

Моделювання надшвидкого аварійного охолодження стінки корпусу реактора ВВЕР-1000

Вячеслав Попов
ТОВ «Експертний центр»
м. Київ, Україна

<https://doi.org/10.31713/MCIT.2023.038>
Олександр Тригуб
Кафедра інформатики
НаУКМА
м. Київ, Україна
oleksandr.tryhub@ukma.edu.ua

Віктор Мілейковський
Кафедра теплогазопостачання і вентиляції
КНУБА
м. Київ, Україна

Анотація — Військова агресія РФ, окупація Запорізької АЕС, ракетні обстріли України актуалізують моделювання можливих нових надпроектних режимів реакторних установок. Таке моделювання і відповідний прогноз наслідків для радіаційного ресурсу корпусу реактора ВВЕР-1000 представлені в даній роботі. Моделювання виконане на основі реального режиму АЕС, що мав місце.

Ключові слова — атомна електростанція; водоводяний енергетичний реактор (ВВЕР-1000); корпус реактора; радіаційне окрихнення металу; міцність; аварійний режим; математичне та комп'ютерне моделювання.

I. ВСТУП

Питання радіаційної безпеки в Україні є вкрай важливими. У 1986 році в Україні трапилась найбільша за всю історію людства аварія на атомній електричній станції (Чорнобильська АЕС). Для порівняння, аварія на АЕС Фукусіма-1 (Японія, 2011 рік) за радіаційними наслідками становила лише 10% від аварії на Чорнобильській АЕС.

В результаті військової агресії з боку Росії під тимчасовою окупацією опинилась Запорізька АЕС. Достеменно невідомі технічні нюанси «керування» даною станцією з боку окупаційної адміністрації. З відкритих джерел інформації неодноразово повідомлялось про порушення певних регламентованих норм експлуатації станції, зокрема, не виключене надшвидке аварійне охолодження корпусу реактора. Саме моделюванню цього процесу [1], [2] і присвячена дана робота, адже можливі наслідки подібного «керування» можуть принести багато шкоди суспільству.

II. РЕЗУЛЬТАТИ ДОСЛІДЖЕННЯ

В якості реального об'єкту для даного дослідження обрано корпус реактора ВВЕР-1000 енергоблоку № 1 Південноукраїнської АЕС [3] і режим, що мав місце там 22 жовтня 1985 року зі швидкістю охолодження першого контуру 1800

°С/годину [4]. В подальшому даний режим позначено як «22.10.85» (за датою події).

Оцінимо наслідки даного режиму для радіаційного ресурсу корпусу реактора ВВЕР-1000 і циклічної пошкоджуваності його металу. Базовим процесом в даному випадку є охолодження стінки, яке змодельоване залежним від часу охолоджуючим потоком $q(t)$, Вт/м² по певному закону. Результати моделювання охолоджуючого потоку показані на рис. 1.

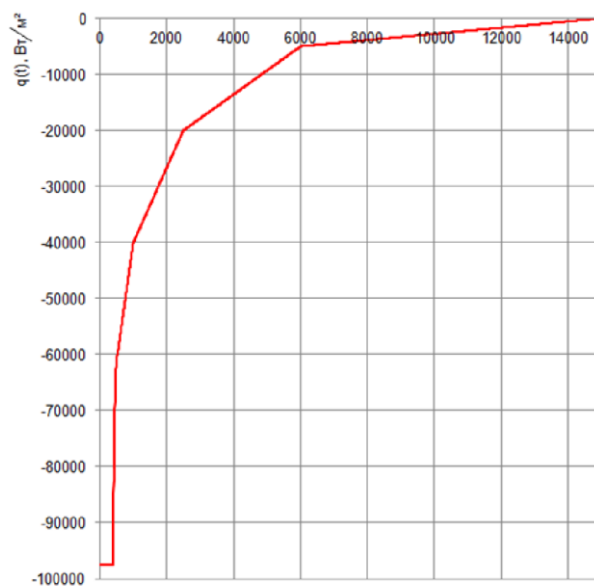


Рисунок 1. Графік потоку $q(t)$, Вт/м², прийнятий для моделювання охолодження внутрішньої поверхні стінки корпусу реактора для режиму «22.10.85» [4]

Для даного режиму отримані результати розрахункового моделювання нестационарної теплопровідності через стінку корпусу реактора на рівні зварювального з'єднання № 3. Сценарій зміни температури в стінці корпусу реактора визначено розв'язанням задачі нестационарної теплопровідності методом скінчених різниць з

прогінними коефіцієнтами. Даний сценарій зміни градієнту температур приведено на рис. 2.

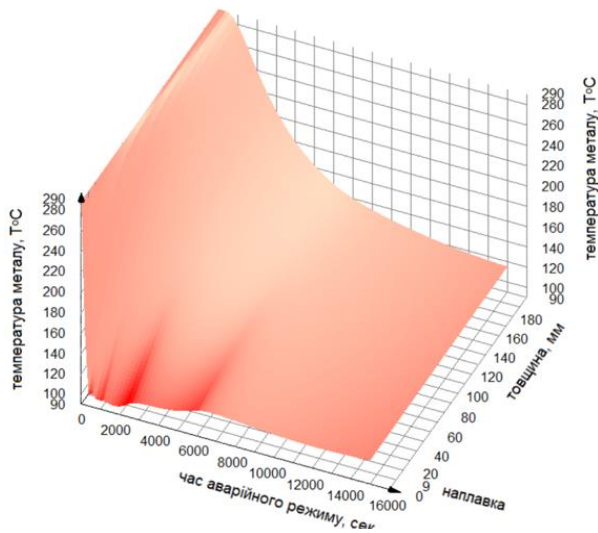


Рисунок 2. Зміна температури металу корпусу реактора ВВЕР-1000 для аварійного режиму «22.10.85» [4]

На рис.3 та рис.4 наведені результати оцінки циклічної пошкодженості [5] і радіаційного ресурсу металу корпусу реактора [3], [5 – 7] на рівні зварювального з'єднання № 3.

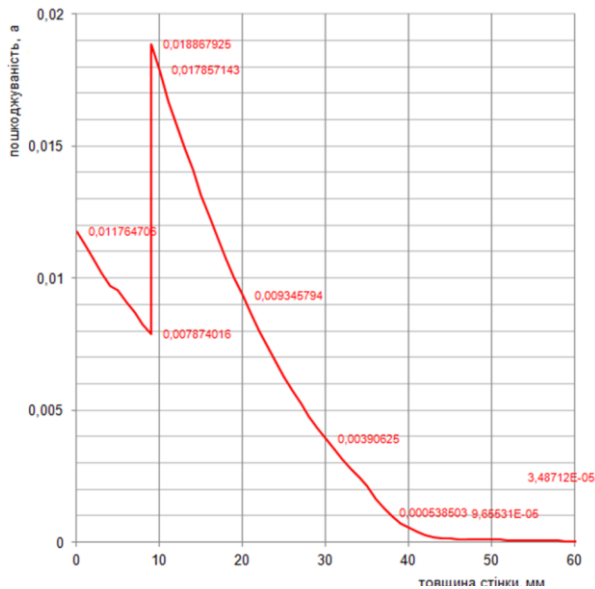


Рисунок 3а. Циклічна пошкодженість для режиму «22.10.85» на рівні зварювального з'єднання № 3 для товщини від 0 мм до 60 мм

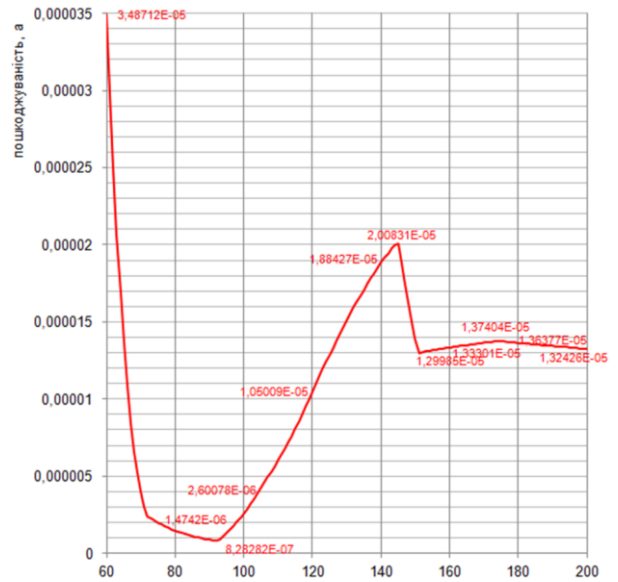


Рисунок 3б. Циклічна пошкодженість для режиму «22.10.85» на рівні зварювального з'єднання № 3 для товщини від 60 мм до 200 мм

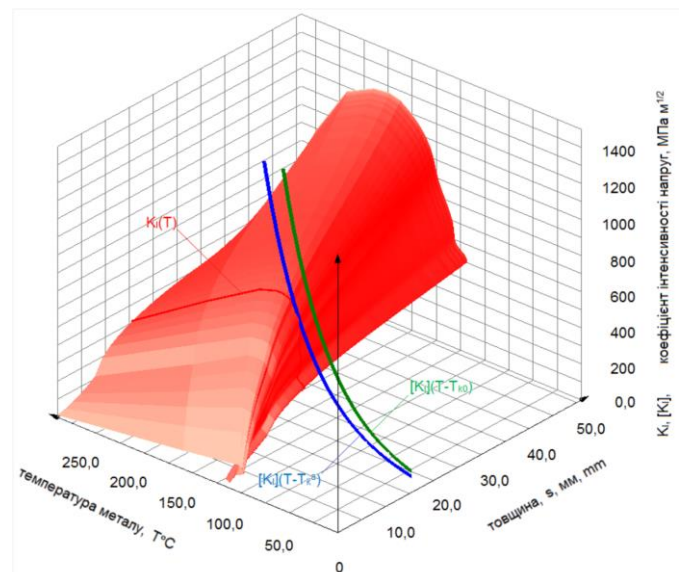


Рисунок 4а. Результати оцінки опору крихкому руйнуванню корпусу реактора для режиму «22.10.85»

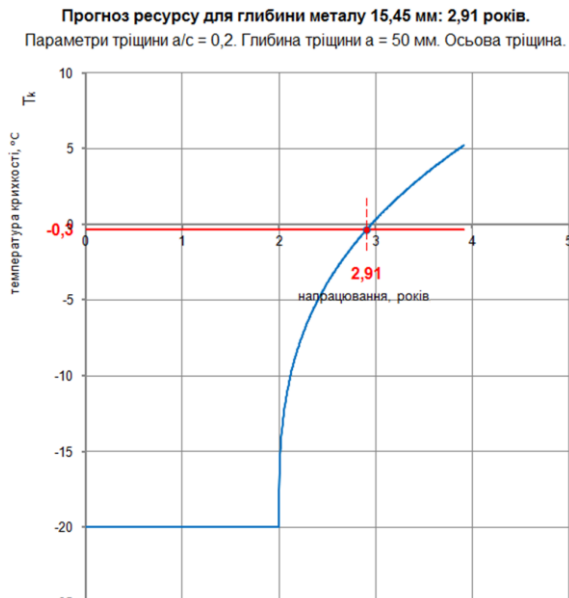


Рисунок 46. Результати оцінки радіаційного ресурсу корпусу реактора для режиму «22.10.85»

Результати проведеного розрахункового моделювання демонструють вельми негативні наслідки надшвидкого аварійного охолодження стінки корпусу реактора ВВЕР-1000, а саме: при проектному ресурсі 40 років його радіаційний ресурс зменшується до менш ніж 3-х років. Ці розрахунки можуть бути уточнені в разі отримання даних щодо можливих аварійних режимів ядерної

установки внаслідок окупації. Отже, після перемоги необхідні додаткові дослідження на Запорізькій АЕС для остаточної перевірки і, в разі потреби, модернізації систем безпеки ядерної установки.

ЛІТЕРАТУРА

- [1] В.В. Попов, О.С. Тригуб та В. Мілейковський, “Експертне експрес-оцінювання впливу тепломасообмінних процесів на залишковий ресурс корпусу реактора ВВЕР-1000 через циклічну пошкоджуваність,” Збірник “Вентиляція, освітлення та теплогазопостачання”, vol. 39, 2021, pp. 6–28.
- [2] В.В. Попов, О.С. Тригуб та В. Мілейковський, “Експертне експрес-оцінювання впливу тепломасообмінних процесів на залишковий ресурс корпусу реактора ВВЕР-1000 через окриження його металу,” Збірник “Вентиляція, освітлення та теплогазопостачання,” vol. 41, 2022, pp. 39–49.
- [3] L. I. Chyrko, “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., Kyiv, Ukraina. pp. 95–96.
- [4] E.Ya. Simonov, “Prodlenie sroka ekspluatatsii reaktornykh ustanovok AES, vyrabotavshikh resurs, sooruzhenie novykh AES – opasnaia tekhnicheskaiia avantiura,” Atomna enerhetyka v Ukraini, 2007.
- [5] Норми розрахунку на міцність обладнання та трубопроводів атомних енергетичних установок ПНАЕ Г-7-002-86.
- [6] “Guidelines on Pressurized Thermal Shock Analysis for WWER Nuclear Power Plants,” International Atomic Energy Agency, 2006.
- [7] G. Glinka, “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, Ontario, 1996.