

УДК 624.012; 539.375+539.4: 536.54

¹Олександр Андрейків, докт. техн. наук; ²Володимир Кухар;
³Ірина Долінська, канд. фіз.-мат. наук

¹Тернопільський національний технічний університет імені Івана Пулюя

²Львівський національний університет імені Івана Франка

³Фізико-механічний інститут імені Г.В. Карпенка НАН України

ВИЗНАЧЕННЯ ДИНАМІКИ ПОШИРЕННЯ ТРІЩИН У ШАХТІ ВВЕР-1000 З УРАХУВАННЯМ СУМІСНОЇ ДІЇ ВИСОКОЇ ТЕМПЕРАТУРИ, СТАТИЧНОГО НАВАНТАЖЕННЯ ТА НЕЙТРОННОГО ОПРОМІНЕННЯ

Резюме. Розглянуто питання про поширення тріщини в шахті водо-водяного ядерного реактора ВВЕР-1000. Побудовано рівняння швидкості поширення тріщини в матеріалі за сумісної дії високої температури, силового навантаження та нейтронного опромінення, що добре описує результати експериментальних досліджень. На його основі побудовано модель визначення залишкової довговічності елемента при заданій конфігурації тріщини. Модель застосовано для визначення залишкового ресурсу паропроводу першого контуру реактора типу ВВЕР-1000 з поверхневою тріщиною та прогнозування динаміки поширення поверхневої тріщини в шахті такого реактора.

Ключові слова: ВВЕР-1000, високотемпературна повзучість, нейтронне опромінення, δ_c -модель, енергетичний баланс, швидкість росту тріщини високотемпературної повзучості, коефіцієнт інтенсивності напружень, залишковий ресурс.

Oleksandr Andreykiv, Volodymyr Kukhar, Iryna Dolinska

ESTIMATION OF CRACK PROGRATION DYNAMICS IN WWER-1000 CORE BARREL TAKING INTO ACCOUNT COMBINED EFFECT OF HIGH TEMPERATURE, STATIC LOADING AND NEUTRON IRRADIATION

Summary Reactor in-core components is subjected to high radiation doses that results in change of form and swelling during operation. Inside pressure of baffle on core barrel in zone of contact in WWER-type reactors creates additional stresses. Residual welding stresses can also significantly effect a level of stressed state of core barrel wall. High stresses combined with in-core temperature can cause growing of initial micro defects which can lead to rapid crack growth. That should be considered in estimation of working capacity of vessel internals for extension of WWER-1000 reactor service life. It is also important to take into account influence of neutron irradiation on material properties which can increase cracking rate. Aim of present work is to build general mathematical model of creep cracking which includes neutron irradiation influence, and apply it to reactor core barrel to see what happens with macro crack which is formed during service life of reactor. Base model for predicting crack growth of loaded cracked plate under influence of high temperature and neutron irradiation was build using second thermodynamics law modification for cracked body. It has been suggested that main mechanism of cracking is high-temperature creep crack growth. Neutron damage only increase creep rate which was shown in experimental investigations [5]. According to that we use creep law, and describe crack tip opening displacement rate like function of neutron damage. That function was used to describe one cycle of stepwise slow cracking process. All components were rewritten in terms of crack tip opening displacement. Adding initial and final condition equations to energy rate balance function extended for all time period forms finished model for predicting crack growth dynamics and estimating residual life in cracked plate under aforementioned conditions. Base model was further developed for case of plane crack in spatial body, and applied to reactor core barrel with initial longitudinal crack. It was shown than neutron

irradiation significantly effect the creep crack growth level in the core barrel wall, that should be considered in estimation of working capacity of vessel internals at extension of service life of WWER-1000 reactor.

Key words: WWER-1000, high-temperature creep, neutron irradiation, δ_c -model, energy rate balance, high-temperature creep crack growth rate, stress intensity factor, residual resource.

Умовні позначення

ВВЕР – водо-водяний енергетичний реактор;

σ_t – межа текучості матеріалу;

δ_i – розкриття вершини тріщини;

δ_c – максимальне (критичне) розкриття вершини тріщини;

K_I – коефіцієнт інтенсивності напружень;

K_{IC} – в'язкість руйнування за нормального розриву;

γ – питома енергія руйнування;

N – нейтронний флюенс;

E – модуль Юнга.

Вступ. На сьогодні основним джерелом електроенергії залишається атомна енергетика, а саме водо-водяні реактори. Більшість вітчизняних спроектовані й побудовані ще в п'ятдесятих роках минулого століття, а термін проектної експлуатації деяких завершується в найближчі роки. Продовження ресурсу реакторів вимагає оцінювання залишкового ресурсу корпусу та різного внутрішньо-корпусного устаткування. За час експлуатації в компонентах енергетичного устаткування внаслідок недосконалості чи порушення технології виготовлення, чинників агресивного середовища, зокрема радіаційного впливу, та інших факторів утворюються дефекти. Їх наявність набагато знижує залишкову довговічність, і може вивести з ладу ту чи іншу компоненту.

У працях О. Махненка та І. Мірзова [1] досліджено питання про зміну розподілу напружень у стінці та зварних швах шахти реактора ВВЕР-1000 з роками експлуатації. За наявності дефекту типу тріщини в шахті при подовженні ресурсу реактора важливо враховувати динаміку розвитку даного дефекту. Математичних моделей для подібних розрахунків, які б ураховували вплив одночасно високої температури, тиску та нейтронного опромінення, нам практично не відомо [2].

Саме тому в даній роботі зроблена спроба побудувати математичну модель для розрахунку динаміки поширення поверхневої тріщини в товстій пластині під розтягом, що знаходиться під впливом високої температури й нейтронного опромінення.

Постановка задачі. Для розгляду проблеми в цілому ми розглянемо спочатку простішу задачу.

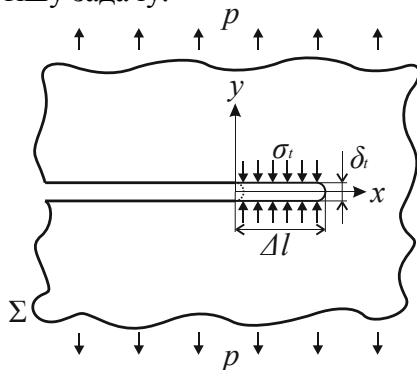


Рисунок 1. Схема навантаження

Figure 1. Loading mode

деформуватиметься в часі, а тріщина повільно ростиме. Зауважимо, що при уповільненому руйнуванні тріщина поширюватиметься стрибками.

Рівняння швидкості росту тріщини.

Нехай маємо тонку пластину з макроскопічною тріщиною, що розтягується навантаженнями з силовим параметром p (рис. 1). Пластина нагріта рівномірно до температури T_0 (температура високотемпературної повзучості [3]). Ступінь опромінення пластини описується функцією $N(t)$. Під опроміненням ми розглядаємо найбільш агресивне для металів нейтронне опромінення. Вплив інших видів опромінення вважатимемо незначним. За описаних умов матеріал пластини плавно

Введемо у вершині тріщини систему координат (x, y) . Згідно з припущенням δ_k -моделі зону передруйнування замінимо розрізом з прикладеними до його берегів напруженнями σ_t (рис. 1). Рівняння енергетичного балансу для тіла з тріщиною [4] запишемо таким чином:

$$\int_{\Sigma} \sigma_{ij} u_i n_j d\sigma = U - TS + 2\gamma \Sigma, \quad \Sigma > 0. \quad (1)$$

Тут σ_{ij} , u_i та n_j – компоненти тензора деформацій, вектора переміщень та зовнішньої нормалі на боковій поверхні пластини в області Σ (включаючи тріщину); U , T , S – внутрішня енергія, температура та ентропія відповідно; γ – питома енергія руйнування, що доводиться на одиницю вільної поперечної поверхні пластини. Величина γ вважається константою матеріалу.

Розглянемо адіабатичний процес $TdS = 0$. Тоді енергетичний баланс під час поширення тріщини на довжину стрибка Δl запишемо так:

$$\Delta U + 2\gamma \Delta l = 0. \quad (2)$$

Подавши вираз зміни внутрішньої енергії як роботу сил σ_t по розкриттю ділянки довжиною Δl на величину розкриття вершини тріщини $\delta_t = K_I^2 / \sigma_t E$ та використавши критерій Ірвіна, можемо знайти значення питомої енергії руйнування

$$\gamma = \frac{K_{IC}^2}{2E} = \frac{1}{2} \sigma_t \delta_c. \quad (3)$$

Тут δ_c – критичне значення розкриття у вершині тріщини. Звідси безпосередньо впливає деформаційний критерій руйнування: локальне руйнування відбудеться тоді, коли величина розкриття вершини тріщини досягне певного критичного значення $\delta_c = K_{IC}^2 / \sigma_t E$.

Плавне підростання розкриття з часом зумовлене процесом високотемпературної повзучості, що виникає в металах за подібних умов експлуатації. Даний процес інтенсифікується впливом нейтронного опромінення, яке пошкоджує структуру металу. Базуючись на результатах праці [5], залежність швидкості високотемпературної повзучості зони передруйнування від опромінення подамо залежністю

$$\delta_t(N) = \delta_t(0)(1 + \alpha N). \quad (4)$$

Тут α – певний коефіцієнт, який знаходиться з відповідного експерименту; N – нейтронний флюенс, або кількість нейтронів, що потрапила в метал через одиницю поверхні.

Гіпотезу поширення тріщини високотемпературної повзучості сформулюємо наступним чином. Після чергового локального проскакування тріщини розкриття в її вершині під впливом навантаження практично миттєво зростає від нуля до величини статичного розкриття $\delta_t = K_I^2 / \sigma_t E$ і продовжує рости під впливом високотемпературної повзучості аж поки не досягне величини критичного розкриття,

після чого процес повторюється знову. Вважаючи, що основний час займатиме усталена (лінійна) повзучість, зміну внутрішньої енергії у (2) запишемо так:

$$\Delta U = - \int_0^{\Delta \delta_c} \int_0^{\delta_t} \sigma_y d\delta dl = -\sigma_t \left(\delta_t + \delta_t^* \Delta t \cdot \left[1 + \frac{\alpha}{\Delta t} \int_0^{\Delta t} N(t) dt \right] \right) \Delta l. \quad (5)$$

Розглянемо тепер реальний розподіл напружень у зоні передруйнування. Для моделі ідеального пружно-пластичного матеріалу, що відповідає нашій постановці, така задача чисельно розв'язана Мак-Мікінгом у праці [6]. За результатами її максимальні напруження в зоні передруйнування знаходяться на відстані, співмірній з величиною розкриття вершини тріщини, тому із фізичних міркувань вводимо гіпотезу, що величину стрибка можемо подати як

$$\Delta l \approx \beta \delta_c, \quad (6)$$

де β – вважаємо константою матеріалу, що залежить від умов експлуатації.

Швидкість усталеної повзучості можна подати степеневою залежністю від напруження, як і видовження зразка. Тому справедлива степенева залежність швидкості усталеної повзучості від видовження, яка для розкриття вершини тріщини запишеться як

$$\delta_t^* = B \delta_t^n. \quad (7)$$

Враховуючи це, із рівняння енергетичного балансу (2) можна отримати співвідношення

$$\frac{\Delta l}{\Delta t} = B \beta \delta_t^n \left[1 + \frac{\alpha_N}{\Delta t} \int_0^{\Delta t} N(t + \tau) d\tau \right] \frac{\delta_c}{\delta_c - \delta_t}. \quad (8)$$

Для великих часів $t \gg \Delta t$, час підготовки стрибка є малою величиною, а зміна швидкості повзучості з флюенсом відбувається повільно, тому зміною дози опромінення за час інкубації стрибка можемо нехтувати:

$$\frac{1}{\Delta t} \int_0^{\Delta t} N(t + \tau) d\tau = \frac{H(t + \Delta t) - H(t)}{\Delta t} \approx \dot{H}(t) = N(t). \quad (9)$$

Тоді, подавши швидкість поширення тріщини у лівій частині (8) як неперервну змінну $\Delta l / \Delta t \rightarrow dl / dt$, за припущення макроскопічності тріщини остаточне рівняння набуде вигляду

$$\frac{dl}{dt} = \frac{CK_I^m (1 + \alpha N(t))}{1 - K_I^2 / K_{IC}^2}, \quad (10)$$

де $C = \beta B / (E \sigma_t)^n$, $m = 2n$. Зауважимо, що для $N=0$ і малих значень коефіцієнта інтенсивності напружень рівняння (10) відповідає відомому аналогу рівняння Періса для повзучості. В праці [7] авторами проводилось співставлення даного рівняння з

відомими в літературі експериментальними даними [6], для компактних зразків зі сталі 304L та 316 за умов експлуатації наближених до внутрішньореакторних у водо-водяних реакторах. Результати наведені на (рис. 2).

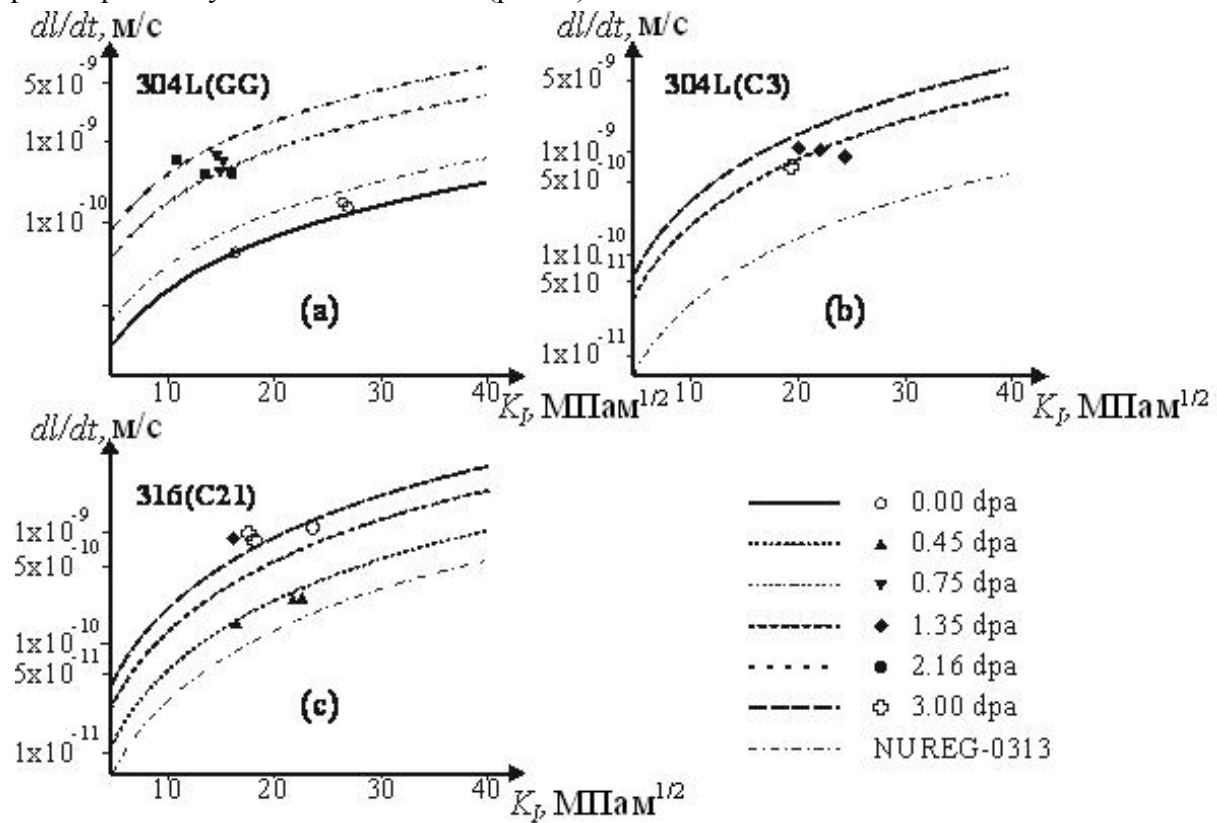


Рисунок 2. Порівняння рівняння (10) з експериментальними даними [7, 8], криві – результати розрахунку, точки – експериментальні дані

Figure 2. Comparison of equation (10) with experimental data [7, 8] curves – calculation results, points – experimental data

Кривими позначено теоретичні дані, які отримані за співвідношенням (10), точками – результати експериментів. Доза опромінення тут подається величиною dpa (англ. «displacements per atom»), що для даних експериментів приблизно відповідає флюенсу $6,67 \cdot 10^{20}$ n/cm². Із (рис. 2) можна зробити висновок про адекватне відображення рівнянням (10) поведінки тріщини в елементах конструкції за заданих умов експлуатації. Більш детальний опис процесу співставлення з експериментом наведений у вищезазначеній праці [7].

Узагальнення для плоскої тріщини. Розглянемо тепер подібну просторову задачу. Нехай маємо плоску тріщину в об'ємному металічному тілі, нагрітому рівномірно до температури T_0 , що розтягується силами p по нормалі до площини тріщини. Тіло знаходиться в умовах нейтронного опромінення. Доза опромінення тіла описується функцією $N(t)$.

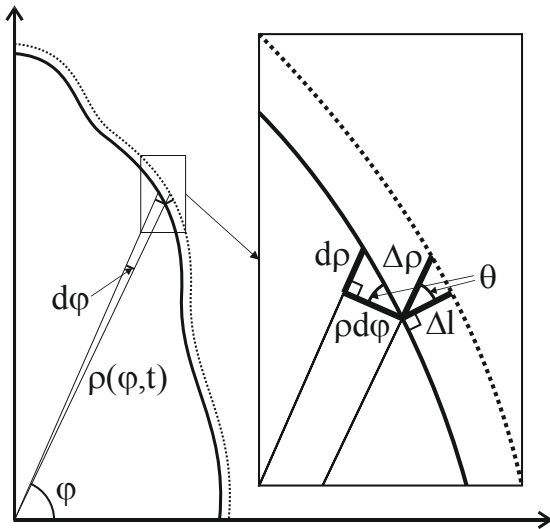


Рисунок 3. Поширення плоскої тріщини

Figure 3. Plane crack progration

Швидкість поширення тріщини в радіальному напрямку (рис. 3) можна подати так:

$$\frac{\Delta\rho}{\Delta t} = \frac{\Delta l}{\Delta t} \cdot \frac{1}{\cos\theta} \quad (11)$$

Значення косинуса кута для гладких контурів знаходимо (рис. 3) із геометричних міркувань:

$$\cos\theta = \frac{\rho}{\sqrt{\rho^2 + \left(\frac{d\rho}{d\varphi}\right)^2}} \quad (12)$$

Узагальнюючи все вищесказане, швидкість поширення тріщини високотемпературної повзучості з урахуванням впливу нейтронного опромінення запишемо так:

$$\frac{\partial\rho}{\partial t} = \frac{CK_I^m(\rho) \cdot (1 + \alpha N(t))}{1 - K_I^2(\rho)/K_{IC}^2} \cdot \frac{\rho}{\sqrt{\rho^2 + (\rho'_\varphi)^2}} \quad (13)$$

Дане рівняння являє собою нелінійне диференціальне рівняння в частинних похідних першого порядку.

Розвиток тріщини в шахті реактора. Вся українська ядерна енергетика зараз побудована на енергоблоках з реакторами ВВЕР-1000 (вийняток – два ВВЕР-440 на Рівненській АЕС, ЧАЕС із РБМК-1000 повністю виведена з експлуатації в 2000 році).

На рис. 4 зображено корпус реактора ВВЕР-1000. В середині корпусу зображена шахта реактора – циліндричної форми з перфорованими отворами. Товщина стінки шахти 60 мм. Зміна розподілу тангенціальних напружень по ширині стінки шахти з часом експлуатації наведена в праці [1].



Рисунок 4. Схема реактора ВВЕР-1000 [1]

Figure 4. WWER-1000 reactor scheme [1]

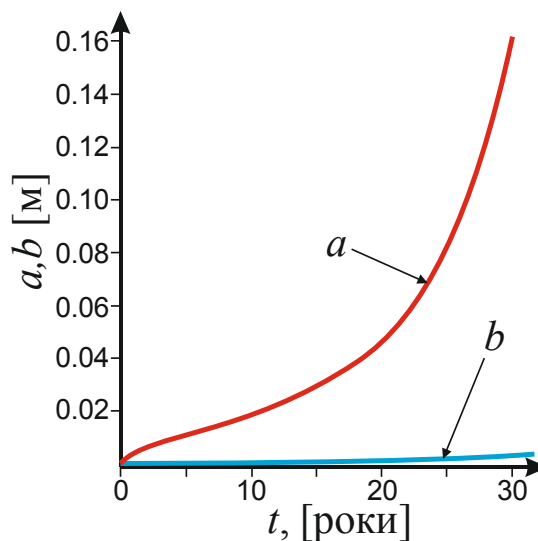


Рисунок 5. Кінетика поширення поверхневої півеліптичної тріщини в шахті реактора

Figure 5. Superficial semielliptical crack progradation dynamic in reactor core barrel

Припустимо, що в радіально-осьовій площині після 30 років експлуатації з'явилася півеліптична тріщина 2x1 мм. Спробуємо спрогнозувати її розвиток за подальшого продовження експлуатації реактора.

Для обчислення використовуватимемо дані для реакторної сталі 321, що є зарубіжним аналогом вітчизняної сталі 08X18H10T. Результати обчислень наведені на рис. 5. Дані для розрахунку: $C = 0,32 \cdot 10^{-5}$ м/рік, $m = 2,161$, $\alpha = 28$, $K_{IC} = 180 + 216 \cdot \exp(-N(t))$ МПа $\sqrt{м}$, швидкість набору дози $dN/dt \approx 0,1$ дра/рік, напруження в стінці шахти після 30 років експлуатації $\sigma_{30} = 150$ МПа. Товщина стінки $t = 60$ мм. Коефіцієнт інтенсивності напружень для півеліптичної тріщини

$$K_I = \frac{\sigma \sqrt{\pi b}}{E(\sqrt{1 - b^2/a^2})} \cdot (M_1 + M_2(b/t)^2 + M_3(b/t)^4) \cdot g \cdot f, \quad M_1 = 1.13 - 0.09(b/a),$$

$$M_2 = -0.54 + 0.89(0.2 + b/a)^{-1}, \quad M_3 = 0.5 - (0.65 + b/a)^{-1} + 14 \cdot (1 - b/a)^{24},$$

$$g = 1 + (0.1 + 0.35(b/t)^2) \cdot (1 - \sin \varphi)^2, \quad f = ((b/a)^2 \cos^2 \varphi + \sin^2 \varphi)^{1/4}.$$

Як бачимо із графіка, початкова тріщина при продовженні терміну експлуатації сягне небезпечних розмірів, що може призвести до деформації шахти та порушення правильної циркуляції теплоносія. Тому важливим при продовженні експлуатації реакторів є проведення діагностики внутрішньокорпусного устаткування на наявність у ньому дефектів типу тріщин.

Висновки. Проаналізовано вплив низки факторів на тріщиностійкість внутрішньореакторних компонентів. Побудовано рівняння поширення тріщини в металах за впливу високої температури та нейтронного опромінення за плоско напруженого стану. Рівняння розвинуто на випадок плоскої тріщини в об'ємному тілі. За допомогою нього пораховано динаміку поширення тріщини в шахті реактора ВВЕР-1000. Вказано на важливість врахування можливих дефектів при продовженні проектного ресурсу реактора.

Conclusions. The influence of various factors on crack resistance of in-pile components was analyzed. The equation of crack propagation in metals influenced by high temperature and neutron irradiation under plane strain were obtained. Equation was modified for plain crack in spatial body case. It was used to calculate crack propagation dynamic WWER-1000 reactor core barrel. It was indicated that taking into account possible defects during reactor service life extension is very important.

Список використаної літератури

1. Махненко, О.В. Перераспределение остаточных сварочных напряжений во внутрикорпусной шахте реактора ВВЭР-1000 в процессе эксплуатации [Текст] / О.В. Махненко, Е.А. Великоиваненко, И.В. Мирзов // Автоматическая сварка. – 2014. – № 11. – С. 1 – 7.
2. Моделирование разрушений материалов при длительном статическом нагружении в условиях ползучести и нейтронного облучения [Текст] / Б.З. Марголин, А.Г. Гуленко, А.А. Бучатский, С.М. Балакин // Проблеми Міцності. – 2006. – 384, № 6. – С. 5 – 16.
3. Иванова, В.С. Разрушение металлов. Серия «Достижения отечественного металловедения» [Текст] / В.С. Иванова. – М.: «Металлургия», 1979. – 168 с.
4. Черепанов, Г.П. Механика разрушения [Текст] / Г.П. Черепанов. – М.-Ижевск: Институт компьютерных исследований, 2012. – 872 с.
5. Экспериментальные исследования радиационной ползучести нержавеющей сталей [Текст] / В.А. Красносельов, А.Н. Колесников, В.И. Прохоров, З.Е. Островский, А.В. Голубенко, В.С. Неустроев – Димитровград: НИИАР, 1981. – 14 с.
6. McMeeking, R.M. Finite deformation analysis of crack-tip opening in elastic-plastic materials and implications for fracture / McMeeking R.M. // Journal of the Mechanics and Physics of Solids. – 1977. – № 25 (5). – P. 357 – 381.
7. Andreikiv, O.Ye. High temperature creep crack growth in metals under neutron irradiation (overview) / Andreikiv O.Ye., Kukhar B.Z., Dolinska I.Ya. // Materials Science. – 2015. – № 3. – P. 7 – 16.
8. Chopra, O.K. Crack growth rates and fracture toughness of irradiated austenitic stainless steels in BWR environments / Chopra O.K., Shack W.J. – Argonne: Argonne National Laboratory, 2008. – 142 p.

Отримано 01.10.2015

УДК 620.171.2; 620.187.22

**Леся Свірська; Галина Кречковська, канд. техн. наук;
Олександра Студент, докт. техн. наук**

Фізико-механічний інститут ім. Г.В. Карпенка НАН України

ЦИКЛІЧНА ТРІЩИНОСТІЙКІСТЬ СТАЛІ 12Х1МФ РІЗНИХ ЗОН ГИНУ ПАРОГОНУ ТЕС ПІСЛЯ ТРИВАЛОЇ ЕКСПЛУАТАЦІЇ

Резюме. Гини головних парогонів ТЕС характеризуються неоднаковою деформацією металу різних зон (розтягнутої, нейтральної, стисненої) на етапі їх виготовлення. Як результат, механічні характеристики металу цих зон після експлуатаційної деградації відрізняються. Досліджено втомний ріст тріщини сталі 12Х1МФ різних зон гину після $1,3 \cdot 10^5$ год її експлуатації на парогоні ТЕС. Показано,