск;
  - стаціонарний режим;
  - зміна потужності реактору;
  - зупинка;
  - гідро- або пневмовипробування;
  - аварійна ситуація.
- пункт 5.6.19 [1]:
  - умова міцності при наявності різноманітних циклічних навантажень перевіряється за формулою:

$$\sum_{i=1}^k \frac{N_i}{[N_0]_i} = a \leq [a_N], \quad (1)$$

де  $N_i$  – число циклів  $i$ -го типу за час експлуатації;  $k$  – загальне число типів циклів;  $[N_0]_i$  – допустиме число циклів  $i$ -го типу;  $a$  – накопичене втомне пошкодження, граничне значення якого  $[a_N] = 1$ .

Зазначимо, що найбільш відповідальними і критичними елементами конструкції КР (рис. 1), міцність яких викликає занепокоєння, є: фланцеві з'єднання СУЗ, КНВ та ТК, кришка

з патрубками СУЗ, КНВ та ТК, вузол ущільнення реактора, зона зварного з'єднання сорочки патрубка САОЗ до наплавки КР, розділове кільце, зварні з'єднання № 3 та № 4. Надалі оцінено прогноз стану зварного з'єднання № 3 для жорсткої АС, про який викладено нижче. Відносно нього оцінено і залишковий ресурс/строк служби КР.

Слід зауважити, що під час заходів з подовження експлуатації енергоблоку № 1 прогноз ресурсу/строку служби корпусу реактора ВВЕР-1000 даного енергоблоку було виконано ВП ЮУАЕС для режиму «OTHER 1.2».

При моделюванні необхідно сумісно розглядати як нестационарні тепломасообмінні процеси, так і механічні, особливо під час позаштатних ситуацій. Дані про аварійний режим АЕС, що розглядається тут, наступні.

У [5] наведена наступна інформація (мовою оригіналу): «Из анализа неблагоприятных событий на АЭС удалось сохранить наиболее опасные данные из несанкционированных режимов, состоявшихся 25.12.82 г. на блоке № 1 ЮУАЭС (сброс пара из трубопровода «собственных» нужд) и там же 22.10.85 г. («провал» давления пара в ПГ сбросом пара из него). При «верхнем» пределе по проекту скорости изменения температуры теплоносителя в 1-м контуре 60 °С/ч для аварийного расхолаживания при событиях имели место скорости расхолаживания 334 °С/ч и 1800 °С/ч соответственно. Причём, руководство станции пыталось утаить эти события, однако по другим каналам надзорные органы были информированы об этих опасных режимах и, соответственно, требовали со станции акты их расследования».

Тобто, до кінця 1985 року на блоці № 1 ВП ЮУАЕС мали місце принаймні дві аварійні ситуації з жорстким охолодженням 1-го контуру, до якого входить і реактор. Результати аналізу наявної документації ЮУАЕС свідчать, що з двох АС, наведених у [5], врахована лише перша, менш жорстка АС, що, згідно з [5], мала місце 25 грудня 1982. Друга ж, значно жорсткіша аварійна ситуація зі швидкістю охолодження 1-го контуру 1800 К/год, що, згідно зі змістом [5] мала місце 22 жовтня 1985 року, вочевидь, не врахована. У подальшому, для зручності викладання в даній публікації, даний режим означено як «22.10.85» (за датою події). При аварійному охолодженні внутрішньої поверхні стінки реактора швидкість цього охолодження відповідає даним публікації [5] і дорівнює 1800 К/год = 0,5 К/с. 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.** Для оперативних і відносно недорогих експертних оцінок безпеки і надійності складних і відповідальних систем і елементів АЕС не менш актуальним є коректне застосування інженерно-аналітичних розрахункових експрес-процедур, відносно спрощених порівняно з великими комп'ютерними програмними комплексами.

**Основна частина.** Охолодження стінки змодельовано залежним від часу охолоджувальним потоком  $q(T)$ , Вт/м<sup>2</sup> за законом (рис. 2)

$$q(T) = \begin{cases} -97500, & 273,15 \leq T \leq 653,15; \\ -97500 - \frac{1}{2}(60000 - 97500) \times \left( 1 - \cos\left(\frac{\pi(T - 653,15)}{0,6t - 331,89}\right) \right), & 653,15 \leq T \leq 803,15; \\ 42,553191 \cdot T - 94176,594, & 803,15 \leq T \leq 1273,15; \\ 13,333333 \cdot T - 56975,33, & 1273,15 \leq T \leq 2773,15; \\ 4,2857143 \cdot T - 31884,933, & 2773,15 \leq T \leq 6273,15; \\ 0,5555556 \cdot T - 8485,083, & 6273,15 \leq T \leq 15273,15. \end{cases}$$

Даний закон відповідає графіку  $q(T)$ , приведеному на рис. 2. Йому в свою чергу відповідає закон зміни температури внутрішньої поверхні стінки КР під час режиму «22.10.85» (АС), приведений на рис. 3.

Для даного АС одержані результати розрахунку нестационарної теплопровідності через стінку КР на рівні зварювального з'єднання № 3, сценарій зміни градієнту температур для якого приведено на рис. 4 і 5.

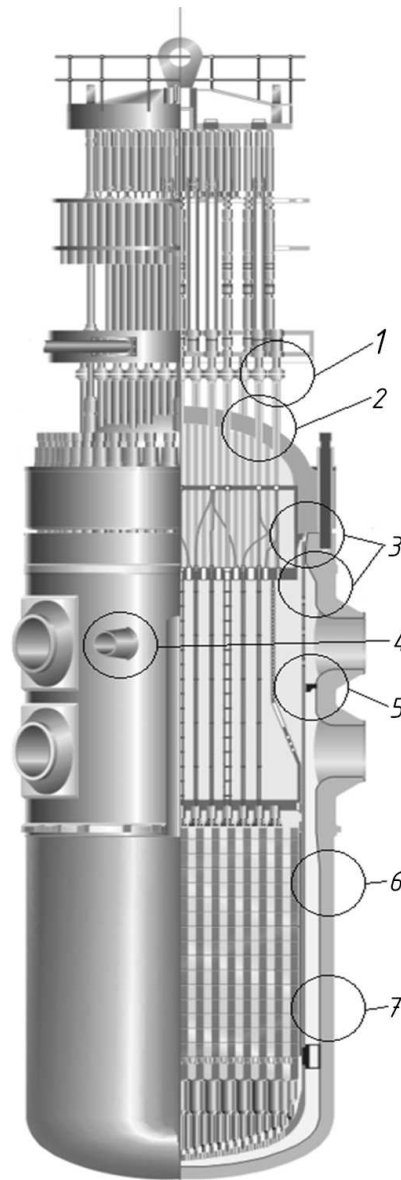


Рис 1. Критичні зони КР: 1 – фланцеві з'єднання СУЗ, КНВ та ТК; 2 – кришка з патрубками СУЗ, КНВ та ТК; 3 – вузол ущільнення реактора; 4 – зона приварювання сорочки патрубка САОЗ до наплавлення реактора; 5 – розділове кільце; 6 – зварне з'єднання № 4; 7 – зварне з'єднання № 3

Сценарій зміни температури в стінці КР визначено розв'язанням задачі нестационарної теплопровідності методом кінцевих різниць з прогінними коефіцієнтами згідно з [6].

Сценарій зміни кільцевих і осьових напружень у металі КР на рівні зварювального з'єднання № 3 (рис. 6-9) відповідає вищевказаним градієнтам температури й тиску в реакторі під час його експлуатації. Залишкові напруження від зварювання також враховані, про що вказано нижче.

Можемо оцінити циклічну міцність для зварного з'єднання № 3 КР блоку № 1 ВП ЮУ-АЕС для режимів НУЕ, ГВ та АС з урахуванням АС «22.10.85».

Розрахункову оцінку циклічної міцності отримано згідно з вимогами розділу 5.6 Норм міцності [1] (з урахуванням АС «22.10.85») та

визначення зсуву критичної температури крихкості  $\Delta T_N$  (пункт Д.3).

Приведені напруги ( $\sigma_L$ ) та умовні пружні приведені напруги ( $\sigma_F$ ) визначено згідно з вимогами розділу 5.3 [1]. Тому для визначення приведених напруг необхідне було визначення трьох головних напружень. Крім того, враховуючи, що 95,5 % товщини стінки займає основний метал і лише 4,5 % – наплавлення, для визначення напруженого стану металу стінки КР на рівні зварного з'єднання № 3 використані нормативні формули табл. ПЗ.17 Додатку 3 [1] для одношарового товстостінного циліндра, а саме – для розрахунку радіальних  $\sigma_r$ , кільцевих  $\sigma_\theta$  та осьових  $\sigma_z$  напружень.

Для оцінювання крихкої міцності за наявності кільцевої (осьової) тріщини (див. другу частину публікації) використані нормативні формули розрахунку осьових (кільцевих)

напружень  $\sigma_z$  ( $\sigma_0$ ) для двошарового товстостінного циліндру табл. ПЗ.18 Додатку 3 [1].

За результатами моделювання (рис. 6-9) найбільші температурні напруження при режимі «22.10.85» мають місце в момент найбільшого температурного градієнту в стінці КР. Згідно з прийнятими параметрами навантаження, цей момент часу 380 с. Відповідний графік температури в стінці КР одержано згідно з посібником [6] із застосуванням методу кінцевих різниць з прогінними коефіцієнтами, (рис. 10).

По-перше, виконано розрахунок пошкоджуваності для блоку навантажень «НУЕ→АС «22.10.85»» з кроком по товщині стінки через 1 мм (рис. 11-16). По-друге, розглянуто блок режимів

$$N \cdot (\text{НУЕ} \rightarrow \text{ГВ}) + N \cdot (\text{НУЕ} \rightarrow \text{ПНУЕ}) + N \cdot (\text{НУЕ} \rightarrow \text{АС}) + 1 \cdot (\text{НУЕ} \rightarrow \text{АС} \text{ «22.10.85»}).$$

Розрахунок пошкоджуваності виконано для блоку навантажень «НУЕ→ГВ» з кроком за товщиною стінки через 1 мм (рис. 17-21).

На останок розраховано блоки режимів

$$N \cdot (\text{НУЕ} \rightarrow \text{ГВ}) + N \cdot (\text{НУЕ} \rightarrow \text{ПНУЕ}) + N \cdot (\text{НУЕ} \rightarrow \text{АС}) + 1 \cdot (\text{НУЕ} \rightarrow \text{АС} \text{ «22.10.85»}).$$

Згідно з розділом 5.6 [1] сумарна пошкоджуваність  $a$  в даному випадку дорівнює:

$$a = \frac{N_{\text{НУЕ} \rightarrow \text{ГВ}}}{[N_0]_{\text{НУЕ} \rightarrow \text{ГВ}}} + \frac{N_{\text{НУЕ} \rightarrow \text{ПНУЕ}}}{[N_0]_{\text{НУЕ} \rightarrow \text{ПНУЕ}}} + \frac{N_{\text{НУЕ} \rightarrow \text{АС}}}{[N_0]_{\text{НУЕ} \rightarrow \text{АС}}} + \frac{N_{\text{НУЕ} \rightarrow \text{АС} \text{ 22.10.85}}}{[N_0]_{\text{НУЕ} \rightarrow \text{АС} \text{ 22.10.85}}}.$$

Даний вираз відповідає нормативній формулі сумування циклічних пошкоджуваностей при дії декількох режимів. Циклічна пошкоджуваність металу КР на рівні зварного з'єднання № 3 відповідає наступним блокам навантаження КР, коли його напрацювання  $N$  дорівнює 30, 40 і 60 циклів/років:

- для 30 років

$$30(\text{НУЕГВ}) + 30(\text{НУЕПНУЕ}) + 30(\text{НУЕАС}) + 1(\text{НУЕАС} \text{ «22.10.85»});$$

- для 40 років

$$40(\text{НУЕГВ}) + 40(\text{НУЕПНУЕ}) + 40(\text{НУЕАС}) + 1(\text{НУЕАС} \text{ «22.10.85»});$$

- для 60 років

$$60(\text{НУЕГВ}) + 60(\text{НУЕПНУЕ}) + 60(\text{НУЕАС}) + 1(\text{НУЕАС} \text{ «22.10.85»}).$$

Оскільки в межах даної публікації визначити циклічну пошкоджуваність для блоків  $N(\text{НУЕПНУЕ}) + N(\text{НУЕАС})$  ускладнено, вона оцінена двома підходами, які дозволили окремо розглянути режими НУЕ, ГИ і АС:

$$a_{1\text{підхід}} = a_{\text{НУЕ,ГВ,ПНУЕ,АС}}^{\text{АЕС}} + \frac{N_{\text{НУЕ} \rightarrow \text{АС} \text{ 22.10.85}}^{\text{Оцінка}}}{[N_0]_{\text{НУЕ} \rightarrow \text{АС} \text{ 22.10.85}}^{\text{Аналіз}}} =$$

$$= a_{\text{НУЕ,ГВ,ПНУЕ,АС}}^{\text{АЕС}} + a_{\text{НУЕ} \rightarrow \text{АС} \text{ 22.10.85}}^{\text{Оцінка}};$$

$$a_{2\text{підхід}} = \frac{N_{\text{НУЕ} \rightarrow \text{ГВ}}^{\text{Оцінка}}}{[N_0]_{\text{НУЕ} \rightarrow \text{ГВ}}^{\text{Оцінка}}} + a_{\text{ПНУЕ,АС}}^{\text{АЕС}} +$$

$$+ \frac{N_{\text{НУЕ} \rightarrow \text{АС} \text{ 22.10.85}}^{\text{Оцінка}}}{[N_0]_{\text{НУЕ} \rightarrow \text{АС} \text{ 22.10.85}}^{\text{Оцінка}}} =$$

$$= a_{\text{НУЕ} \rightarrow \text{ГВ}}^{\text{Оцінка}} + a_{\text{ПНУЕ,АС}}^{\text{АЕС}} + a_{\text{НУЕ} \rightarrow \text{АС} \text{ 22.10.85}}^{\text{Оцінка}};$$

де

$$a_{\text{ПНУЕ,АС}}^{\text{АЕС}} = a_{\text{НУЕ,ГВ,ПНУЕ,АС}}^{\text{АЕС}} - \frac{N_{\text{НУЕ} \rightarrow \text{ГВ}}^{\text{Оцінка}}}{[N_0]_{\text{НУЕ} \rightarrow \text{ГВ}}^{\text{Оцінка}}} =$$

$$= a_{\text{НУЕ,ГВ,ПНУЕ,АС}}^{\text{АЕС}} - a_{\text{НУЕ} \rightarrow \text{ГВ}}^{\text{Оцінка}}.$$

У наведених формулах верхня позначка:

- «АЕС» відповідає даним про циклічну пошкоджуваність металу зварного з'єднання № 3 згідно даних ВП ЮУАЕС;
- «Оцінка» відповідає циклічній пошкоджуваності металу зварного з'єднання № 3 згідно з розрахунками.

Отже, порівняльний аналіз результатів (табл. 2-4) демонструє, що, можливо, неврахований аварійний режим «22.10.85», зокрема, в піднаплавочній зоні зварного з'єднання № 3 становить значну частку – 79 %, 70 % та 57 % від загальної пошкоджуваності, відповідно, для 30, 40 та 60 років експлуатації КР. А отже, вплив на зростання циклічної пошкоджуваності та на зсув температури  $\Delta T_N$  можливих повторів аварійного режиму «22.10.85» разом з реалізацією проектних режимів НУЕ та ГВ занадто значний, що продемонстровано на рис. 22.

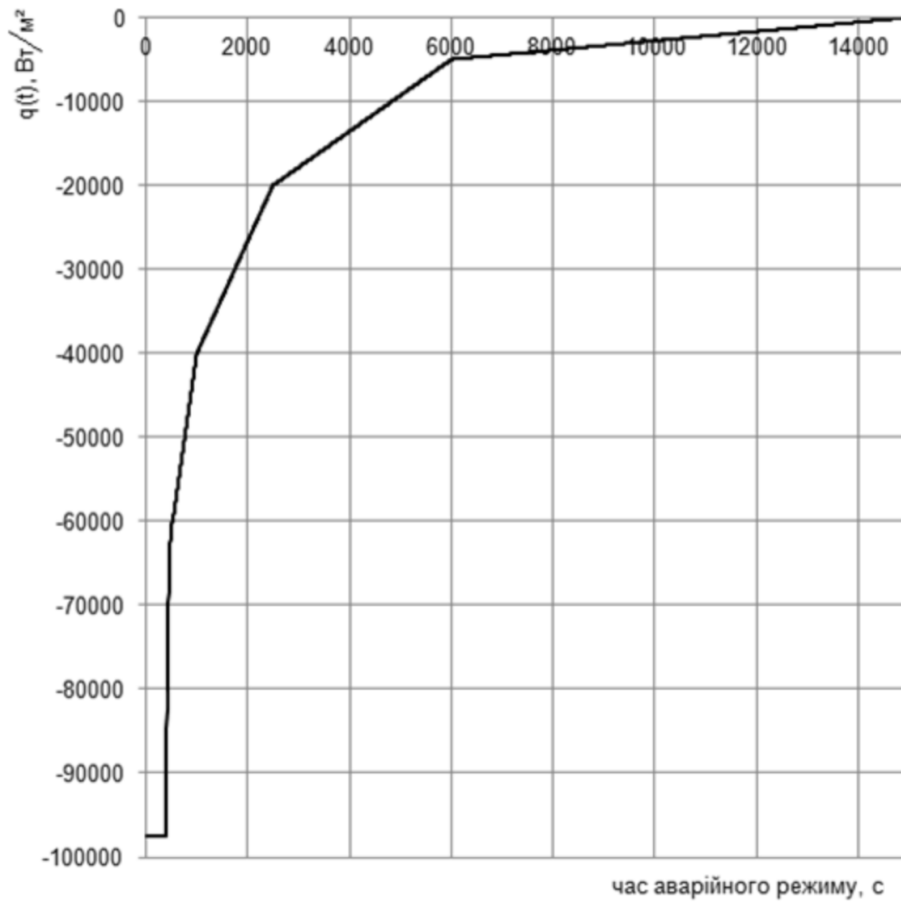


Рис. 2. Графік потоку  $q(t)$ , Вт/м<sup>2</sup>, прийнятий для охолодження внутрішньої поверхні стінки КР при режимі «22.10.85»

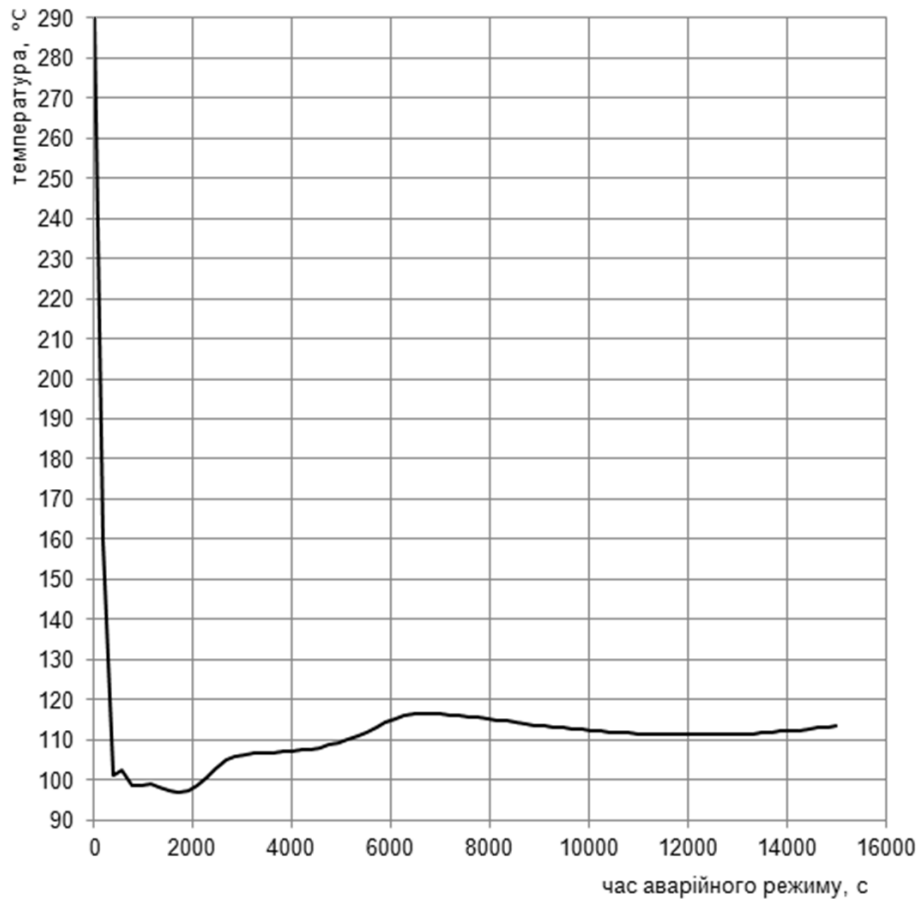


Рис. 3. Графік температури внутрішньої поверхні стінки КР при режимі «22.10.85»  $T(t)$ °С, що відповідає прийнятому в Аналізі охолоджувальному потоку  $q(t)$ , Вт/м<sup>2</sup>

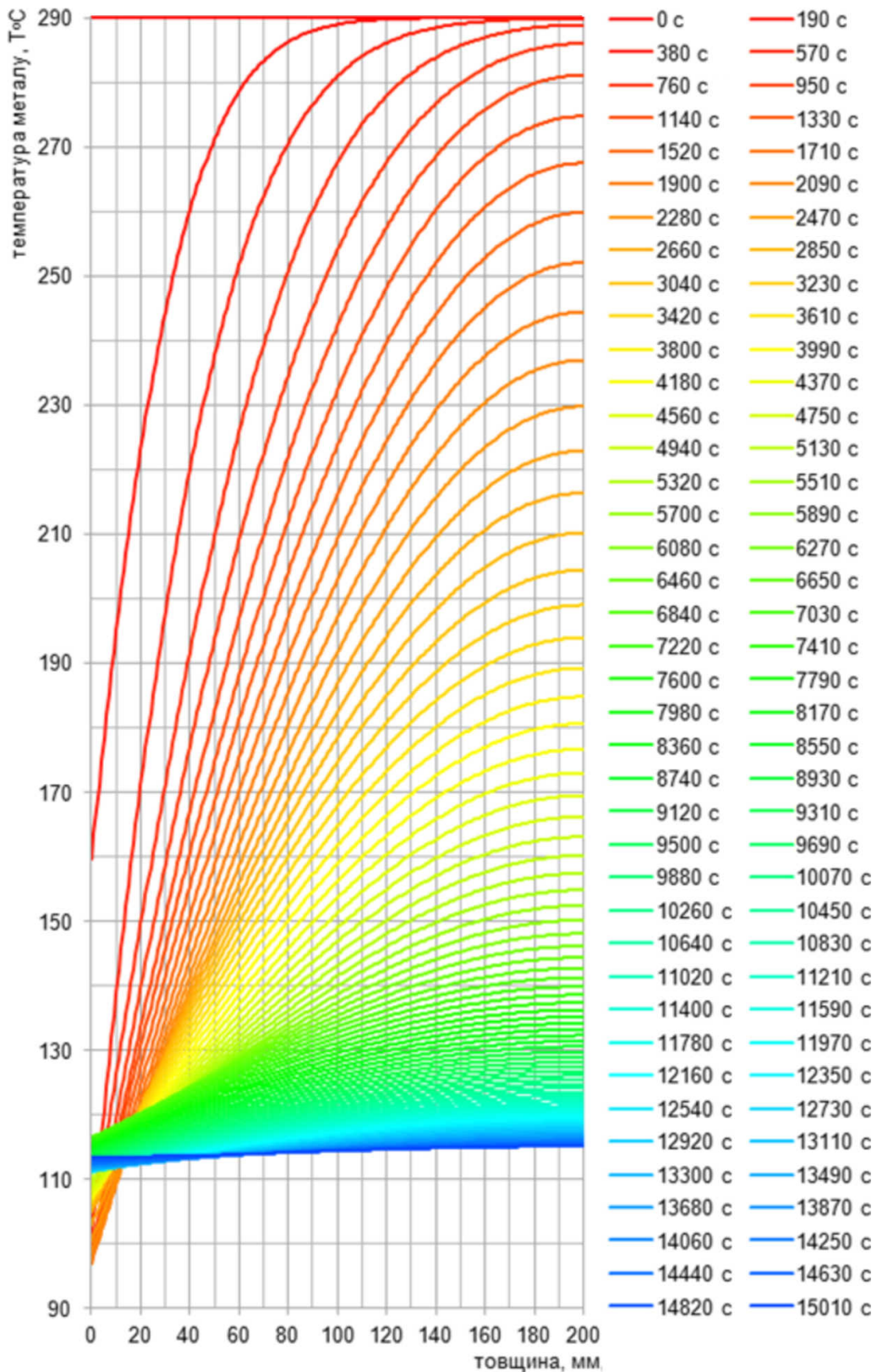


Рис. 4. Зміна температури металу КР для аварійного режиму «22.10.85»: графіки для моментів часу АС у осях «товщина стінки-температура металу»

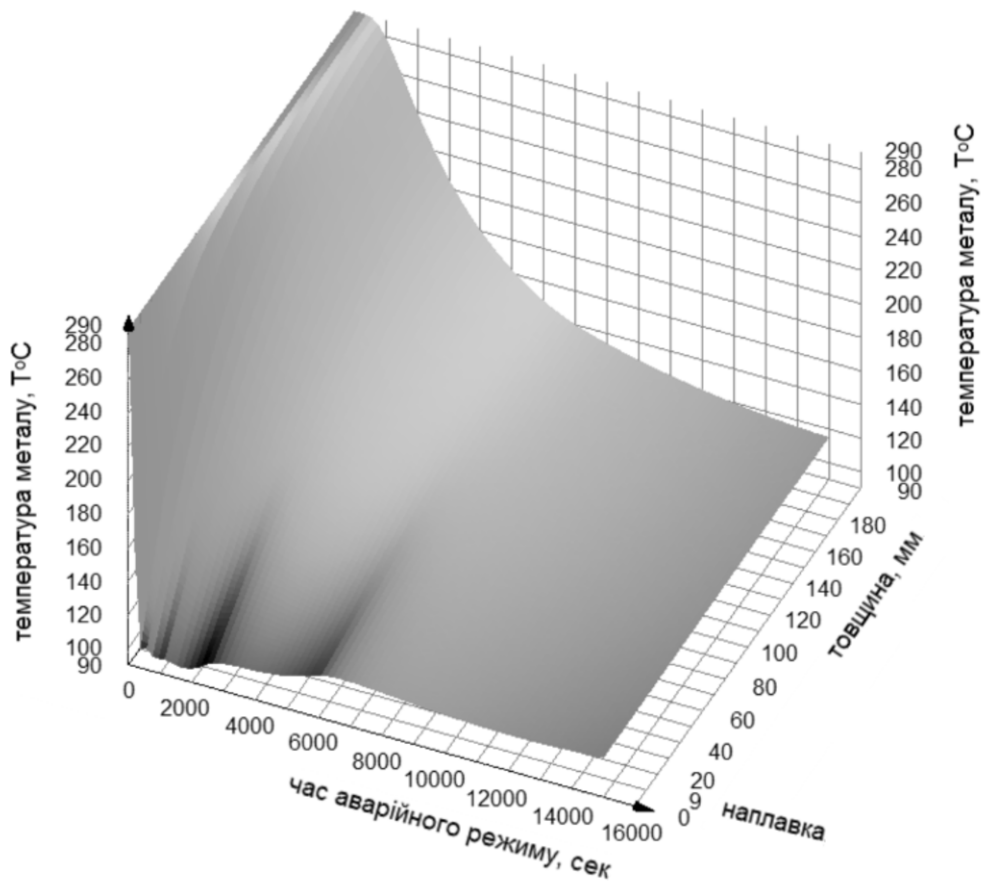


Рис. 5. Зміна температури металу КР для аварійного режиму «22.10.85»: поверхня температури у осях «товщина стінки-час АС-температура металу»

**Висновки.** При оцінюванні залишкового ресурсу корпусу реактора ВВЕР-1000 через циклічну пошкоджувальність необхідно розглядати сумісну дію нестационарних тепломасообмінних та механічних процесів. Особливу увагу слід приділяти позаштатним ситуаціям, що призводять до швидкого охолодження та, від-

повідно, суттєвих напружень. Зокрема, неврахований аварійний режим на ЮУАЕС «22.10.85» в піднаплавочній зоні зварного з'єднання № 3 становить значну частину – 79%, 70% та 57% від загальної пошкоджувальності, відповідно, для 30, 40 та 60 років експлуатації КР.

### Література

1. 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.
2. International Atomic Energy Agency, Guidelines on Pressurized Thermal Shock Analysis for WWER Nuclear Power Plants, IAEA-EBP-WWER. – 2006. – No. 8. – Rev.1.
3. 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](https://www.afgrow.net/downloads/documents/SaFFd_1m.pdf)
4. 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](http://www.kinr.kiev.ua/Annual_Conferences/KINR2012/pdf/KINR_Conference_2012.pdf)
5. 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>
6. Кузнецов Г. В. Разностные методы решения задач теплопроводности: учебное пособие / Г. В. Кузнецов, М.А. Шеремет. – Томск: Изд-во ТПУ, 2007. – 172 с.
7. Gumen O. Geometric Representation of Turbulent Macrostructure in 3D Jets / O. Gumen, V. Dovhaliuk, V. Mileikovskiy. // ICGG 2018 – Proceedings of the 18th International Conference on Geometry and Graphics. ICGG 2018. Advances in Intelligent Systems and Computing. – Vol. 809. – Cham.: Springer, 2019.– P.739-745.



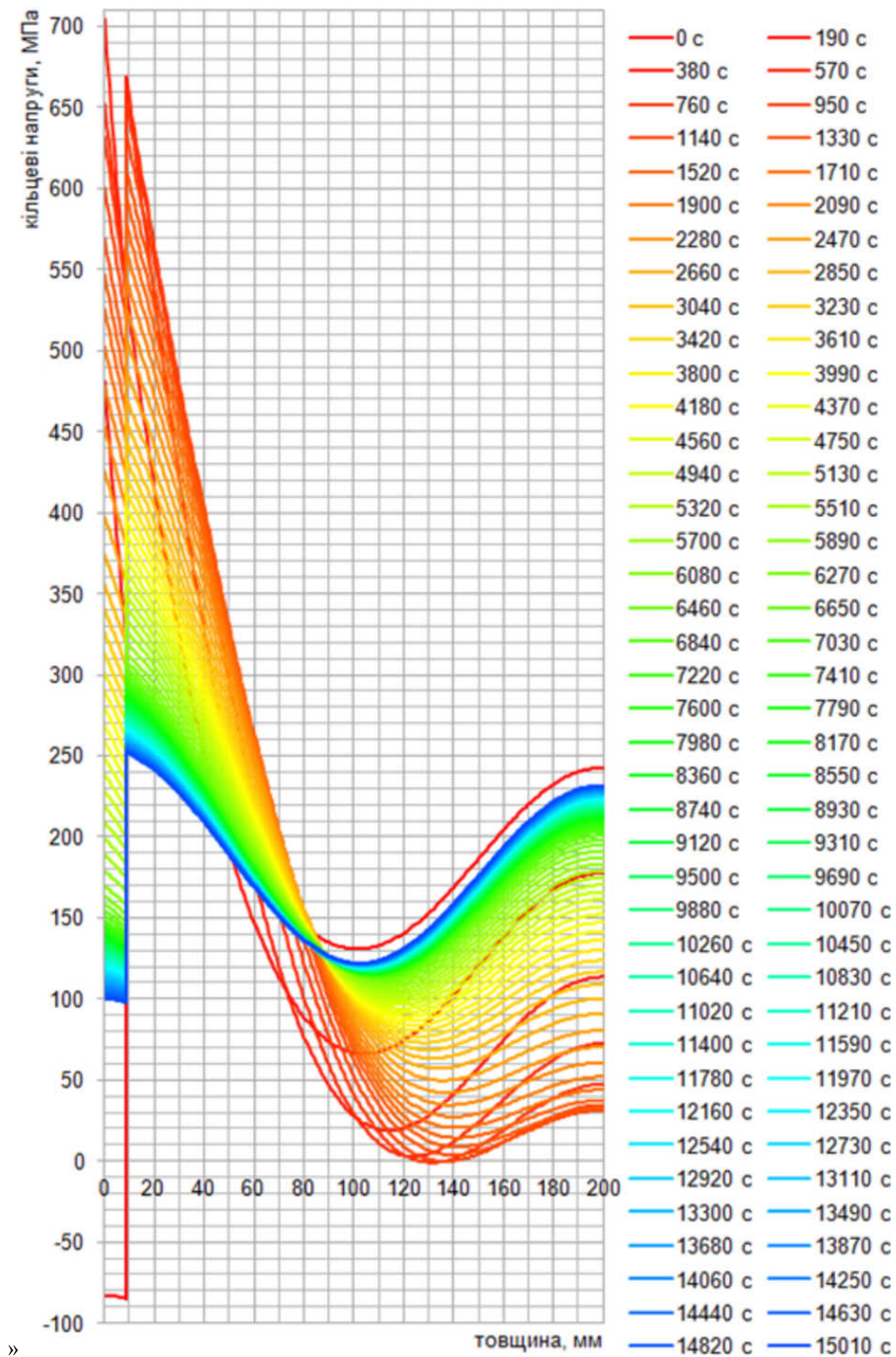


Рис. 6. Зміна кільцевих напружень металу КР для аварійного режиму «22.10.85»: графіки для моментів часу АС у осях «товщина стінки-кільцеві напруження»

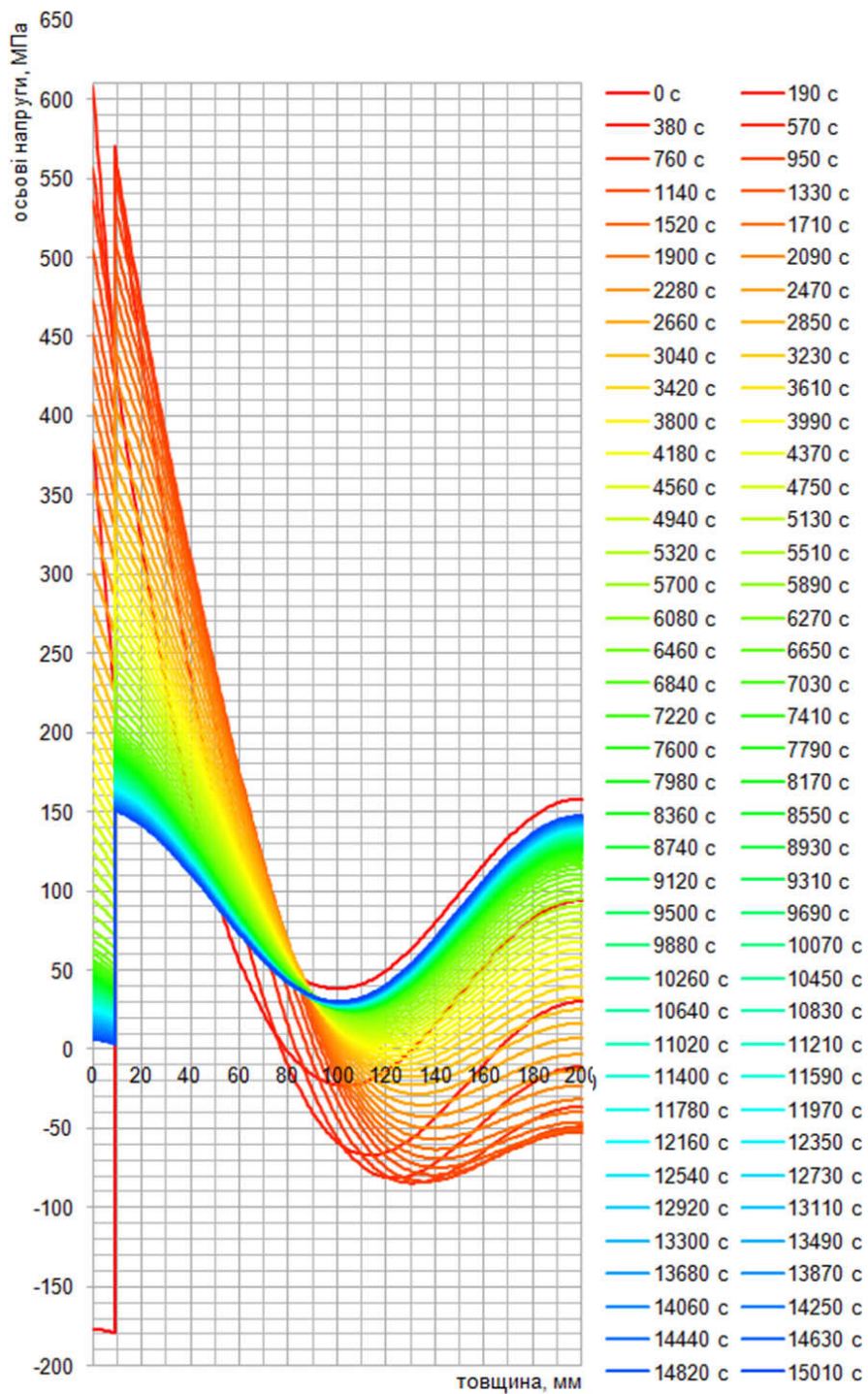


Рис. 7. Зміна осьових напружень металу КР для аварійного режиму «22.10.85»: графіки для моментів часу АС в осях «товщина стінки-осьові напруження»

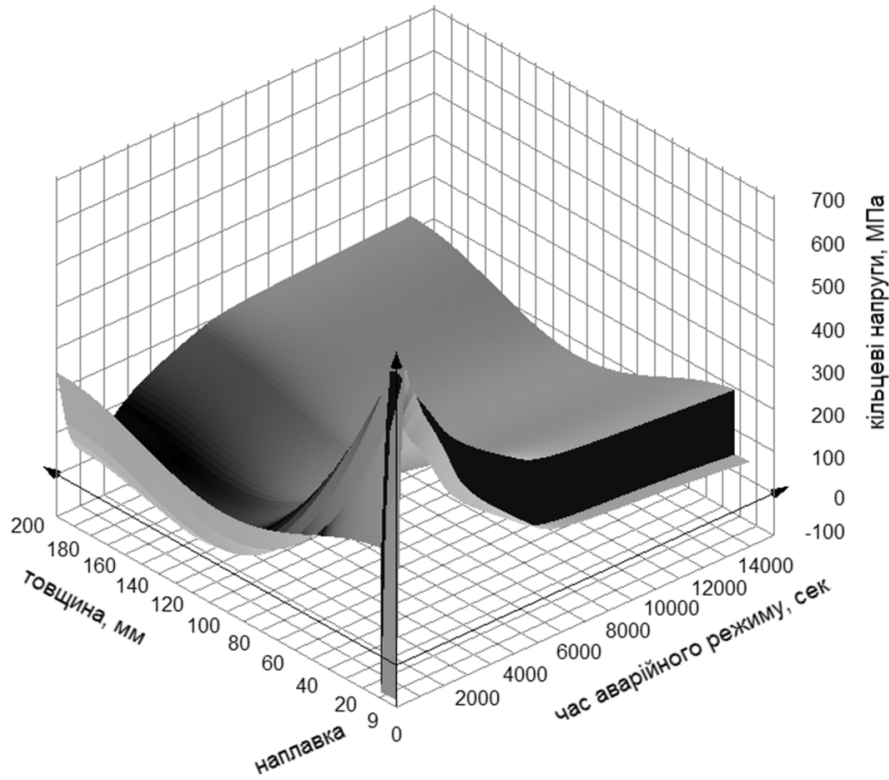


Рис. 8. Зміна кільцевих напружень металу КР для аварійного режиму «22.10.85»: поверхня кільцевих напружень в осях «товщина стінки-час АС-кільцеві напруження»

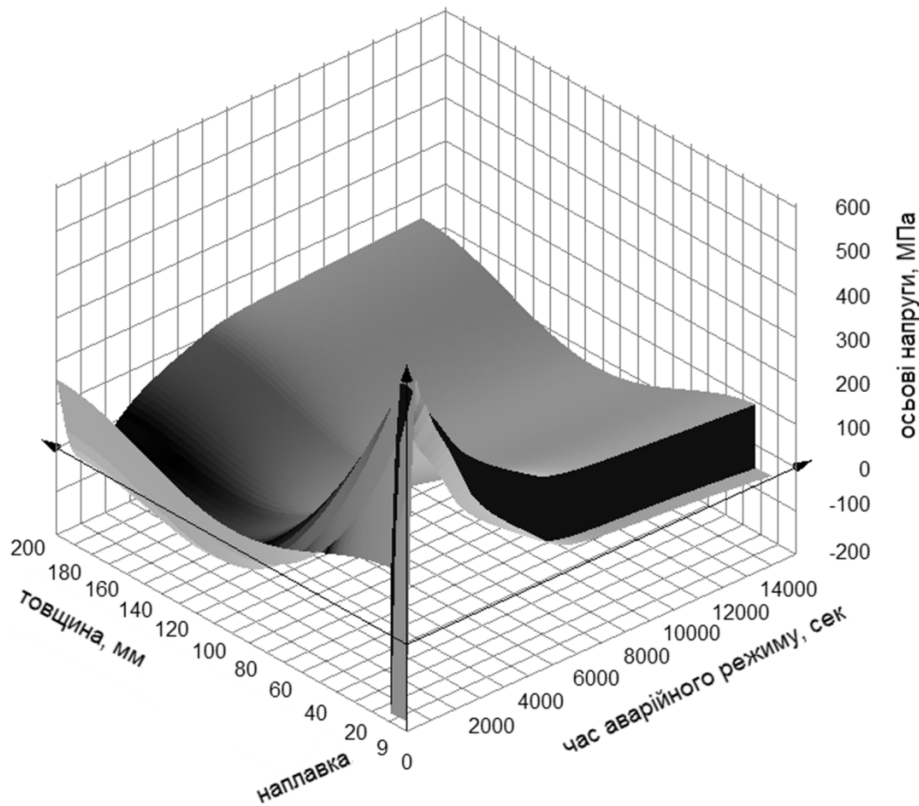


Рис. 9. Зміна осьових напружень металу КР для аварійного режиму «22.10.85»: поверхня осьових напружень в осях «товщина стінки-час АС-осьові напруження»

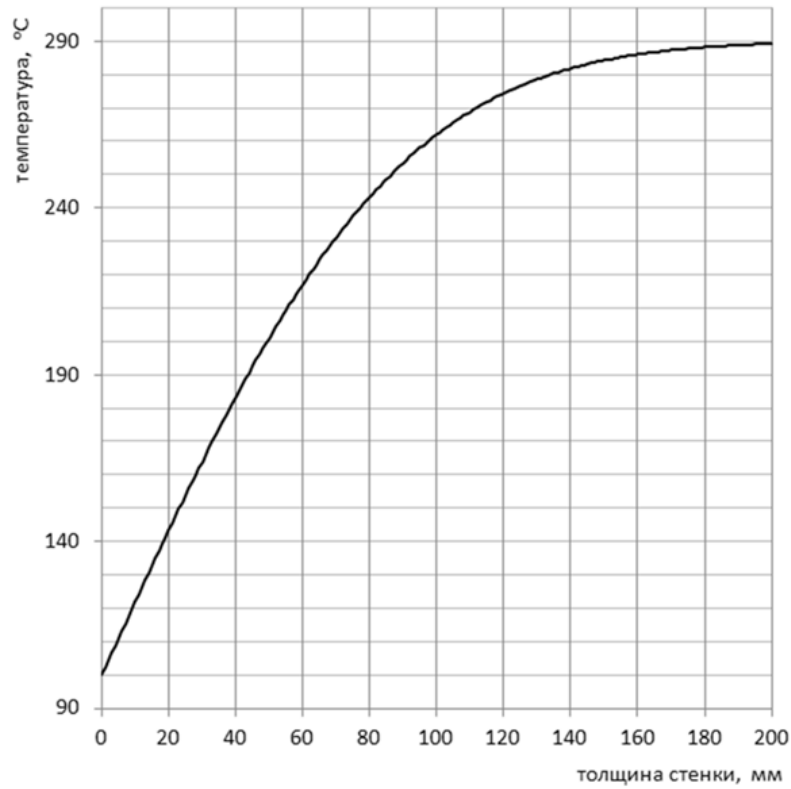


Рис. 10. Графік температури  $T(t)$ °C через стінку КР на 380-й сек режиму «22.10.85»

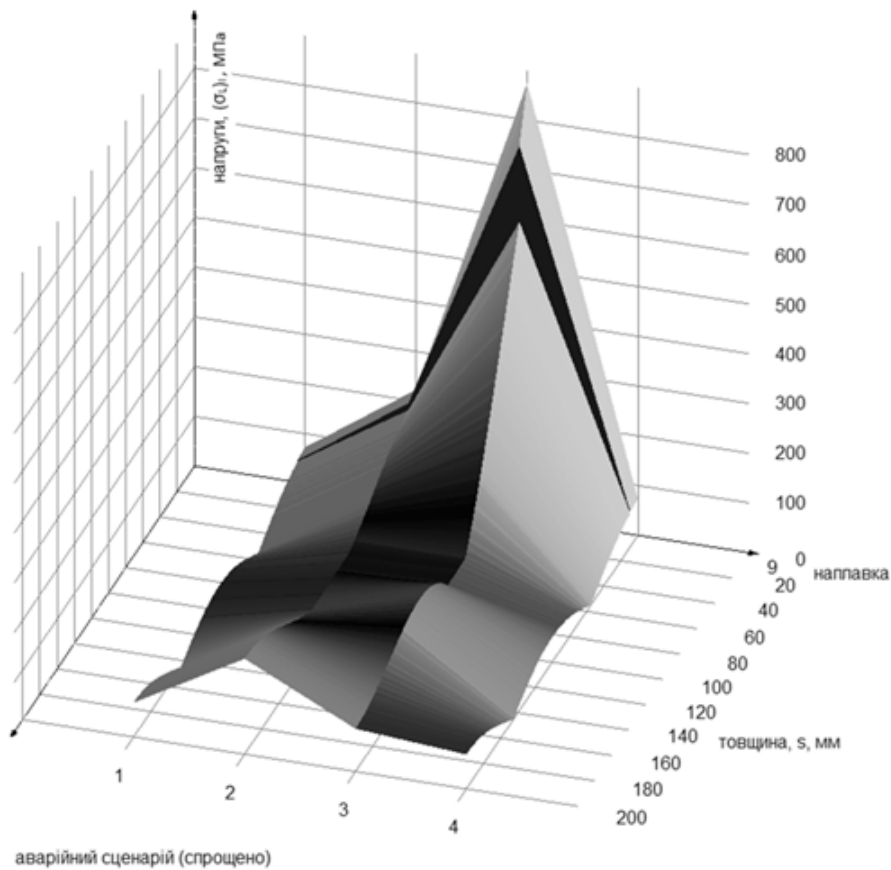


Рис. 11. Поверхня зміни приведених напружень ( $\sigma_1$ ) в координатних осях «товщина стінки-послідовність режимів НУЕ→АС-приведені напруження»

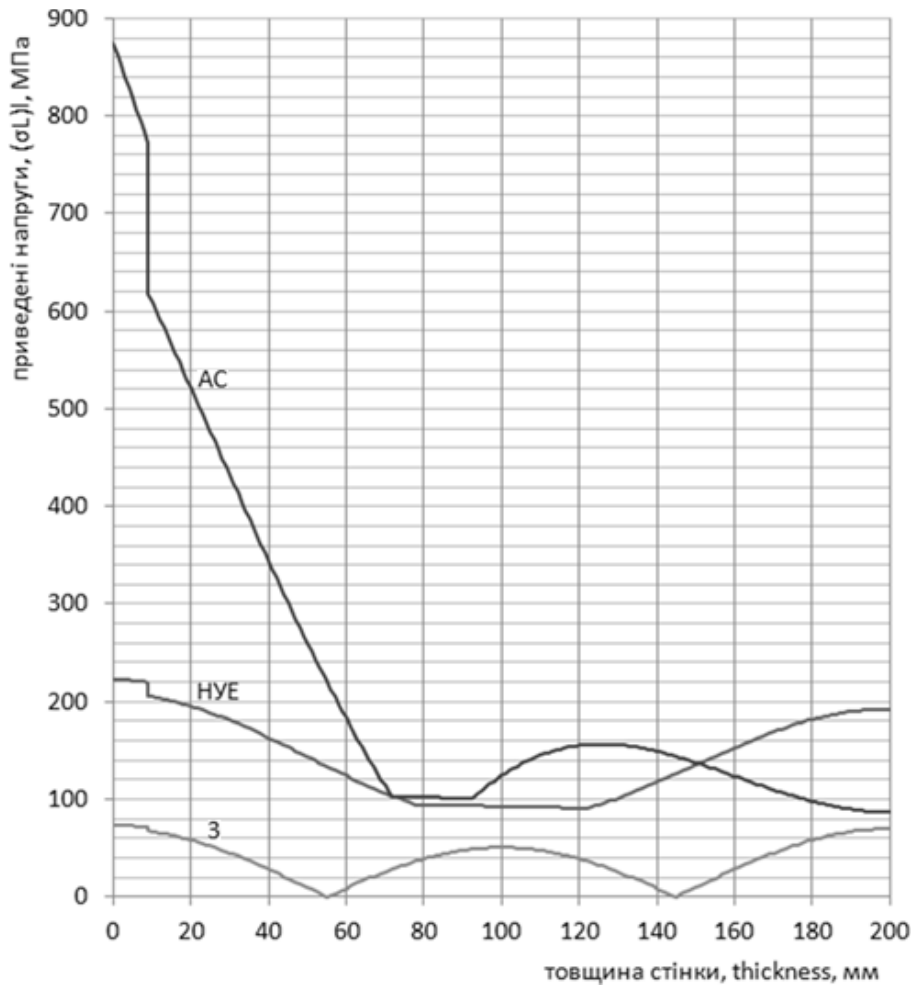


Рис. 12. Графік зміни приведених напружень ( $\sigma_L$ ) в координатних осях «товщина стінки - приведені напруження»

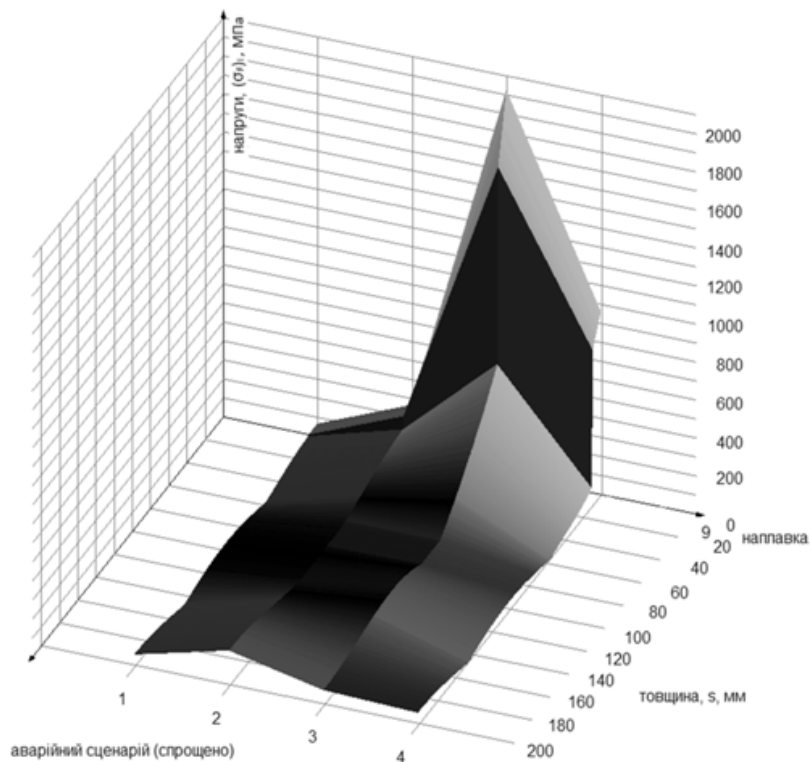


Рис. 13. Поверхня зміни умовних пружних приведених напружень ( $\sigma_F$ ) в координатних осях «товщина стінки - послідовність режимів HUE→AC - приведені напруження»

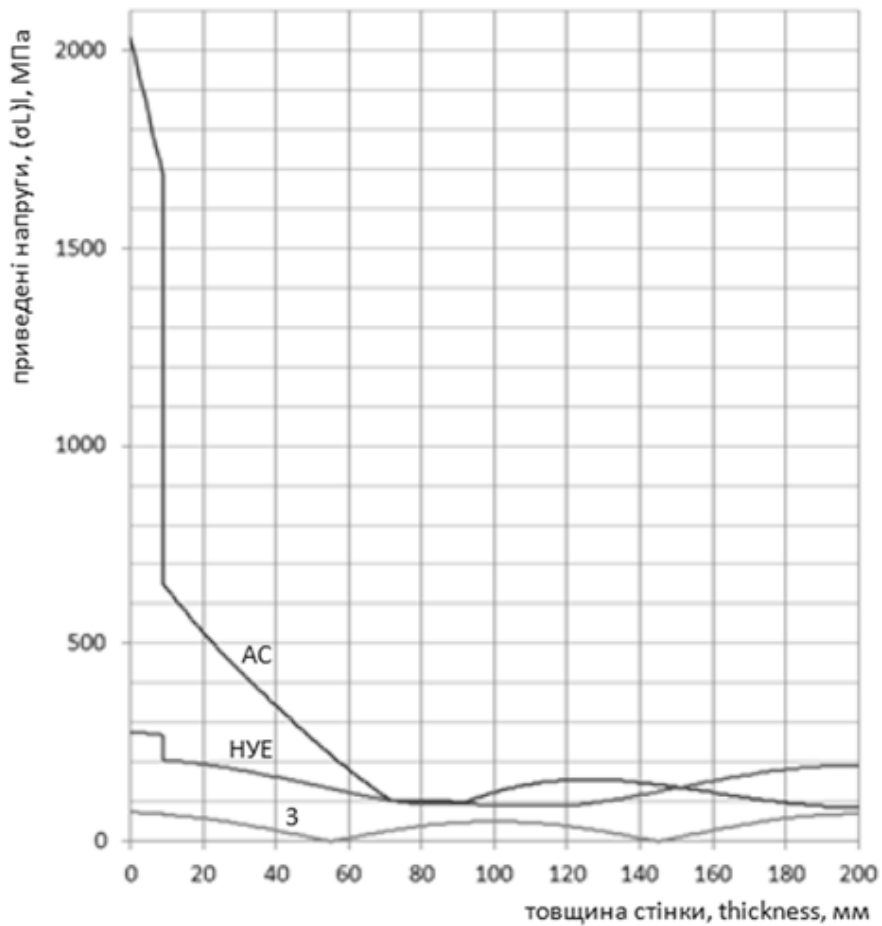
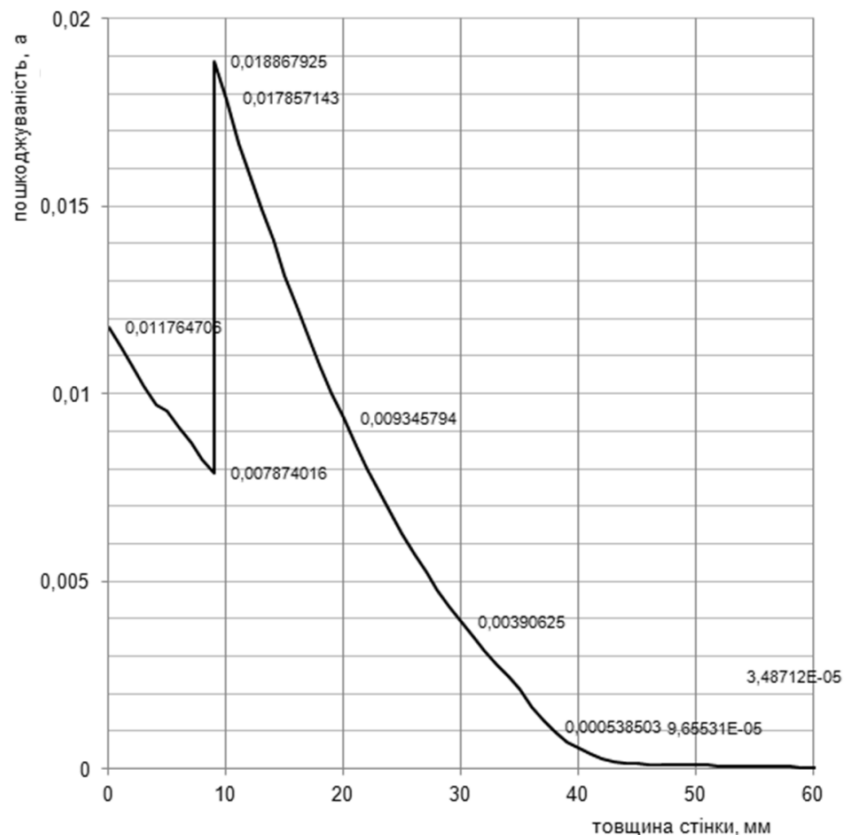
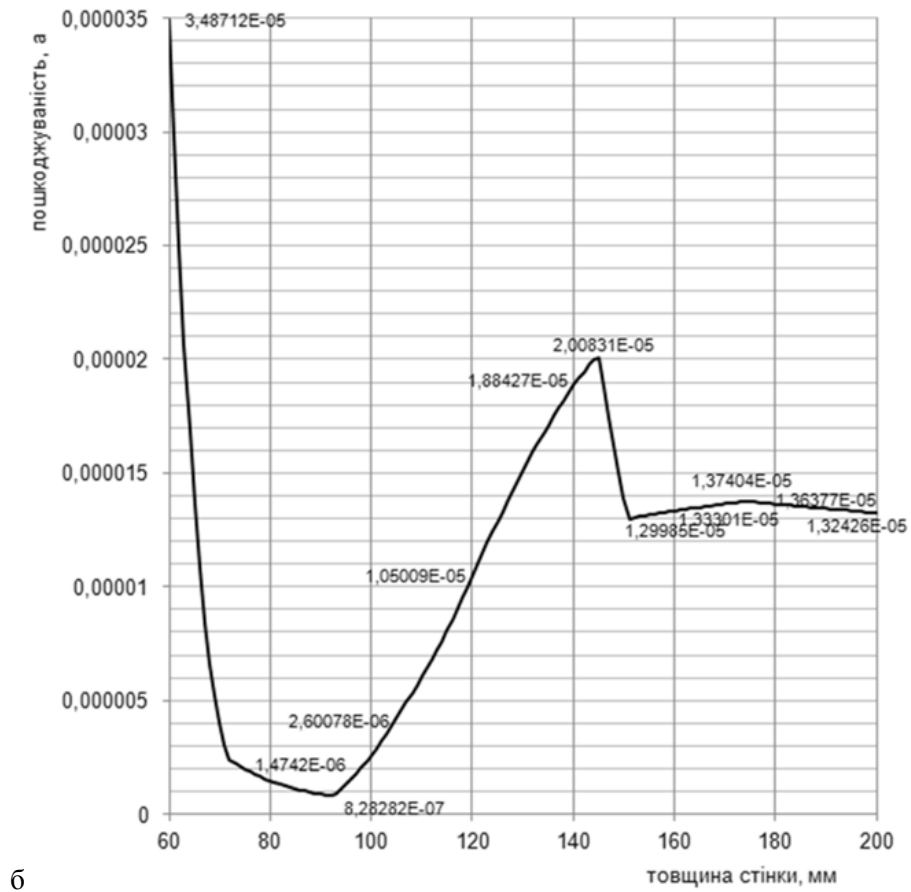


Рис 14. Графік зміни умовних пружних приведених напружень ( $\sigma_r$ ) в координатних осях «товщина стінки - приведені напруження».



а

Рис. 15. Циклічна пошкоджуваність для блоку навантажень «НУЕ→АС «22.10.85»» на рівні зварного з'єднання № 3 КР для товщини від 0 мм до 60 мм



б

Рис. 16. Циклічна пошкоджуваність для блоку навантажень «НУЕ→АС «22.10.85»» на рівні зварного з'єднання № 3 КР для товщини від 60 мм до 200 мм

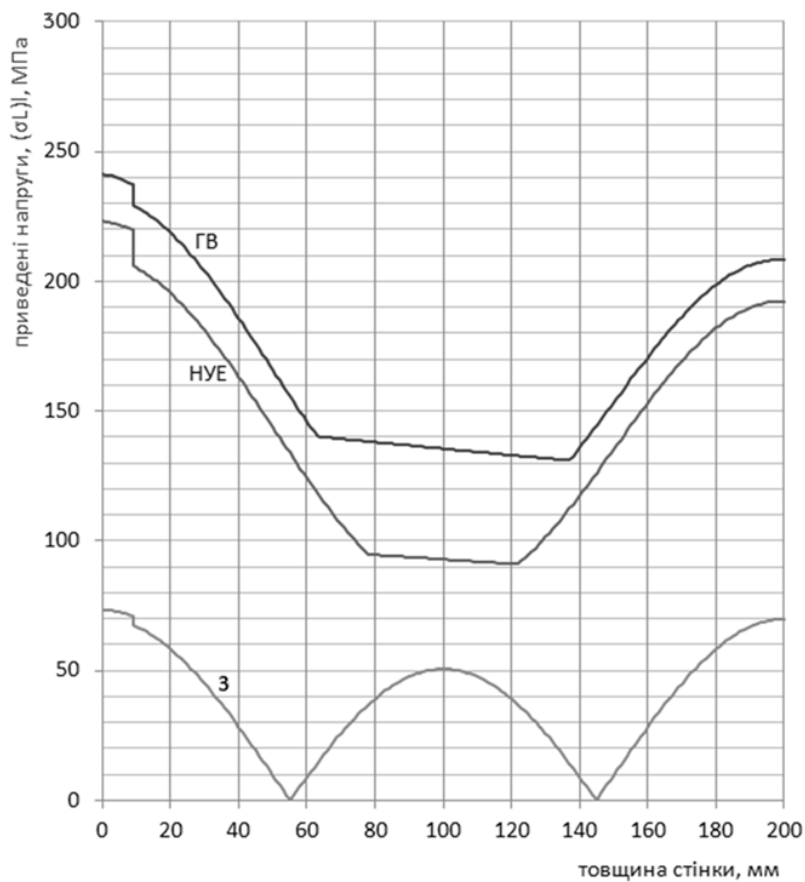


Рис. 17. Графік зміни приведених напружень (σ<sub>т</sub>) в координатних осях «товщина стінки - приведені напруження»

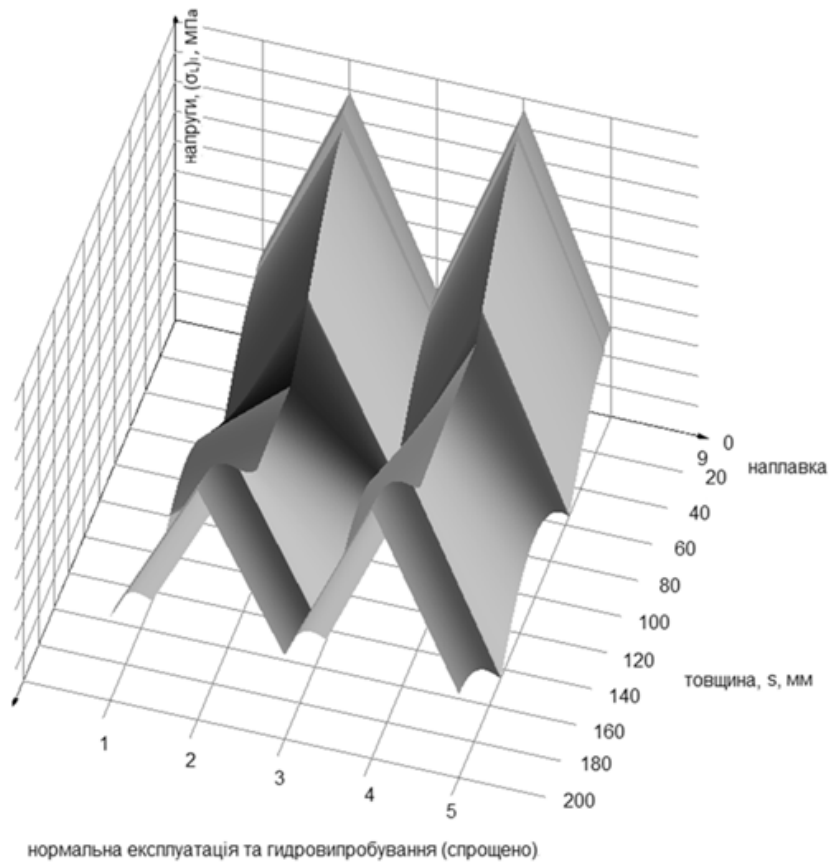
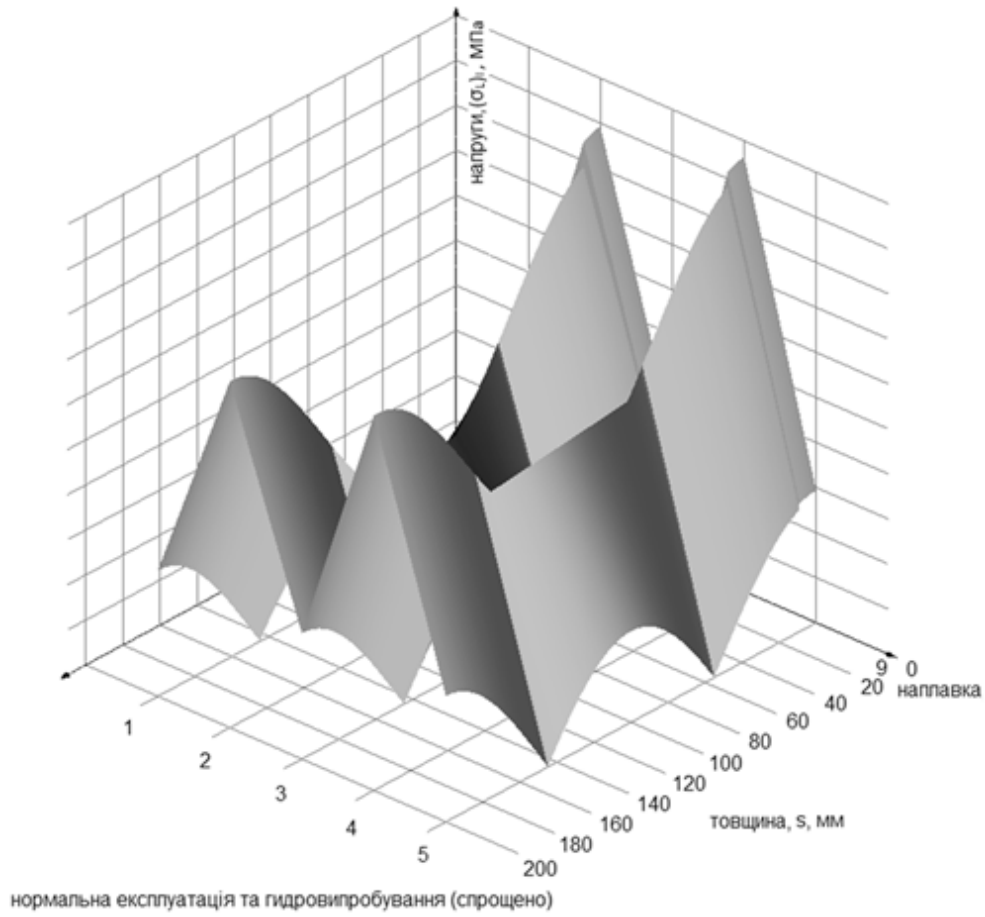
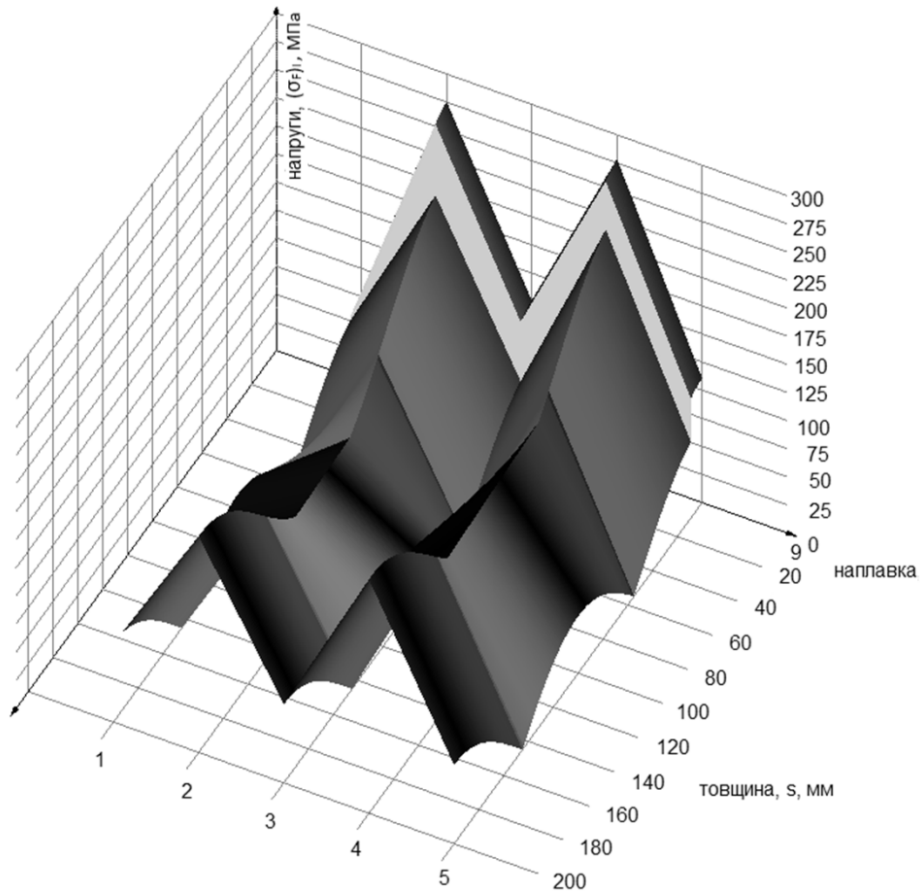
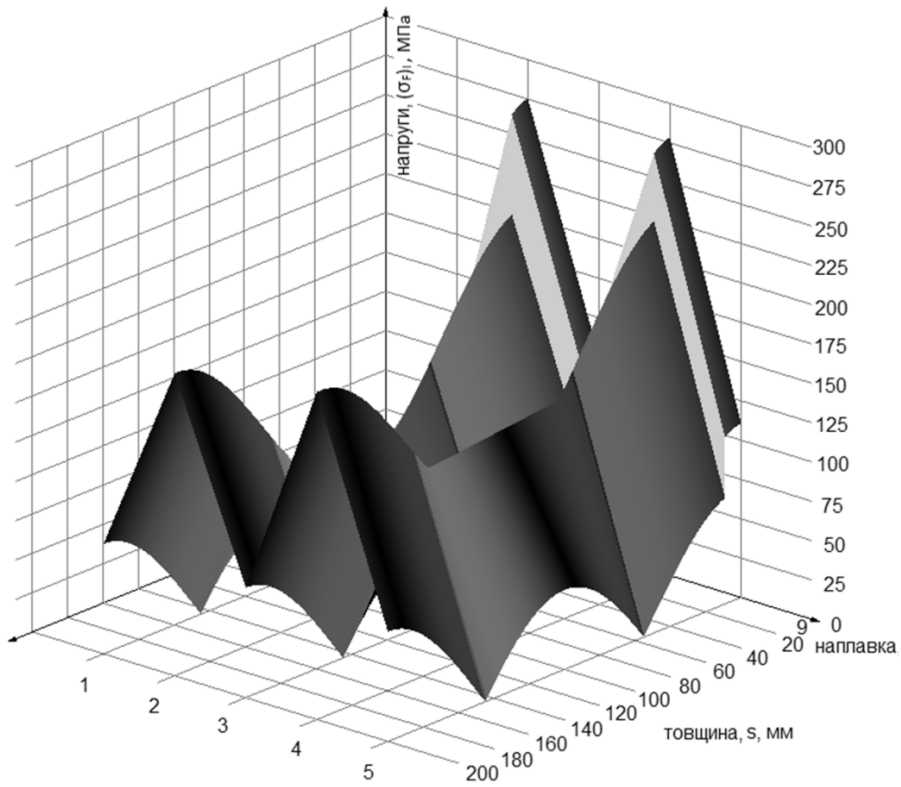


Рис. 18. Поверхня зміни приведених напружень ( $\sigma_1$ ) в координатних осях «товщина стінки-послідовність режимів НУЕ→ГВ-приведені напруження» (дві проєкції)





нормальна експлуатація та гидровипробування (спрощено)



нормальна експлуатація та гидровипробування (спрощено)

Рис. 19. Поверхня зміни умовних пружних приведених напружень ( $\sigma_r$ ) в координатних осях «товщина стінки - послідовність режимів НУЕ→ГВ - приведені напруження» (дві проєкції)

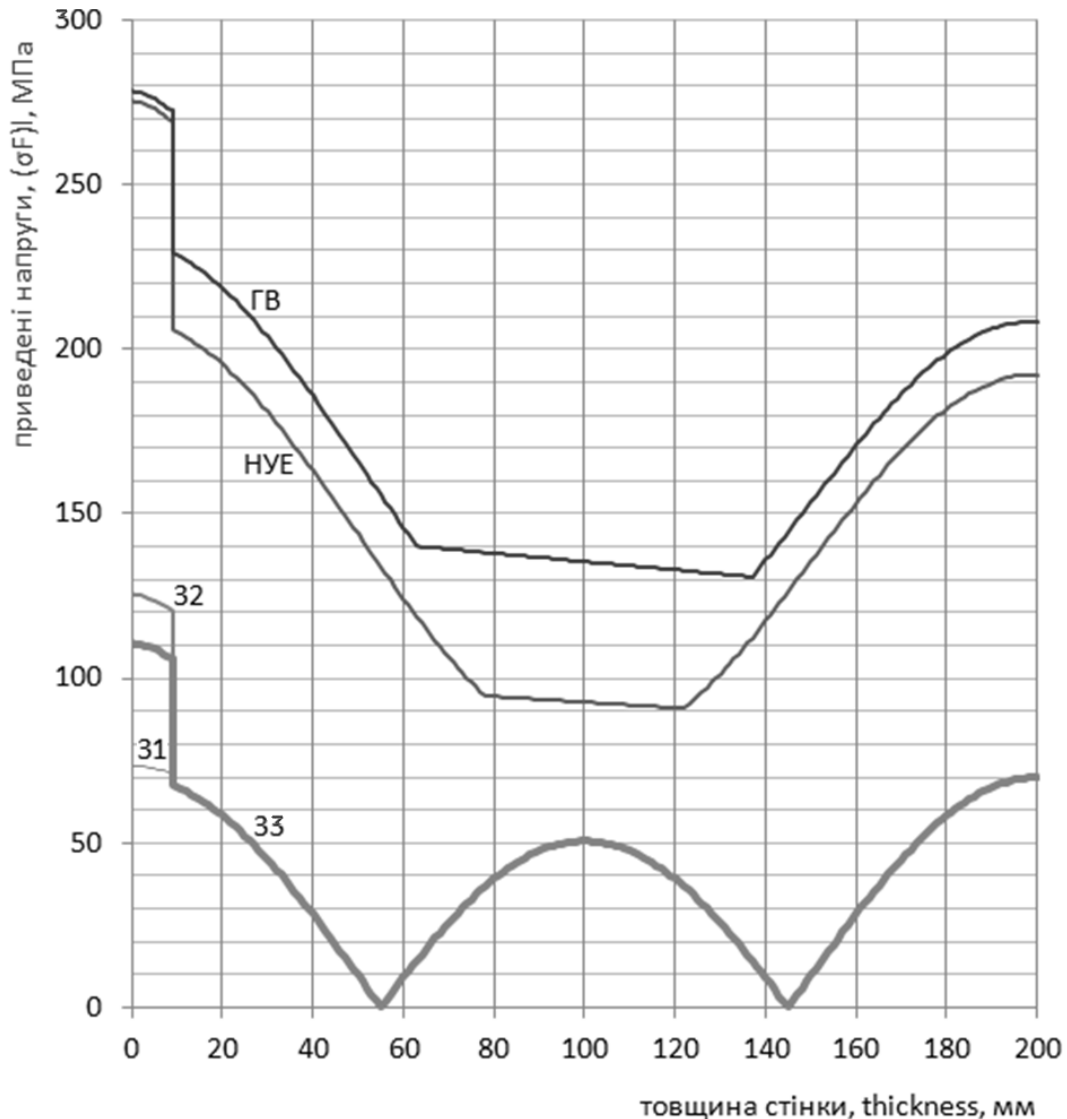
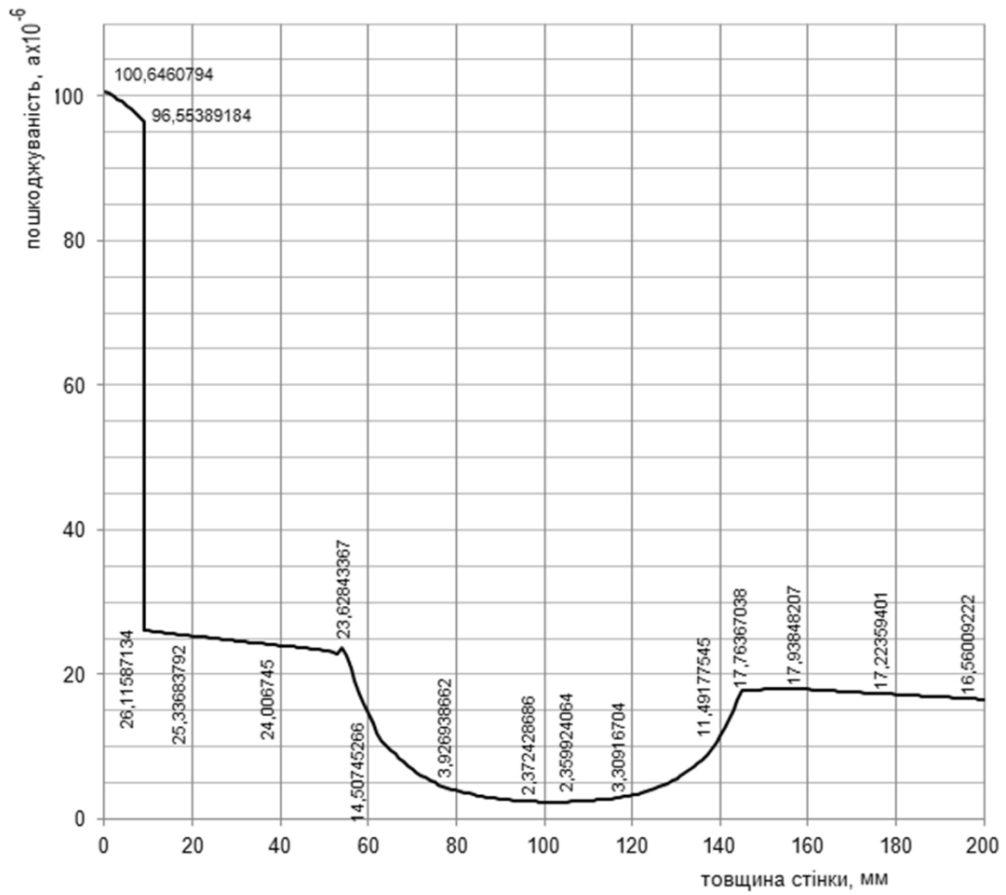


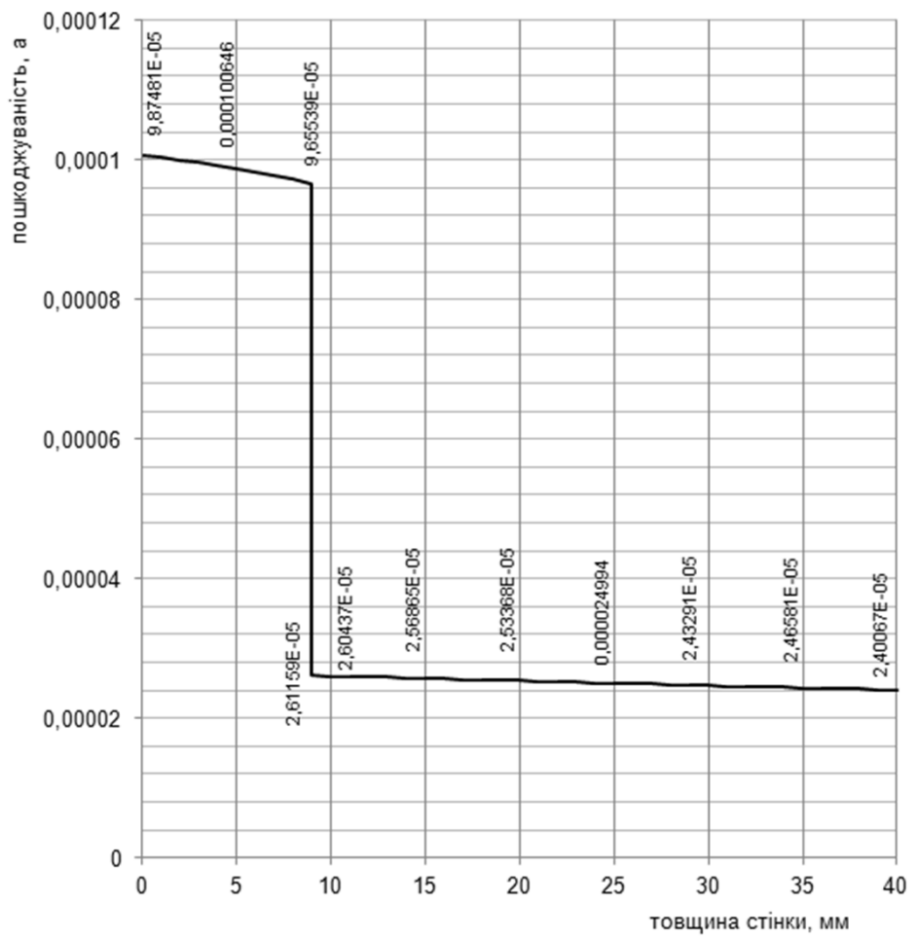
Рис. 20. Графік зміни умовних пружних приведених напружень ( $\sigma_F$ ) в координатних осях «товщина стінки - приведені напруження».

### References

1. Normy rozrakhunku na mitsnist obladnannia ta truboprovodiv atomnykh enerhetychnykh ustanovok PNAE H-7-002-86.
2. International Atomic Energy Agency, "Guidelines on Pressurized Thermal Shock Analysis for WWER Nuclear Power Plants". *IAEA-EBP-WWER*. 2006. No. 8. Rev.1.
3. 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. URL: [https://www.afgrow.net/downloads/documents/SaFFd\\_1m.pdf](https://www.afgrow.net/downloads/documents/SaFFd_1m.pdf)
4. 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](http://www.kinr.kiev.ua/Annual_Conferences/KINR2012/pdf/KINR_Conference_2012.pdf)
5. Simonov E. Ya. "Prodlenie sroka ekspluatatsii reaktornykh ustanovok AES, vyrabotavshikh resurs, sooruzhenie novykh AES – opasnaia tekhnicheskaiia avantiura". *Atomna enerhetyka v Ukraini*. 2007 URL: <https://atom.org.ua/?p=159>
6. Kuznetsov H. V., Sheremet M. A. *Raznostnye metody resheniia zadach teploprovodnosti: uchebnoe posobie*. Yzd-vo TPU, 2007.
7. Gumen O., Dovhaliuk V., Mileikovskiy V. "Geometric Representation of Turbulent Macrostructure in 3D Jets" *ICGG 2018 – Proceedings of the 18th International Conference on Geometry and Graphics. ICGG 2018. Advances in Intelligent Systems and Computing*. 2019. Vol. 809. P.739-745.



а



б

Рис. 21. Циклічна пошкоджуваність для одного блоку навантажень «НУЕ→ГВ» на рівні зварного з'єднання № 3 КР: а) для всієї товщини стінки; б) для товщини від 0 мм до 40 мм

Результати оцінювання циклічної пошкодженості металу зварного з'єднання № 3 КР для терміну експлуатації 30 років

Точки зварювального з'єднання	Тривалість експлуатації КР			
	30 років			
Внутрішня поверхня стінки КР	$a^{AEC}_{HVE, GB, ПНВЕ, АС}$	-	$a^{Оцінка}_{HVE \ominus AC} "22.10.85"$	$a_1 \text{ підхід} = \Sigma a_i$
	max	0,012	0,011764706	<b>0,023764706</b>
	min	0,011	0,011764706	<b>0,022764706</b>
	$a^{Оцінка}_{HVE \ominus GB}$	$a^{AEC}_{ПНВЕ, АС}$	$a^{Оцінка}_{HVE \ominus AC} "22.10.85"$	$a_2 \text{ підхід} = \Sigma a_i$
	max	0,00301938	0,00898062	0,011764706
min		0,00798062		<b>0,022764706</b>
Між основним металом і наплавкою	$a^{AEC}_{HVE, GB, ПНВЕ, АС}$	-	$a^{Оцінка}_{HVE \ominus AC} "22.10.85"$	$a_1 \text{ підхід} = \Sigma a_i$
	max	0,005	0,018867925	<b>0,023867925</b>
	min	0,005	0,018867925	<b>0,023867925</b>
	$a^{Оцінка}_{HVE \ominus GB}$	$a^{AEC}_{ПНВЕ, АС}$	$a^{Оцінка}_{HVE \ominus AC} "22.10.85"$	$a_2 \text{ підхід} = \Sigma a_i$
	max	0,000783477	0,004216523	0,018867925
min		0,004216523		<b>0,023867925</b>
Зовнішня поверхня стінки КР	$a^{AEC}_{HVE, GB, ПНВЕ, АС}$	-	$a^{Оцінка}_{HVE \ominus AC} "22.10.85"$	$a_1 \text{ підхід} = \Sigma a_i$
	max	0,002	0,000013243	<b>0,002013243</b>
	min	0,002	0,000013243	<b>0,002013243</b>
	$a^{Оцінка}_{HVE \ominus GB}$	$a^{AEC}_{ПНВЕ, АС}$	$a^{Оцінка}_{HVE \ominus AC} "22.10.85"$	$a_2 \text{ підхід} = \Sigma a_i$
	max	0,000496803	0,001503197	0,000013243
min		0,001503197		<b>0,002013243</b>

Таблиця 3

Результати оцінки циклічної пошкодженості металу зварного з'єднання № 3 КР для терміну експлуатації 40 років

Точки зварювального з'єднання	Тривалість експлуатації КР			
	40 років			
Внутрішня поверхня стінки КР	$a^{AEC}_{HVE, GB, ПНВЕ, АС}$	-	$a^{Оцінка}_{HVE \ominus AC} "22.10.85"$	$a_1 \text{ підхід} = \Sigma a_i$
	max	0,019	0,011764706	<b>0,030764706</b>
	min	0,018	0,011764706	<b>0,029764706</b>
	$a^{Оцінка}_{HVE \ominus GB}$	$a^{AEC}_{ПНВЕ, АС}$	$a^{Оцінка}_{HVE \ominus AC} "22.10.85"$	$a_2 \text{ підхід} = \Sigma a_i$
	max	0,00402584	0,01497416	0,011764706
min		0,01397416		<b>0,029764706</b>
Між основним металом і наплавкою	$a^{AEC}_{HVE, GB, ПНВЕ, АС}$	-	$a^{Оцінка}_{HVE \ominus AC} "22.10.85"$	$a_1 \text{ підхід} = \Sigma a_i$
	max	0,009	0,018867925	<b>0,027867925</b>
	min	0,008	0,018867925	<b>0,026867925</b>
	$a^{Оцінка}_{HVE \ominus GB}$	$a^{AEC}_{ПНВЕ, АС}$	$a^{Оцінка}_{HVE \ominus AC} "22.10.85"$	$a_2 \text{ підхід} = \Sigma a_i$
	max	0,001044636	0,00795536	0,018867925
min		0,00695536		<b>0,026867925</b>
Зовнішня поверхня стінки КР	$a^{AEC}_{HVE, GB, ПНВЕ, АС}$	-	$a^{Оцінка}_{HVE \ominus AC} "22.10.85"$	$a_1 \text{ підхід} = \Sigma a_i$
	max	0,004	0,000013243	<b>0,004013243</b>
	min	0,004	0,000013243	<b>0,004013243</b>
	$a^{Оцінка}_{HVE \ominus GB}$	$a^{AEC}_{ПНВЕ, АС}$	$a^{Оцінка}_{HVE \ominus AC} "22.10.85"$	$a_2 \text{ підхід} = \Sigma a_i$
	max	0,000662404	0,003337596	0,000013243
min		0,003337596		<b>0,004013243</b>

Таблиця 4

Результати оцінювання циклічної пошкоджуваності металу зварного з'єднання № 3 КР, термін експлуатації 60 р.

Точки зварювального з'єднання	Тривалість експлуатації КР			
	60 років			
Внутрішня поверхня стінки КР	$a^{AEC}_{НУЕ, ГВ, ПНУЕ, АС}$	-	$a^{Оцінка}_{НУЕ \ominus АС"22.10.85"}$	$a_1 \text{ підхід} = \Sigma a_i$
	max	0,031283	-	0,011764706
	min			
	$a^{Оцінка}_{НУЕ \ominus ГВ}$	$a^{AEC}_{ПНУЕ, АС}$	$a^{Оцінка}_{НУЕ \ominus АС"22.10.85"}$	$a_2 \text{ підхід} = \Sigma a_i$
	max	0,00603876	0,02524424	0,011764706
Між основним металом і наплавкою	$a^{AEC}_{НУЕ, ГВ, ПНУЕ, АС}$	-	$a^{Оцінка}_{НУЕ \ominus АС"22.10.85"}$	$a_1 \text{ підхід} = \Sigma a_i$
	max	0,014249	-	0,018867925
	min			
	$a^{Оцінка}_{НУЕ \ominus ГВ}$	$a^{AEC}_{ПНУЕ, АС}$	$a^{Оцінка}_{НУЕ \ominus АС"22.10.85"}$	$a_2 \text{ підхід} = \Sigma a_i$
	max	0,001566954	0,012682	0,018867925
Зовнішня поверхня стінки КР	$a^{AEC}_{НУЕ, ГВ, ПНУЕ, АС}$	-	$a^{Оцінка}_{НУЕ \ominus АС"22.10.85"}$	$a_1 \text{ підхід} = \Sigma a_i$
	max	0,006469	-	0,000013243
	min			
	$a^{Оцінка}_{НУЕ \ominus ГВ}$	$a^{AEC}_{ПНУЕ, АС}$	$a^{Оцінка}_{НУЕ \ominus АС"22.10.85"}$	$a_2 \text{ підхід} = \Sigma a_i$
	max	0,000993606	0,005475	0,000013243
min				

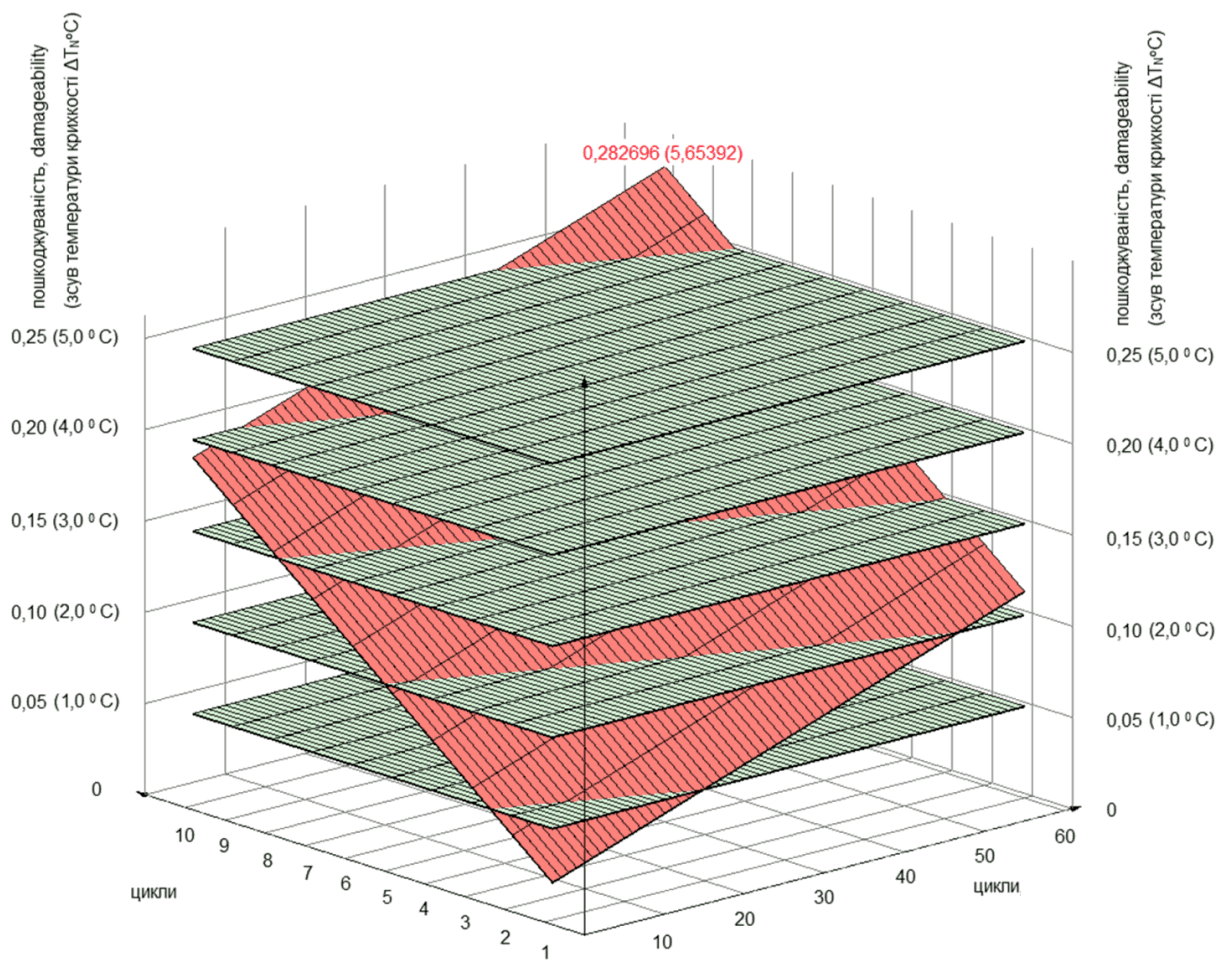


Рис. 22. Загальний вплив на зростання циклічної пошкоджуваності (та на зсув температури  $\Delta T_N$ ) режимів НУЕ, ГВ та АС «22.10.85»

УДК 621

## Экспертная экспресс-оценка влияния тепломассообменных процессов на остаточный ресурс корпуса реактора ВВЭР-1000 из-за циклической повреждаемости

В. В. Попов<sup>1</sup>, В. О. Милейковский<sup>2</sup>, О. С. Тригуб<sup>3</sup>

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

<sup>2</sup>д.т.н., проф. Киевский национальный университет строительства и архитектуры, г. Киев, Украина, v\_mil@ukr.net, ORCID: 0000-0001-8543-1800

<sup>3</sup>к.ф-м.н., доц., “Национальный университет “Киево-Могилянская академия”, г. Киев, Украина, as\_trigub@yahoo.com, ORCID: 0000-0002-6573-2814

*Аннотация. Украина остается страной, которая зависит от атомной энергетики, как для теплоснабжения городов-спутников, так и для электроснабжения. В городах, близких к атомным электростанциям, целесообразно электрическое отопление от производимой ими электроэнергии. С другой стороны, Украина – единственное государство в мире, где произошла наиболее тяжелая авария на атомной электростанции – на энергоблоке № 4 Чернобыльской АЭС в ночь на 26 апреля 1986 года. Другой отличительной особенностью атомной энергетики Украины является значительное количество энергоблоков с исчерпанным проектным ресурсом – так называемых «старых» энергоблоков. Износ их связан с влиянием тепломассообменных процессов, приводящих к периодической температурной деформации элементов, вызывающих циклическую повреждаемость. Приведен пример экспертной экспресс-оценки остаточного ресурса конкретного корпуса реактора ВВЭР-1000 с учётом совместного действия нестационарных тепломассообменных и механических процессов. Выполнен развернутый экспресс-расчет циклической (усталой) повреждаемости металла корпуса реактора ВВЭР-1000 в результате опасного аварийного режима.*

*Ключевые слова: атомная электростанция, тепломассообменные процессы, температурная деформация, 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 Cyclic Damage

V. Popov<sup>1</sup>, V. Mileikovskiy<sup>2</sup>, O. Tryhub<sup>3</sup>

<sup>1</sup>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

<sup>2</sup>Dr. Hab., prof. Kyiv National University of Construction and Architecture, Kyiv, Ukraine, v\_mil@ukr.net, ORCID: 0000-0001-8543-1800

<sup>3</sup>PhD, Associate Professor, “National University “Kyiv-Mohyla Academy”, Kyiv, Ukraine, as\_trigub@yahoo.com, ORCID: 0000-0002-6573-2814

*Abstract. Ukraine remains a country dependent on nuclear energy for both heat supply and satellite supply. In cities close to nuclear power plants, electric heating from the electricity they produce is appropriate. On the other hand, Ukraine is the only country in the world where the worst accident at a nuclear power plant occurred at the Chernobyl NPP Unit 4 on the night of April 26, 1986. Another characteristic feature of Ukraine's nuclear energy is the significant number of power units with exhausted project resources - the so-called "old" power units. Their wear is associated with the influence of heat and mass transfer processes, which lead to periodic thermal deformation of the elements, which causes cyclic damage. An example of expert rapid assessment of the residual life of a specific reactor vessel WWER-1000 is given taking into account the combined action of non-stationary heat and mass transfer and mechanical processes. A detailed express calculation of cyclic (tired) damage to the metal of the WWER-1000 reactor vessel due to the dangerous emergency mode has been performed. The WWER-1000 reactor is the last most widespread and most powerful water-water nuclear reactor of the former USSR, operated on 13 of the 15 operating power units of Ukrainian nuclear power plants (NPPs) - Zaporizhia, Rivne, Khmelnytsky and South Ukraine (SUNPP). The reactor is the most important indispensable element of a nuclear power plant, which determines its safety and resource. Given the design resource and the dates of commissioning of Ukrainian NPP units, the issue of rapid expert assessment of the technical condition of WWER-1000 hulls is quite relevant. Of course, modern engineering has the full range of tools needed to perform such estimates, from powerful computers to advanced computing software. But the known and inevitable costs of modern engineering - complex and time-consuming*

*modeling and calculations. Experience has shown that a certain "reasonable" combination of the use of relatively simplified "light" calculation methods allows us to assess the safety, strength and service life of WWER-1000 reactors very quickly and with the necessary accuracy acceptable for expert opinion. The publication considers as an example the real emergency situation of October 22, 1985 and the WWER-1000 reactor of SUNPP Unit 1. Since this emergency situation led to rapid cooling of this reactor, the calculation of the effect of cyclic damage of reactor steel on the strength and reliability of the reactor vessel is shown. This example and the consideration of the real emergency situation demonstrates the effectiveness and acceptability of the use of estimated expert rapid assessments to accurately determine the reliability and safety of such critical elements of nuclear power plants as nuclear reactor buildings.*

*Key words: nuclear power plant, heat and mass transfer processes, temperature deformation, cyclic damage.*

Надійшла до редакції / Received 15.09.2021