

С. П. Ладан^{1,2}, В. І. Борисенко^{1,2}¹ Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, Київ, 03028, Україна² Київський академічний університет, бульв. Академіка Вернадського, 36, Київ, 03142 Україна

Методи розрахунків залишкового енерговиділення опроміненого ядерного палива відповідно до міжнародних стандартів ISO 10645/ANS-5.1

Ключові слова:

залишкове енерговиділення,
опромінене ядерне паливо,
SCALE,
COY HAEK 099:2023,
ISO 10645:2022,
ANSI/ANS-5.1-2014

Досліджено методи розрахунку залишкового енерговиділення опроміненого ядерного палива згідно з міжнародними стандартами ISO 10645:2022 та ANS-5.1:2014. Залишкове енерговиділення, що виникає внаслідок розпаду продуктів поділу та трансуранових елементів, є критично важливим параметром для безпечного зберігання, транспортування та поводження з відпрацьованим ядерним паливом. Проведено порівняльний аналіз моделей залишкового енерговиділення: аналітичних розрахунків згідно з ISO/ANS, стандарту COY HAEK 099:2023, а також чисельного моделювання з використанням коду SCALE. Результати свідчать про високу точність ISO/ANS-моделей (розбіжність менше 5 % у проміжку 10–1200 діб після зупину реактора) порівняно з результатами моделювання в SCALE. Визначено, що використання у стандарті COY HAEK 099:2023 фіксованої питомої потужності ядерного палива 40 МВт/т U призводить до спрощень, які не враховують особливостей експлуатації та вигорання палива, що в результаті знижує точність розрахунків. Показано, що ISO/ANS-моделі з використанням сучасного обчислювального середовища забезпечують оперативні, точні та адаптивні розрахунки без потреби в деталізованих вихідних даних. Це дозволяє рекомендувати їх до впровадження в системах внутрішньореакторного контролю ВВЕР та в нормативно-технічних документах ядерної галузі України як більш точний та сучасний інструмент оцінки характеристик відпрацьованого ядерного палива.

Вступ

Залишкове енерговиділення (ЗЕ) опроміненого/відпрацьованого ядерного палива (ОЯП/ВЯП) визначається радіоактивним розпадом продуктів поділу і трансуранових ізотопів. Основна частина ЗЕ (у перші ~10 років з моменту припинення опромінення ВЯП) визначається енергією β - і γ -випромінювання продуктів поділу. Частка в загальному ЗЕ від розпаду трансуранових ізотопів збільшується після зупину ядерного реактора з ~0,01 до ~1 % протягом року

зберігання ВЯП і до визначальної ~90 % протягом ~200 років.

Для ядерного реактора «на потужності» частка ЗЕ в загальному енерговиділенні ОЯП становить до ~7 %. Після зупину ядерного реактора ЗЕ визначає тепловий стан ОЯП/ВЯП. Для безпечного поводження з ОЯП/ВЯП необхідно враховувати їхні радіаційні характеристики, до яких належать активність і ЗЕ.

У роботі проведено порівняння значень ЗЕ ОЯП/ВЯП, визначеного відповідно до стандарту COY HAEK 099:2023 [1] і на основі моделювання в коді

© С. П. Ладан, В. І. Борисенко, 2025. Ліцензія CC BY 4.0

SCALE [2]; розглянуто обмеження застосування стандарту COY НАЕК 099:2023 [1]; для оперативного визначення ЗЕ ОЯП/ВЯП запропоновано модель визначення ЗЕ ОЯП/ВЯП відповідно до ISO 10645:2022 [3] та ANS-5.1:2014 [4].

Залишкове енерговиділення

Відповідно до визначення ISO 10645:2022 [3] потужність ЗЕ ядерного палива — це теплова потужність, що утворюється в результаті радіоактивного розпаду продуктів поділу та активації ядерного палива. На відміну від енергії поділу ядерного палива його ЗЕ продовжується й після зупину ядерного реактора.

Після зупину ядерного реактора (припинення самопідтримувальної ланцюгової реакції поділу) в ОЯП наявні певні компоненти та продовжують відбуватись ядерні процеси, які є джерелом виділення теплової енергії [5, 6].

Відповідно до ядерних процесів, що відбуваються в паливі та конструкційних елементах теплової збірки (ТВЗ) після опромінення, джерела генерації тепла будуть такі:

- продукти поділу;
- важкі елементи — актиноїди;
- поділи, викликані нейтронами, що запізнюються;
- спонтанний поділ;
- конструктивні матеріали та елементи корпусу реактора.

У процесі опромінення уранового палива трансуранові елементи синтезуються внаслідок реакцій захоплення (n, γ) на ядрах палива та їхніх похідних, а також реакцій ($n, 2n$) та (n, p), імовірність яких значно нижча й часто не враховується під час розрахунків ЗЕ ядерного палива.

Після зупину реактора в паливі присутня велика кількість різноманітних трансуранових елементів, які є джерелом α -, β -, γ -випромінювання і відповідно генерації теплової енергії. Визначально, що для реакторів на UO_2 паливі в перші дні після зупину основний внесок у ЗЕ актиноїдів дають ^{239}U та ^{239}Np .

Експериментальне визначення ЗЕ ядерного палива

Експериментальне визначення ЗЕ є комплексним завданням, що потребує врахування багатьох факторів для її реалізації. Потреби в точності та деталізації для вимірювання ЗЕ різні для різних періодів

часу після зупину опромінення. Експерименти з вимірювання ЗЕ ОЯП можна розділити на дві великі групи: експерименти з вимірювання ЗЕ конкретного продукту поділу та експерименти з вимірювання сумарного ЗЕ всієї ТВЗ або її частини.

Експерименти з визначення часткового енерговиділення від різних нуклідів почалися в 1940-х роках та продовжуються і сьогодні. Вимірювання проводяться на невеликих опромінених зразках, для яких вимірюють внесок γ -квантів та β -частинок (в основному спектрометричними методами) або їхній сумарний внесок в енерговиділення кожного конкретного нукліда за допомогою калориметрів. Слід відзначити, що дані експериментів відіграють критично важливу роль у створенні математичних моделей розрахунку ЗЕ, як показано в [7]. Дані напрацьованих експериментів консолідовані та систематизовані в рамках проекту «Компіляція експериментів з ядерними даними для визначення характеристик випромінювання» (ConDERC) [8] та призначені для верифікації та валідації розрахункових кодів, у тому числі й для ЗЕ. Збірка даних (систематизована МАГАТЕ бібліотека експериментальних даних щодо ядерних процесів та констант – енергій, сталих розпаду та ін.) складається, зокрема, з даних експериментів вимірювання енергій поділу. Додатково для кожного з експериментальних даних збірка має розрахункові значення ORIGEN коду SCALE релізу 6.1.3, що дає змогу проводити оперативний аналіз отриманих даних.

Калориметричний метод використовується у сховищах зберігання ВЯП та відображає результати сумарного ЗЕ для значних періодів часу (від одиниць до кількох десятків років). Конструкція використовуваних калориметрів та постановка експериментів є високотехнологічним та дороговартісним завданням, тому кількість таких установок у світі обмежена. На час написання роботи можна виділити три значних набори результатів вимірювання, які часто використовуються для валідації математичних моделей розрахунків ЗЕ ВЯП, що були отримані в експериментах на випробувальних майданчиках: Hanford Engineering Development Laboratory (HEDL), США; General Electric Morris Operation (GE-Morris), США; Swedish Nuclear Fuel Waste Management Company (SKB), Швеція. Детальні дані наведено в табл. 1.

Окремо варто відзначити проведений у 2007–2008 рр. експеримент MERCI з вимірювання ЗЕ паливного стрижня UO_2 дослідницького PWR реактора OSIRIS на базі Комісаріату атомної енергетики

Таблиця 1. Експериментальне визначення ЗЕ калориметричним методом опромінених ТВЗ

Місце проведення експерименту	Тип реактора	Збагачення палива, %	Вигорання, МВт · д/кгU	Час охолодження, рік
HEDL	PWR	2,5	26–28	2–6
GE-Morris	PWR	3,4	32–39	4
GE-Morris	PWR	3,9–4,0	27–32	3–8
GE-Morris	BWR	2,3	9–21	10–11
GE-Morris	BWR	1,1–2,5	12–28	2–7
GE-Morris	BWR	2,1	5	8
SKB	PWR	3,1–3,3	34–51	16–27
SKB	PWR	2,1–3,4	20–47	13–26
SKB	BWR	2,3–2,9	21–45	13–24
SKB	BWR	2,2–2,9	15–47	12–27
SKB	BWR	2,1–3,0	20–38	11–15
SKB	BWR	2,3–3,2	20–41	11–25

Франції. Опромінений паливний стрижень з вигоранням $3,5 \text{ ГВт} \cdot \text{д/т U}$ був переміщений у спеціальний калориметр, де і відбувалось вимірювання ЗЕ протягом часу від 27 хв (26 хв необхідно для переміщення паливного стрижня в калориметр) до 42 діб. Друга ітерація експерименту проводилась із паливом типу МОХ. Порівняння експериментальних даних з розрахунковими показали дуже гарну збіжність [10].

Методи розрахунку залишкового енерговиділення

Метод простої формули. Історично, починаючи з 1940-х років, проводилось напрацювання даних вимірювання енерговиділення опромінених зразків (в основному природного урану). Простий у розрахунку метод відповідно до викладок Вігнера та Вая в [11] (розглядає продукти поділу як певну статистичну систему та аналізує їхнє сумарне випромінювання, на відміну від більш точного методу, який розглядає суму випромінювань від кожного типу продуктів поділу) можна відобразити у вигляді формули

$$\frac{P_S}{P_0} = A [T_S^{-C} - (T_0 + T_S)^{-C}], \quad (1)$$

де T_S — час від моменту зупину ядерного реактора, с; T_0 — час роботи реактора, с; P_S — рівень теплової потужності (ЗЕ) після зупину; P_0 — рівень теплової потужності протягом роботи реактора; A , C — константи.

Пізніше, враховуючи недоліки статичного підходу та неузгодженість з певними експериментальними результатами для початкових періодів та великих значень часу після зупину, коли значна частина енергії залежить від випромінювання кількох типів нуклідів, у [12] було запропоновано поправочні коефіцієнти до формули (1), які враховують залишкове енерговиділення нуклідів ^{239}U та ^{239}Np , і розрахунки добре узгоджувались з тогочасними експериментальними даними:

$$\frac{P_S}{P_0} = 0,1 [(T_S + 10)^{-0,2} - 0,87 (T_S + 2 \cdot 10^7)^{-0,2}] - 0,1 [(T_S + T_0 + 10)^{-0,2} - 0,87 (T_S + T_0 + 2 \cdot 10^7)^{-0,2}]. \quad (2)$$

Методи простих формул досить добре підходять для оцінки ЗЕ, особливо на початкових етапах (кілька діб) після зупину реактора, коли вплив історії навантаження реактора несуттєвий. Проте зі збільшенням часу після зупину реактора історія навантаження відіграє все більш суттєве значення, тому в більш точних і сучасних методах вона безперечно враховується для отримання точних результатів.

Метод сумування. Оскільки з розвитком технологій ядерної енергетики рівні збагачення палива та рівні його вигорання збільшувались, внесок актиноїдів у ЗЕ збільшувався, методів простих формул було недостатньо для точного розрахунку ЗЕ.

Серед різних методів моделювання ЗЕ радіоактивного ядерного палива після його опромінення метод сумування вважається найбільш універсальним

і комплексним. Хоча прості напівемпіричні формули, описані раніше, широко використовувалися в минулому та прийнятні для оцінки, відповідно до сучасного рівня розвитку обчислювальних можливостей поступаються місцем методу сумування.

Цей метод забезпечує повноту розрахунків завдяки врахуванню внеску всіх нуклідів, що беруть участь у процесі розпаду, включаючи актиноїди в ядерному паливі, а також продукти поділу та активації. Незважаючи на свою простоту, для його застосування необхідне точне знання великої кількості ядерних параметрів, таких як енергії β -електронів, γ -квантів та констант радіоактивного розпаду.

Відповідно до [13] продукти поділу включають усі нукліди, чиє походження можна відстежити назад до події поділу в реакторі (може бути статистично розраховано у відповідний момент часу відповідно до ядерних процесів, які відбуваються в реакторі). За відсутності механізму захоплення нейтронів кількість продуктів поділу обмежувалася б кількома сотнями, що відповідало б імпульсу поділу. Завдяки захопленню це число зростає приблизно до 1000 нуклідів, що, у свою чергу, веде до збільшення кількості рівнянь. Рівняння мають такий вигляд:

$$\begin{aligned} \frac{dN_i(t)}{dt} = & \sum_l Y_{il} \langle \sigma_{fl} \rangle \varphi(t) N_l(t) + \\ & + \sum_j [\langle \sigma_{ji} \rangle \varphi(t) + B_{ji} \lambda_j] N_j(t) - \\ & - [\langle \sigma_i \rangle \varphi(t) + \lambda_i] N_i(t), \end{aligned} \quad (3)$$

де $N_i(t)$ — концентрація продукту поділу i в момент часу t ; Y_{il} — прямий вихід нукліда i з нукліда поділу палива l ; $\langle \sigma_{fl} \rangle$ — мікропереріз поділу нукліда палива l , усереднений за спектром енергії нейтронного потоку; $\varphi(t)$ — нейтронний потік у момент часу t ; $N_l(t)$ — концентрація паливного нукліда l в момент часу t ; $\langle \sigma_{ji} \rangle$ — середній мікропереріз поділу нукліда j для трансмутації в нуклід i ; B_{ji} — коефіцієнт розгалуження перетворення нукліда i в нуклід j ; λ_j — постійна розпаду нукліда j ; $N_j(t)$ — концентрація паливного нукліда j в момент часу t ; $\langle \sigma_i \rangle$ — мікропереріз поглинання нукліда i , усереднений за спектром енергії нейтронного потоку; λ_i — постійна розпаду нукліда i .

Рівняння (3) описують процеси для «точкового реактора», тобто не прийнято до уваги просторовий розподіл нейтронного потоку $\varphi(t)$ або концентрацій N_i чи N_l . Для практичного застосування вихід, поперечні перерізи та потік зазвичай аналізуються

для будь-якого реактора з тепловим або швидким спектром нейтронів із відповідним усередненням параметрів.

Початкові умови: $N_i(0) = N_{0i}$, $N_i = N_j = 0$.

Таким чином, розв'язання цих рівнянь потребує інформації щодо нейтронного потоку $\varphi(t)$, який може визначатись як постійна, що залежить від часу роботи на певній потужності; визначений чи оцінений іншими моделями чи розрахований іншим обраним методом.

Потужність при відомих кінетичних енергіях для β -частинок та γ -квантів для кожного з продуктів поділу N_i може бути розрахована як для процесу роботи, так і після зупини опромінення, має такий вигляд:

$$P_\beta(t) = \sum_i E_{\beta i} \lambda_i N_i(t), \quad (4)$$

$$P_\gamma(t) = \sum_i E_{\gamma i} \lambda_i N_i(t), \quad (5)$$

$$P_d(t) = \sum_i (E_\beta + E_\gamma)_i \lambda_i N_i(t). \quad (6)$$

Як впливає з вищевказаного, точність цього методу визначається якістю даних ядерних бібліотек, прийнятими моделями визначення чи розрахунку інших складових рівнянь (3). Серед методів, які частіше всього використовуються для розв'язання формули (3), треба виділити матричний експоненціальний метод та рішення шляхом послідовного застосування рівнянь типу Бейтмена. Детальний розгляд даних методів виходить за рамки завдань цієї статті.

Метод сумування враховує окремі спектри для β - та γ -енергій, відповідні ядерні бібліотеки даних використовуються. Слід окремо звернути увагу на ефект Пандемонію, описаний у [9]. Стандартні експерименти з визначення схем γ -розпаду за допомогою Ge(Li) детекторів приводили до помилок, пов'язаних із фізичними обмеженнями детекторів.

Стандарти з визначення ЗЕ опроміненого ядерного палива. У процесі розвитку експериментів та методів розрахунку нормативні стандарти, що регламентують визначення ЗЕ, також розвивались. Серед стандартів DIN 25463, JAERI-M, ANS-5.1, ISO 10645 у цій роботі розглянуто останні два в редакціях 2022 та 2014 рр. відповідно, як найбільш актуальні та релевантні для можливого застосування в Україні. Стандарти ANS-5.1:2014 та ISO 10645:2022 мають аналогічні методи розрахунку, проте дещо

відрізняються в позначеннях. Для однорідності викладок у цій роботі будуть використовуватись позначення ISO 10645:2022.

За ISO 10645:2022 розрахунок залишкового енерговиділення опроміненого палива реакторів LWR на паливі UOX протягом часу до 10^9 с проводиться за такими формулами:

$$P_N(t, T) = P_S(t, T) + P_B(t, T) + P_A(t, T) + P_{Cs}(t, T) + P_E(t, T), \quad (7)$$

де P_S — потужність ЗЕ продуктів поділу (^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu);

$$P_S(t, T) = \sum_{i=1}^4 \sum_{k=1}^m \left\{ \frac{P_{ik}}{Q_i} \sum_{j=1}^{23} \left[\frac{\alpha_{ij}}{\lambda_{ij}} (1 - e^{-\lambda_{ij}T_k}) e^{-\lambda_{ij}t_k} \right] \right\}, \quad (8)$$

де P_B — внесок ^{239}U , ^{239}Np ; P_A — внесок інших актиноїдів (крім ^{239}U , ^{239}Np); P_{Cs} — внесок ^{134}Cs ; P_E — потужність ЗЕ, зумовленого захопленням нейтронів іншими продуктами поділу (крім ^{133}Cs); T — час опромінення (час роботи реактора на потужності); t — час після зупини реактора; P_{ik} — сумарна теплова потужність палива i протягом поділу на часовому інтервалі k ; Q_i — сумарна теплова потужність одного поділу нукліда i ; α_{ij} — частка j -ї групи ядер ЗЕ, утворених при поділі ізотопу i ; λ_{ij} — стала розпаду j -ї групи ядер ЗЕ, утворених при поділі ізотопу i ; T_k — час роботи на постійній потужності протягом інтервалу k ; t_k — час від моменту закінчення часу роботи на потужності T_k .

При цьому у формулі (8) враховується графік навантаження реактора — сумування за індексом k

за періодами умовно постійної потужності реактора. Відповідно до моделі стандарту використовується умовне розбиття графіка роботи на періоди з відносно постійними рівнями потужності включно з періодами зупину (наприклад, період T_3 на рис. 1).

Метод комп'ютерної симуляції. Моделювання вигорання ОЯП/ВЯП з необхідною точністю можна проводити в програмному коді SCALE [2]. Відповідно до результатів валідації бібліотеки ORIGIN-S коду SCALE релізу 5 [14] цей код можна використовувати для широкого діапазону характеристик відпрацьованого палива, включаючи сучасні конструкції палива, рівні збагачення, вигорання. Валідація включає всі попередні калориметричні вимірювання, виконані на об'єктах GE-Morris Operation та Hanford, а також новіші вимірювання, виконані на об'єкті CLAB (SKB) у Швеції. Також у [14] представлено обчислювальну похибку та невизначеність, пов'язані з розрахунком ЗЕ збірки з використанням коду ORIGIN-S системи SCALE 5. У роботі [15] представлено аналогічні дані валідації кодів SCALE релізу 6 для завдань визначення ЗЕ ОЯП. Базуючись на цих результатах валідації, можна зробити висновок щодо застосовності інструментів SCALE відповідних релізів для розрахунку ЗЕ ТВЗ реакторів типу PWR, що експлуатуються в Україні.

Порівняння результатів визначення ЗЕ, отриманих на основі різних підходів

У роботі проводились розрахунки ЗЕ за допомогою різних моделей та їхнього порівняння.

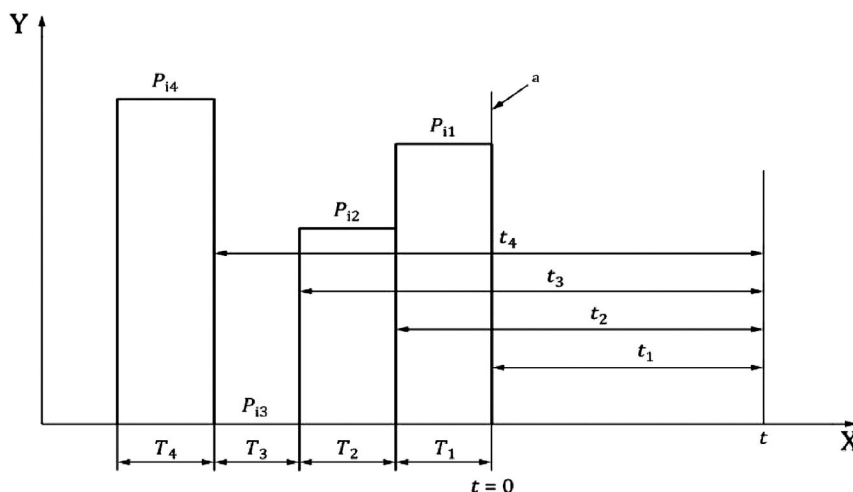


Рис. 1. Модель графіка навантаження реактора відповідно до моделі стандарту ISO 10645:2022 (вісь X — час, вісь Y — потужність)

1. У коді SCALE релізу 6.1.3 проводились розрахунки моделі реальної ТВСА (ТВЗ альтернативна) з початковим збагаченням у 4,4 % для різних рівнів вигорання та питомої потужності. Проведено розрахунки відповідно до положення, актуального в Україні на час написання роботи, стандарту СОУ НАЕК 099:2023 щодо ЗЕ: розрахунки «...проводилися для питомої потужності палива 40 МВт/т U». Обґрунтування цього положення про питому потужність палива у 40 МВт/т U, наведене в документі: при порівнянні потужності ЗЕ для палива з питомою потужністю у 20, 40 і 80 МВт/т U «...максимальна різниця у величині залишкового енерговиділення досягається на початку витримки ТВЗ у басейні і вже до першого року величини енерговиділення практично ідентичні» [1].

2. Відповідно до моделі в ANS-5.1:2014/ISO 10645:2022 за допомогою інструментів середовища програмування Python з відповідними бібліотеками SciPy, NumPy, Matplotlib. Для можливості порівняння з розрахунками в коді SCALE було використано параметри ТВЗ з початковим збагаченням 4,4 % і відповідними рівнями вигорання та питомої потужності. Враховуючи, що ANS-5.1:2014 та ISO 10645:2022 не надають значення P_{ik} відповідно до формули (8), ці параметри були розраховані методами інтерполяції відповідно до практики, застосованої в [16]. Окрім того, у цій роботі розрахунки відповідно до ISO 10645:2022 проводились лише з урахуванням

доданка P_s — внесок у ЗЕ продуктів поділу ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu та без розгляду зміни графіка навантаження. Вибір цих обмежень визначений першочерговим завданням роботи — визначити можливість використання моделей ANS-5.1:2014 та ISO 10645:2022 для завдань визначення потужності ЗЕ ТВЗ з параметрами, характерними для ядерних реакторів, що експлуатуються в Україні.

На рис. 2 представлено результати розрахунку потужності ЗЕ для моделі SCALE ТВЗ (ТВСА зі збагаченням 4,4 %) для питомої постійної потужності 20, 40 та 80 МВт/т U до вигорання в 6 МВт · д/кг U. Питома потужність 40 МВт/т U відповідає припущенню СОУ НАЕК 099:2023.

На рис. 3 наведено результати розрахунку потужності ЗЕ для моделі SCALE ТВЗ (ТВСА зі збагаченням 4,4 %) для питомої постійної потужності 20, 40 та 80 МВт/т U до вигорання в 60 МВт · д/кг U. Питома потужність 40 МВт/т U відповідає припущенню СОУ НАЕК 099:2023.

Як можна бачити з результатів розрахунків у SCALE, представлених на рис. 2 і 3, потужність ЗЕ значною мірою залежить від питомої потужності палива як для малих значень вигорання, так і для великих, типових для ВЯП на кінець його експлуатації. Це означає, що положення СОУ НАЕК 099:2023 про обґрунтованість вибору для визначення потужності ЗЕ постійної питомої потужності ядерного палива у 40 МВт/т U дають неточні дані щодо характерис-

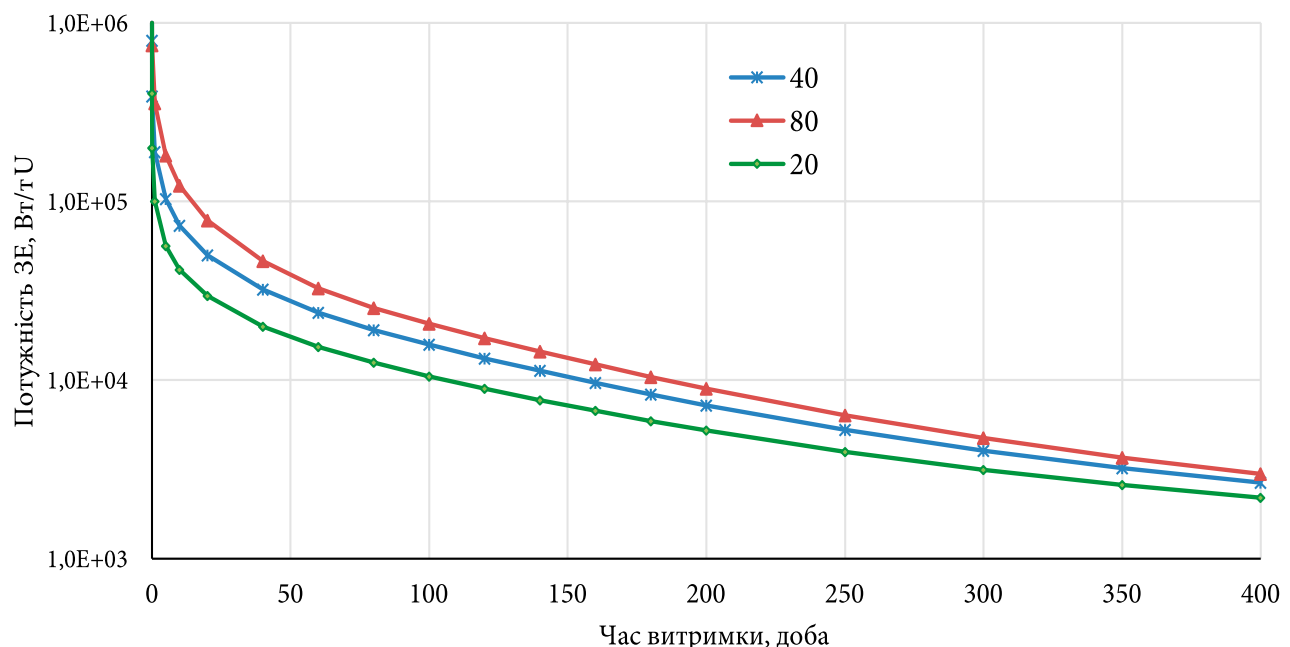


Рис. 2. Потужність ЗЕ залежно від питомої потужності ядерного палива, при вигоранні 6 МВт · д/кг U

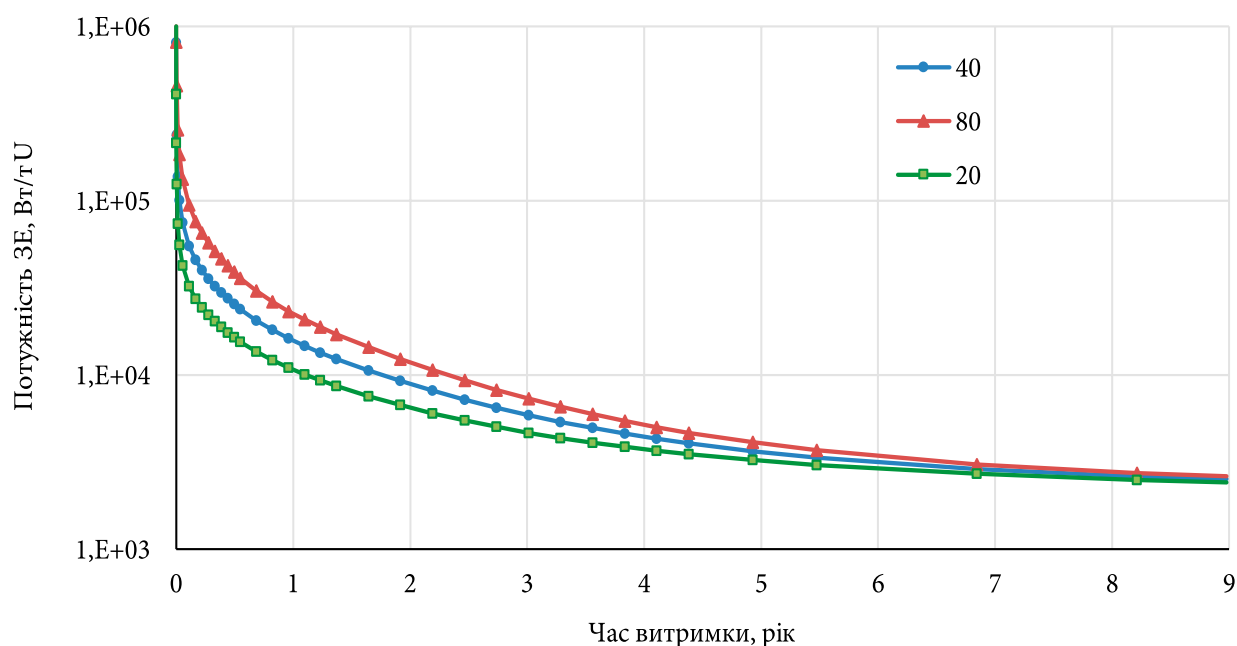


Рис. 3. Потужність ЗЕ залежно від питомої потужності ядерного палива, при вигоранні $60 \text{ МВт} \cdot \text{д/кг U}$

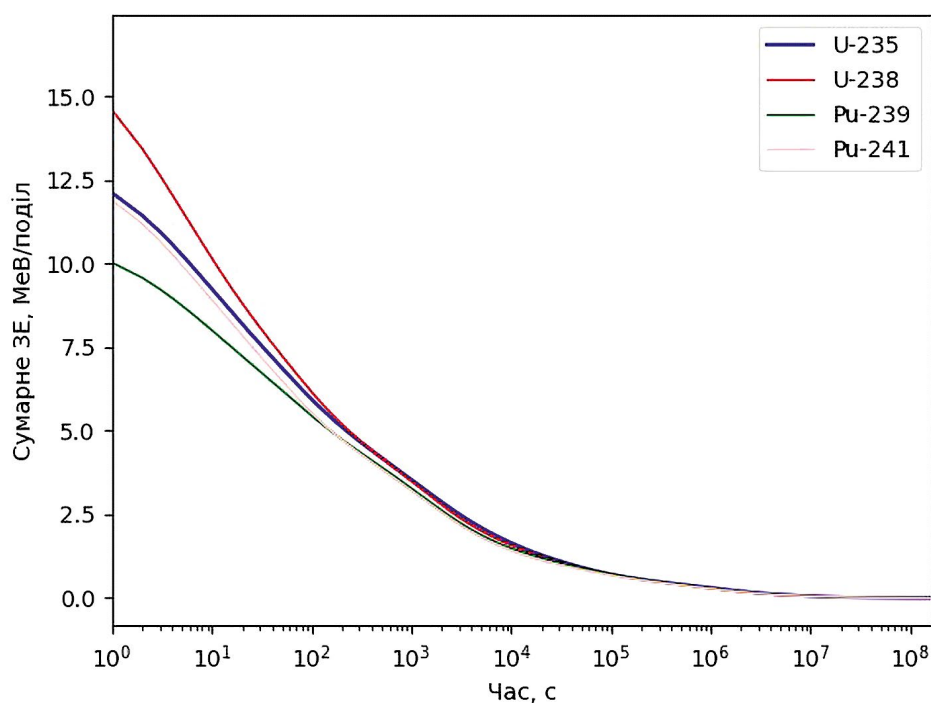


Рис. 4. Інтегральне ЗЕ для нуклідів ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu , розраховане відповідно до ISO 10645:2022

тик ВЯП і потребують перегляду чи вдосконалення в майбутньому.

Розрахунки відповідно до ISO 10645:2022 проводились у два етапи. Для чотирьох нуклідів було розраховано інтегральні функції ЗЕ — сума 23 експонент відповідно до рівняння (8). Значення α_{ij} та λ_{ij} для кожного з нуклідів ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu визначені

в стандартах ANS-5.1:2014 та ISO 10645:2022 і представлені в табл. 2.

На рис. 4 наведено відповідні розраховані графіки інтегрального ЗЕ для нуклідів ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu . Результати корелюють з експериментальними та розрахунковими даними, представленими А. Tobias у [7].

Таблиця 2. Значення α_{ij} та λ_{ij} для чотирьох нуклідів відповідно до ANS-5.1 та ISO 10645

№	^{235}U		^{238}U		^{239}Pu		^{241}Pu	
	α_{ij}	λ_{ij}	α_{ij}	λ_{ij}	c_{ij}	λ_{ij}	α_{ij}	λ_{ij}
1	5,2800E-04	2,7216E+00	3,9368E-01	4,3427E+00	1,6540E+00	8,9246E+00	3,0934E-01	2,9049E+00
2	6,8588E-01	1,0256E+00	7,4588E-01	1,7114E+00	3,6928E-01	6,9005E-01	5,4434E-01	6,4911E-01
3	4,0752E-01	3,1419E-01	1,2169E+00	6,0572E-01	2,4006E-01	2,3618E-01	4,0782E-01	2,5569E-01
4	2,1937E-01	1,1788E-01	5,2820E-01	1,9429E-01	1,0269E-01	1,0118E-01	1,5828E-01	8,7123E-02
5	5,7701E-02	3,4365E-02	1,4805E-01	6,9788E-02	3,4916E-02	3,7193E-02	4,1577E-02	2,5068E-02
6	2,2530E-02	1,1762E-02	4,5980E-02	1,8809E-02	2,2961E-02	1,4319E-02	1,4818E-02	1,3323E-02
7	3,3392E-03	3,6065E-03	1,0406E-02	6,1265E-03	3,9070E-03	4,5094E-03	5,8176E-03	6,3772E-03
8	9,3667E-04	1,3963E-03	1,6991E-03	1,3799E-03	1,3080E-03	1,3211E-03	1,9482E-03	2,0221E-03
9	8,0899E-04	6,2608E-04	6,9102E-04	5,2799E-04	7,0265E-04	5,3481E-04	9,5196E-04	6,2933E-04
10	1,9572E-04	1,8924E-04	1,4736E-04	1,6145E-04	1,4297E-04	1,7297E-04	1,8208E-04	1,7462E-04
11	3,2609E-05	5,5074E-05	2,4049E-05	4,8419E-05	1,7642E-05	4,8918E-05	1,5310E-05	4,0172E-05
12	7,5827E-06	2,0971E-05	6,9288E-06	1,5644E-05	7,3646E-06	2,0155E-05	4,5039E-06	1,5289E-05
13	2,5189E-06	9,9940E-06	6,4927E-07	5,3610E-06	1,7720E-06	8,3687E-06	9,8277E-07	7,6113E-06
14	4,9836E-07	2,5401E-06	4,3556E-07	2,1689E-06	5,4945E-07	2,3620E-06	5,1832E-07	2,5083E-06
15	1,8523E-07	6,6332E-07	1,6020E-07	6,3343E-07	1,6736E-07	6,4594E-07	2,3018E-08	1,1312E-06
16	2,6592E-08	1,2281E-07	2,3089E-08	1,2879E-07	2,1160E-08	1,2822E-07	1,5817E-07	6,2987E-07
17	2,2356E-09	2,7163E-08	2,5481E-09	2,5604E-08	2,9388E-09	2,5166E-08	1,8074E-08	1,3149E-07
18	8,9582E-12	3,2955E-09	3,5071E-11	9,1544E-09	1,3659E-10	1,3176E-08	3,6922E-09	2,4237E-08
19	8,5968E-11	7,4225E-10	6,3399E-11	7,3940E-10	5,7450E-11	7,3568E-10	5,3843E-11	9,6433E-09
20	2,1072E-14	2,4681E-10	4,1599E-14	2,4731E-10	3,8422E-14	2,4663E-10	5,3003E-11	7,3467E-10
21	7,1219E-16	1,5596E-13	5,3295E-16	1,9594E-13	1,8030E-16	3,3490E-13	4,8358E-14	2,4827E-10
22	8,1126E-17	2,2573E-14	1,6695E-18	6,4303E-14	1,8342E-15	1,8761E-13	9,8516E-16	1,6873E-13
23	9,4678E-17	2,0503E-14	4,1058E-16	6,4229E-14	1,9884E-16	3,1544E-14	1,3076E-16	8,3639E-15

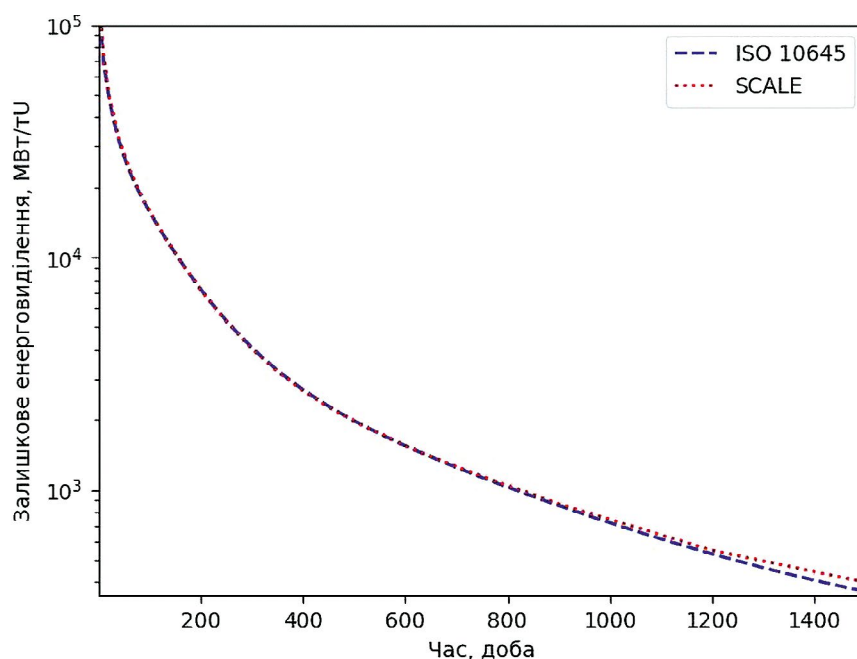


Рис. 5. Потужність ЗЕ енерговиділення, розрахована відповідно до ISO 10645/ANS-5.1 та SCALE

Порівняння розрахунків ЗЕ для ТВЗ (ТВСА зі збагаченням 4,4 %) для питомої постійної потужності 40 МВт/т U до вигорання в 6 МВт · д/кг U методами SCALE та відповідно до моделі ISO 10645:2022 представлено на рис. 5. Різниця значень розрахунків у проміжку часу 10–1200 діб після зупину реактора становить менше 5 %, що свідчить про високий рівень точності у цих методах розрахунку ЗЕ.

Висновки

У роботі показано, що розрахунок потужності ЗЕ ОЯП (до 6 МВт · д/кг U) відповідно до ISO 10645/ANS-5.1 з високою точністю (різниця менше 5 % в інтервалах часу 10–1200 діб від зупину реактора) корелює з розрахунком ЗЕ за допомогою коду SCALE.

Це дає припущення щодо можливості використання розрахунків ЗЕ, базуючись на основі моделей ANS-5.1:2014 та ISO 10645:2022 в системі внутрішньореакторного контролю, за рахунок використання меншого часу на підготовку розрахунків та меншого часу самих розрахунків.

Для часу менше 10 діб різниця в розрахунку ЗЕ більше 5 % може бути пояснена внеском не врахованих у розрахунку по ISO 10645:2022 від нуклідів ^{239}U та ^{239}Np — доданок P_B . У періоди часу більше 1200 діб різниця може бути пояснена — неврахуванням внеску ^{134}Cs та інших актиноідів (крім ^{239}U та ^{239}Np), які мають вагомий внесок у ці періоди часу — доданки P_A та P_{Cs} .

Припущення та спрощення, прийняті при визначенні ЗЕ ОЯП у СОУ НАЕК 099:2023, є недостатньо обґрунтованими, призводять до значних похибок, а тому мають бути переглянуті з урахуванням представлених результатів.

Список використаної літератури

1. СОУ НАЕК 099:2023. Поводження з ядерним паливом. Радіаційні характеристики і залишкове енерговиділення відпрацьованих тепловидільних збірок ВВЕР-1000. – Київ, 2023. – 54 с.
2. SCALE Code System / Oak Ridge National Laboratory. – Режим доступу: www.ornl.gov/onramp/scale-code-system.
3. ISO 10645:2022. Nuclear energy – Light water reactors – Decay heat power in non-recycled nuclear fuels. – Geneva : ISO, 2022. – 20 p.
4. ANSI/ANS-5.1-2014. Decay Heat Power in Light Water Reactors. – La Grange Park, IL : American Nuclear Society, 2014. – 50 p.
5. Борисенко В. І. Активність і залишкове енерговиділення ядерного палива під час експлуатації і зберігання / В. І. Борисенко, В. В. Горанчук, М. С. Юров // Ядерна енергетика та довкілля. – 2023. – № 2 (27). – С. 3–9. – doi.org/10.31717/2311-8253.23.2.1
6. Юров М. С. Активність ядерного палива РБМК-1000 на момент аварії 26.04.1986 р. / М. С. Юров, В. І. Борисенко // Ядерна енергетика та довкілля. – 2024. – № 3 (31). – С. 29–36. – doi.org/10.31717/2311-8253.24.3.4.

7. Tobias A. Decay heat / A. Tobias // *Progress in Nuclear Energy*. – 1979. – Vol. 5. – P. 1–93.
8. Compilation of nuclear data experiments for radiation characterisation // IAEA Official website. – Режим доступу: <https://www-nds.iaea.org/condorc>.
9. The essential decay of pandemonium: A demonstration of errors in complex beta-decay schemes / J.C. Hardy, L.C. Carraz, B. Jonson, P.G. Hansen // *Physics Letters B*. – 1977. – Vol. 71. – P. 307–310.
10. Jaboulay J.C. Analysis of MERCI decay heat measurement for PWR UO₂ fuel rod / J.C. Jaboulay, S. Bourganel // *Nuclear Technology*. – 2012. – Vol. 177, no. 1. – P. 73–82. – doi.org/10.13182/NT12-A13328.
11. Way K. The Rate of Decay of Fission Products / K. Way, E. P. Wigner // *Physical Review*. – 1948. – Vol. 73. – P. 1318. – doi.org/10.1103/PhysRev.73.1318.
12. Untermeyer S.T. Heat Generation in Irradiated Uranium / S. Untermeyer, J.T. Weills. – Chicago: Argonne National Laboratory, 1952. – 20 p. (ANL-4790). – doi.org/10.2172/4376281.
13. Schrock V.E. Evaluation of decay heating in shutdown reactors / Schrock V.E. // *Progress in Nuclear Energy*. – 1979. – Vol. 3, no. 2. – P. 125–156. – doi.org/10.1016/0149-1970(79)90013-1.
14. Validation of SCALE 5 Decay Heat Predictions for LWR Spent Nuclear Fuel. – Oak Ridge, TN: Oak Ridge National Laboratory, 2006. – 38 p.
15. Ilas G. SCALE 6.2.4 Validation for Light Water Reactor Decay Heat Analysis / G. Ilas, J.B. Burns. – Oak Ridge, TN: Oak Ridge National Laboratory, 2018. – 52 p.
16. Benchmarking of decay heat predictions for LWR SNF / R.W. Mills [et al.] // *Nuclear Engineering and Technology*. – 2020. – Vol. 52. – P. 2130–2136.

S. P. Ladan^{1,2}, V. I. Borysenko^{1,2}

¹*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine, 12, Lysohirska st., Kyiv, 03028, Ukraine*

²*Kyiv Academic University, 36, Akademik Vernadskyi blvd., Kyiv, 03142 Ukraine*

Methods for Calculating the Decay Heat of Irradiated Nuclear Fuel in Accordance with International Standards ISO 10645/ANS-5.1

The article presents an analysis of decay heat in spent nuclear fuel, focusing on methodological and regulatory approaches based on international standards ISO 10645:2022 and ANSI/ANS-5.1-2014.

The paper evaluates and compares decay heat estimations derived from multiple approaches: the methodology described in the Ukrainian national standard SOU NAEK 099:2023, analytical models based on ISO/ANS formulas and Monte Carlo simulations performed using the SCALE 6.1.3.

The results reveal that the ISO and ANS models, when appropriately applied, provide a high degree of accuracy. For time intervals ranging from 10 to 1200 days after reactor shutdown, the deviation between the ISO-based calculations and SCALE simulations remains within 5%, validating the use of ISO/ANS models for practical reactor and fuel cycle applications. The study also discusses the structure and implementation of the ISO 10645:2022 methodology, including its handling of time-dependent reactor power profiles and isotope-specific decay constants. Calculations were carried out using scientific computing tools based on Python programming language. These methods allow flexible modeling and rapid assessment without detailed fuel assembly data. This capability highlights the practical advantage of ISO/ANS-based models for integration into reactor monitoring and safety systems, particularly under time-limited conditions.

Special attention is paid to the contributions of various nuclides to decay heat over time, including ²³⁹U, ²³⁹Np, and ¹³⁴Cs, as well as the limitations of simplified empirical models that assume a constant power, as is the case in SOU NAEK 099:2023. These simplifications are shown to introduce notable biases, particularly during early cooling periods and for assemblies with non-standard operational histories.

Overall, the article advocates for the adoption of internationally harmonized standards in Ukrainian nuclear practice. The demonstrated reliability of ISO/ANS models and their compatibility with computational tools make them suitable for use in routine evaluations of spent fuel decay heat, promoting safer fuel management and alignment with global best practices.

Keywords: decay heat, spent nuclear fuel, SCALE, SOU NAEK 099:2023, ISO 10645:2022, ANSI/ANS-5.1-2014.

References

1. SOU NAEK 099:2023. *Nuclear fuel management. Radiation characteristics and decay heat of spent fuel assemblies of VVER 1000*. Kyiv, National Nuclear Energy Generating Company “Energoatom”, 2023, 54 p. (in Ukr.)
2. *SCALE Code System*. Oak Ridge National Laboratory: official website. Available at: www.ornl.gov/onramp/scale-code-system

3. ISO 10645:2022. *Nuclear energy – Light water reactors – Decay heat power in non-recycled nuclear fuels*. Geneva, ISO, 2022, 20 p.
4. ANSI/ANS-5.1-2014. *Decay Heat Power in Light Water Reactors*. Illinois, American Nuclear Society, 2014, 50 p.
5. Borysenko V. I., Goranchuk V. V., Yurov M. S. (2023). Activity and decay heat of nuclear fuel during operation and storage. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 27 (2), pp. 3–9. doi.org/10.31717/2311-8253.23.2.1 (in Ukr.)
6. Yurov M. S., Borysenko V. I. (2024). Activity of RBMK-1000 nuclear fuel at the moment of the accident on April 26, 1986. *Nuclear Power and the Environment*, vol. 31 (3), pp. 29–36. doi.org/10.31717/2311-8253.24.3.4 (in Ukr.)
7. Tobias A. (1979). Decay Heat. *Progress in Nuclear Energy*, vol. 5, pp. 1–93.
8. *Compilation of Nuclear Data Experiments for Radiation Characterisation*. IAEA: official website. Available at: <https://www-nds.iaea.org/condorc>.
9. Hardy J. C., Carraz L. C., Jonson B., Hansen P. G. (1977). The essential decay of pandemonium: A demonstration of errors in complex beta-decay schemes. *Physics Letters B*, vol. 71, pp. 307–310.
10. Jaboulay J. C., Bourganel S. (2012). Analysis of MERCI decay heat measurement for PWR UO₂ fuel rod. *Nuclear Technology*, vol. 177 (1), pp. 73–82. doi.org/10.13182/NT12-A13328.
11. Way K., Wigner E. P. (1948). The rate of decay of fission products. *Physical Review*, vol. 73, p. 1318. doi.org/10.1103/PhysRev.73.1318.
12. Untermeyer S., Weills J. T. (1952). *Heat generation in irradiated uranium*. Argonne National Laboratory, 20 p. doi.org/10.2172/4376281.
13. Schrock V. E. (1979). Evaluation of decay heating in shutdown reactors. *Progress in Nuclear Energy*, vol. 3 (2), pp. 125–156. doi.org/10.1016/0149-1970(79)90013-1.
14. Gauld I. C., Ilas G., Murphy B. D., Weber C. F. (2006). *Validation of SCALE5 Decay Heat Predictions for LWR Spent Nuclear Fuel*. Oak Ridge National Laboratory, 38 p.
15. Ilas G., Burns J. B. (2018). *SCALE 6.2.4. Validation for Light Water Reactor Decay Heat Analysis*. Oak Ridge National Laboratory, 52 p.
16. Mills R. W., et al. (2020). Benchmarking of decay heat predictions for LWR SNF. *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 52, pp. 2130–2136.

Надійшла / Received 02.06.2025

Рекомендована до друку / Accepted 05.06.2025