

ЕНЕРГЕТИКА

УДК 621.039.743

Азаров С.І.

Інститут ядерних досліджень НАН України

Сидоренко В.Л.

Інститут державного управління у сфері цивільного захисту

Задунай О.С.

Державний науково-дослідний інститут спеціального зв'язку та захисту інформації

МОДЕЛЮВАННЯ ПРОЦЕСУ ТЕПЛОМАСООБМІНУ В СХОВИЩІ ВІДПРАЦЬОВАНОГО ЯДЕРНОГО ПАЛИВА

Виконано розрахунковий аналіз поведінки палива в басейні витримки під час аварій, що супроводжуються втратою можливості забезпечення тепловідведення або підтримання запасу теплоносія. У статті представлена математична модель і результати розрахунків із визначення локальних значень температур у сховищі відпрацьованого ядерного палива в різні моменти часу як у штатній, так і в аварійній ситуації через припинення циркуляції води через басейн витримки.

Ключові слова: атомна електростанція, відпрацьоване ядерне паливо, сховище «мокрого» типу, басейн витримки, чисельне моделювання.

Постановка проблеми. Аварії на сховищах відпрацьованого ядерного палива (далі – СВЯП), розташованих на території атомних станцій, є малоймовірними, але можливими подіями. Про це свідчить світовий досвід, зокрема: короткочасна (близько доби) втрата охолодження басейнів із відпрацьованим ядерним паливом (далі – ВЯП) на підприємстві з переробки палива в Селлафілді (Велика Британія) [1, с. 298], а також недавня тривала втрата охолодження приреакторних басейнів на енергоблоках АЕС «Фукусіма-1» [2]. Як відомо, її наслідки були вкрай важкими: повна втрата (випарювання) води з басейну, перегрів цирконієвих оболонок тепловідділяючих елементів, пароцирконієва реакція з виділенням водню, утворенням гримучої суміші, вибухом і забрудненням довкілля продуктами аварії.

Нині більша частина ВЯП атомних електростанцій (далі – АЕС) перебуває в умовах т. зв. «мокрого» зберігання у СВЯП. Це басейни, через які прокачується вода, що нагрівається теплотою залишкового енерговиділення ВЯП, яка охолоджується потім у теплообмінниках зовнішньої системи охолодження. СВЯП «мокрого» типу роз-

ташовуються на території АЕС та призначені для подальшої хімічної переробки ВЯП або для його «остаточного» захоронення. Одночасно в одному СВЯП може зберігатися до декількох десятків тисяч відпрацьованих тепловідділяючих збірок (далі – ТВЗ).

Так, наприклад, за період експлуатації блоків Чорнобильської АЕС у генеруючому режимі на майданчику накопичено понад 21 000 відпрацьованих паливних збірок. Це паливо знаходилося на зберіганні в приреакторних басейнах витримки (далі – БВ) 1, 2 і 3 блоків із розміщенням за проектною схемою, а також у чотирьох відсіках СВЯП-1. 5 відсік СВЯП-1 до певного моменту вважався резервним.

Станом на кінець 2005 р. загальна кількість відпрацьованих тепловідділяючих збірок на Чорнобильській АЕС становила 21 284 одиниці, 68 невідпрацьованих тепловідділяючих збірок (далі – ТВЗ) та 3 неопромінених тепловідділяючих елементи із загальною масою уранової суміші 2 393,071 тонн. У будівлі сховища свіжого палива знаходилося 68 невідпрацьованих ТВЗ та 3 неопромінених тепловідділяючих елементи. В активних

зонах реакторів 1 та 3 енергоблоків знаходилося 2 375 ВТВЗ, у БВ блоків 1, 2, 3 – 3 306,5 ВТВЗ. Взагалі на енергоблоках знаходилося 5 681,5 ВТВЗ. У БВ СВЯП зберігалось 15 603 ВТВЗ.

Станом на кінець 2010 р. в БВ блоків № 1–2 ДСП ЧАЕС зберігалось 2 720 ВТВЗ. Із них 1 365 ВТВЗ – у БВ блоку № 1, 1 355 ВТВЗ – у БВ блоку № 2.

Станом на 01 січня 2015 р. на майданчику Чорнобильської АЕС зберігалось 21 284 ТВЗ. Із них:

- у БВ СВЯП-1 – 21 231,5 відпрацьованих ТВЗ;
- у БВ енергоблоку № 1 – 32 пошкоджені ТВЗ;
- у БВ енергоблоку № 2 – 20 пошкоджених ТВЗ.

Потужність тепловиділення однієї ВТВЗ відносно невелика, наприклад, для СВЯП ЧАЕС – від 30 до 80 Вт залежно від проміжку часу, що пройшов після вивантаження з реактора. Однак за наявності великої кількості ВТВЗ загальна потужність тепловиділення в сховищі виявляється достатньою, щоб у разі припинення примусової циркуляції води через відсіки басейну температура води через кілька діб досягла високих значень, за яких інтенсивність випаровування стає неприпустимо великою.

Аналіз останніх досліджень і публікацій. Над проблемою дослідження безпеки СВЯП, розташованих на території АЕС, працюють багато вітчизняних і закордонних спеціалістів. Різні аспекти й окремі підходи до дослідження цієї проблеми висвітлено у численних працях [1–3], але через те, що цей процес є безперервним, постійним і надзвичайно актуальним, дослідження тривають.

Постановка завдання. Завдання цієї роботи полягає у виконанні розрахункових аналізів пове-

дінки палива у БВ під час аварій, що супроводжуються втратою можливостей забезпечення тепловідведення або підтримання запасу теплоносія.

Мета статті – навести результати розрахункових аналізів сценаріїв важких аварій, пов'язаних із втратою тепловідведення від БВ АЕС.

Виклад основного матеріалу дослідження. У стаціонарному режимі експлуатації СВЯП процеси тепломасообміну збалансовані таким чином, що температури всіх елементів СВЯП практично постійні, тобто схильні тільки до сезонних коливань. В аварійній ситуації (припинення циркуляції охолоджуючої води, а також припинення примусової повітряної вентиляції надводного простору) цей баланс порушується в бік перевищення тепловиділення над тепловідводом, і це положення зберігається доти, поки знов не встановиться рівновага, але вже на більш високому температурному рівні. Підвищення температури води в пеналах і БВ супроводжується збільшенням темпу випаровування води, що веде до зниження рівня води в пеналах та басейні і, як наслідок, до повного або часткового осушення ВТВЗ.

Ці обставини роблять актуальною розробку сценаріїв виникнення і розвитку гіпотетичних аварій, які можуть статися через тривале знеструмлення СВЯП і припинення циркуляції води через басейн зберігання ВЯП. Найбільш повна інформація в цій області може бути отримана за допомогою методів математичного моделювання.

Розрахункова модель СВЯП є приведенням до однієї ВТВЗ «мікросховище» ВЯП, що містить всі елементи натурального сховища ВЯП, що беруть участь у тепломасообмінних процесах: теплови-

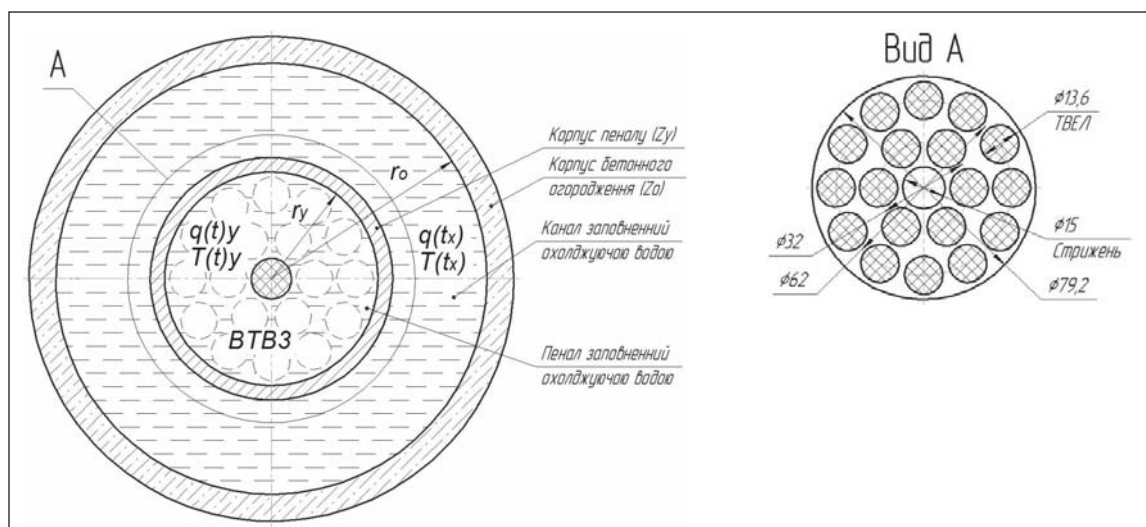


Рис. 1. Конфігурація розташування елементів і теплових зв'язків між ними в модельній «комірці» СВЯП

діляючі елементи, пенали, вода пеналів і басейн, торцеве і бічне огороження басейну та ін. (рис. 1).

У моделі всі вертикальні розміри, розміри пенала і його вмісту збережені натурними, а міжпенальний простір змодельований більш простим для розгляду, але подібним відносно до конвективної тепловіддачі кільцевим каналом. Причому радіальні розміри моделі вибрані таким чином, щоб у розрахунку на одну ВТВЗ у моделі і в натурному СВЯП були рівні такі площі:

а) поперечного перерізу міжпенального простору;

б) поперечного перерізу бокових бетонних огорож;

в) поверхні випаровування всередині пенала.

Таким чином, у розрахунку на одну ВТВЗ у моделі і в натурному сховищі дотримано рівність обсягів, мас і теплоємність розглянутих елементів СВЯП. Умови теплопередачі через зовнішні огороження басейну визначені з використанням критерію крайової подібності Біо, що є відношенням внутрішнього і зовнішнього термічних опорів.

У деякий момент часу t в СВЯП відбувається теплообмін між його елементами та навколишнім середовищем [4, с. 67–76].

На основі теплового балансу між кінцевими елементами і середовищем складаємо систему диференціальних рівнянь збереження для модельної «комірки» СВЯП, яка має вигляд:

$$\int_{V_j} q(\vec{r}, t) d\vec{V}_j = \int_{V_j} c(\vec{r}) \frac{\partial \theta(\vec{r}, t)}{\partial t} d\vec{V}_j - \int_{V_j} \text{div} \vec{q}(\vec{r}, t) d\vec{V}_j, \quad (1)$$

де $j=1, 2, \dots, K$;

$q(\vec{r}, t)$ – потужність внутрішніх джерел тепла j -го тіла в $T(r)$ момент часу t ;

$c(\vec{r})$ – ізохорична теплоємність j -го тіла в $T(r)$ момент часу t ;

V – об'єм j -го тіла.

Застосовуючи формулу Остроградського-Гауса, перетворюємо другі члени системи рівнянь (1) за допомогою оператора усереднювання

$$L[f(\vec{x}, t)] = \frac{1}{A_i} \int_{A_i} f_i(\vec{x}, t) dA \equiv \tilde{f}(x, t), \quad (2)$$

Усереднимо всі члени системи (2). Отримаємо систему диференціальних рівнянь із розподільними параметрами вигляду:

$$\tilde{q}(t)_j = \tilde{C}_j \frac{\partial \tilde{\theta}^v(t)_j}{\partial t} - \tilde{\lambda}_j \left[\frac{d\tilde{\theta}^s(t)_j}{dr_j} \right]_{S_j}, \quad (3)$$

де $\tilde{\theta}^v(t)$ – відносна середньооб'ємна температура j -го тіла у момент часу t ;

$\tilde{\theta}^s(t)$ – відносна середньооб'ємна температура j -го тіла у момент часу t ;

$\tilde{\lambda}$ – усереднений коефіцієнт теплопровідності j -го тіла.

Припустимо, що твели зв'язані між собою ідеальними тепловими зв'язками, і їх можна розглядати як єдине суцільне тіло. Позначимо пенал із твелами внутрішнього та зовнішнього рядів як y , а корпус бетонного огороження – як o . У якості граничних умов були прийняті умови третього роду.

З урахуванням цих припущень і позначень замінимо систему диференціальних рівнянь із розподіленими параметрами системою рівнянь із зосередженими параметрами.

На основі теплового балансу складаємо систему рівнянь (4):

$$\begin{cases} q(t)_y = \frac{C_y \cdot dT(t)_y}{dt - \lambda_y \cdot \left[\frac{dT(t)_y}{dr_y} \right]_{S_y}} \\ q(t)_o = \frac{C_o \cdot dT(t)_o}{dt - \lambda_o \cdot \left[\frac{dT(t)_o}{dr_o} \right]_{S_o}} \end{cases} \quad (4)$$

За граничні умови задаємо:

- у центрі сердечника потік дорівнює нулю;
- на межах шарів умови зшивання;
- на зовнішній межі в модельній «комірці» СВЯП умови третього роду.

Тоді з урахуванням цього система (4) матиме вигляд:

$$\begin{cases} \frac{d^2 T(t)_y}{dr^2} + A_1 \cdot \left(\frac{dT(t)_y}{dt} \right) + A_2 \cdot T(t)_y = A_3 \cdot q(t)_y + A_4 \cdot T(t), \\ T(t)_o = A_5 \cdot \frac{T(t)_y}{dt} + A_6 \cdot T(t)_y - A_7 \cdot q(t); \end{cases} \quad (5)$$

де $q(t)$ – питомий тепловий потік у перетині модельної «комірки» СВЯП;

C – теплоємність у перетині модельної «комірки» СВЯП;

λ – теплопровідність у перетині модельної «комірки» СВЯП;

T_0^{np} – максимально припустима температура оболонки;

A – постійні коефіцієнти;

C – константи інтеграції;

O – оболонка (корпус бетонного огороження).

Рішення рівняння (5) знайдемо за допомогою квадратур із рішення однорідного рівняння за таких значень z_y і z_o :

$$z_y > z_o \quad T(t)_0 = C_1 \cdot \exp(-N_{1,2} \cdot t) + C_2 \cdot \exp(-N_{1,2} \cdot t) \quad (6)$$

$$z_y = z_o \quad T(t)_0 = (C_3 + C_4 \cdot t) \cdot \exp(-N_{1,2} \cdot t) \quad (7)$$

$$z_y < z_o \quad T(t)_0 = \exp\left(-\frac{A_1}{2t}\right) \cdot (C_5 \cdot \cos \beta t + C_6 \cdot \sin \beta t) \quad (8)$$

де $N_{1,2}$ – корені характеристичного рівняння – визначається як:

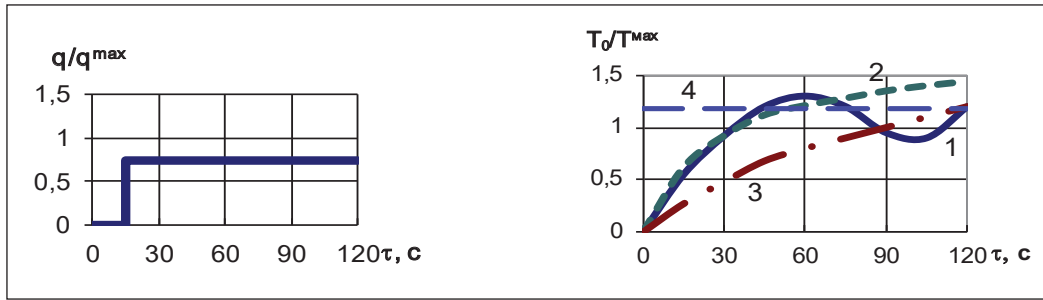


Рис. 2. Теплотехнічна надійність СВЯП за ступінчастого впливу
 1 – $Z_y < Z_0$; 2 – $Z_y > Z_0$; 3 – $Z_y = Z_0$; 4 – T_0/T_{np}

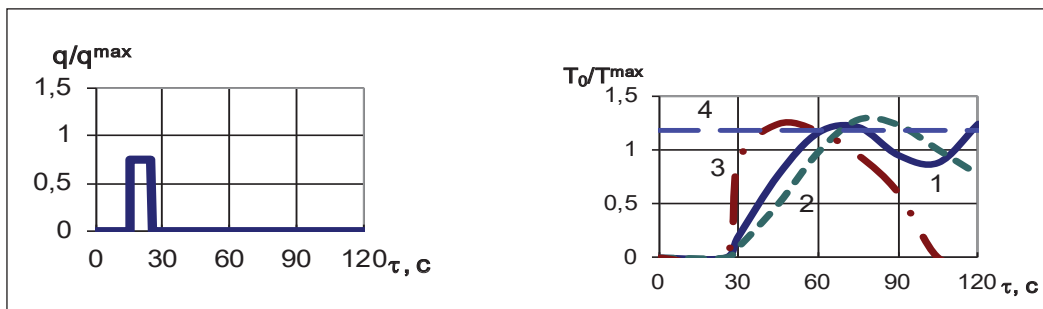


Рис. 3. Теплотехнічна надійність СВЯП за імпульсного впливу
 1 – $Z_y < Z_0$; 2 – $Z_y > Z_0$; 3 – $Z_y = Z_0$; 4 – T_0/T_{np}

$$N_{1,2} = \frac{A_1}{2} \pm \left[\left(\frac{A_1}{2} \right)^2 - A_2 \right]^{\frac{1}{2}} \quad (9)$$

Із рівнянь (6) і (8) витікає, що, залежно від правильності вибору співвідношення між z_y і z_0 , тобто правильності конструювання СВЯП, можливі різні теплові перехідні процеси в модельній «комірці» СВЯП.

Основним параметром, що визначає працездатність СВЯП під час аварії, буде максимально припустима температура оболонки T_0^{np} , причому теплотехнічна надійність СВЯП забезпечується у разі виконанні умови:

$$f(t) = [T_0^{np} - T(t)_0^{max}] > 0 \quad (10)$$

Оскільки температура $T(t)_0$ є випадковою величиною, розкид якої близько T_0^{np} характеризується дисперсією $\sigma^2 T(t)$, а закон зміни залежності $f(t)$ є нормальним унаслідок нормальності величини T_0^{np} , то вірогідність події $f(t) > 0$ знайдемо з виразу:

$$f(t) = 0.5 + \Phi \left[\frac{T_0^{np} - T(t)_0}{\sigma^2 T(t)} \right] > 0 \quad (11),$$

де Φ – функція Лапласа:

$$\Phi(U) = \frac{1}{\sqrt{2 \cdot \pi}} \cdot \int_0^U \exp\left(-\frac{t^2}{2}\right) dt, \quad (12)$$

Шляхом моделювання аварійного процесу в модельній «комірці» СВЯП були одержані такі результати.

На рис. 2 і 3 представлені розраховані зміни температури теплоносія в процесі ступінчастої й імпульсної зміни теплового потоку в модельній «комірці» СВЯП за різних значень z_y і z_0 .

З рис. 2 і 3 видно, що в перехідних режимах температура теплоносія може перевищувати, за певних умов, максимально граничну температуру T_0^{np} .

Висновки. Запропонована модель дає можливість із заданим значенням $T(t)_0$ розрахувати теплотехнічну надійність СВЯП для різного впливу навантажень, наприклад, у разі зміни температури теплоносія або енерговиділення в паливі. Такий підхід можливо використовувати для всіх діючих АЕС та СВЯП в Україні.

Список літератури:

1. Bolter H. Inside Sellafield. London: QuartetBooks, 1996. 298 p.
2. Катастрофа на АЭС «Фукусима». URL: <http://nuclphys.sinp.msu.ru/ecology/fukushima/index.html>.

3. Коцуба О.Л., Воробйов Ю.Ю., Жабін О.І., Гуменюк Д.В. Аналіз важких аварій в басейні витримки відпрацьованого ядерного палива АЕС «Фукусіма-Даїчі». Ядерна та радіаційна безпека. 2016. № 4 (72). С. 13–20.
4. Азаров С.И., Скицько Г.А., Сорокин Г.А. Модуль расчета температуры в корпусе ядерного реактора при различных изменениях тепловыделения в активной зоне. Промышленная теплотехника. 2008. Т. 30. № 1. С. 67–76.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССА ТЕПЛОМАСООБМЕНА В ХРАНИЛИЩЕ ОТРАБОТАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Выполнен расчетный анализ поведения топлива в бассейне выдержки во время аварий, сопровождающихся потерей возможности обеспечения теплоотвода или поддержания запаса теплоносителя. В статье представлена математическая модель и результаты расчетов по определению локальных значений температур в хранилище отработанного ядерного топлива в различные моменты времени как в штатной, так и в аварийной ситуации из-за прекращения циркуляции воды через бассейн выдержки.

Ключевые слова: атомная электростанция, отработанное ядерное топливо, хранилище «мокрого» типа, бассейн выдержки, численное моделирование.

SIMULATION OF THE HEAT MASSTRANSFER PROCESSES AT A STORAGE FOR SPENT NUCLEAR FUEL

The calculated analysis of the fuel behavior in the soaking basin during the accidents, accompanied by a loss of the ability to provide a heat sink or maintain a coolant stock, is performed. In the paper are presented the mathematical model and the results of calculations of local temperatures in “wet” type storage for spent nuclear fuel. There are considered normal and accident non-stationary situations, connected with the stopping of water circulation through pool.

Key words: nuclear power plant, spent nuclear fuel, “wet” type storage, soaking basin, numerical simulation.