

ТЕХНОЛОГІЇ ТА ОБЛАДНАННЯ В ЕНЕРГЕТИЦІ.

TECHNOLOGIES AND EQUIPMENT IN ENERGY

УДК 621.039.4

DOI 10.20535/1813-5420.1.2025.324198

В.О. Данілов¹, магістрант, ORCID 0009-0000-3070-535X

¹Національний технічний університет України
«Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського»

ОБГРУНТУВАННЯ БЕЗПЕКИ ПРИ ПРОМИВЦІ ПАЛИВНИХ КАСЕТ РЕАКТОРА ВВЕР-440 В БАЦІ ОЧИСТКИ FRAMATOME

Основною метою виконання досліджень є отримання точнішого значення залишкового енерговиділення касет після їх вилучення з активної зони та визначення, на основі результатів розрахунку, оптимального методу, що буде доцільно застосовувати для касет різних років експлуатації. Застосування просунутої методології [1], що запропонована Комісією з ядерного регулювання США (NRC), дозволило врахувати різні джерела тепловиділення, в той час як для розрахунку залишкового енерговиділення в стандартах COV НАЕК 197:2020 [2] використовувався пакет програм SCALE, що дозволяє врахувати специфіку конкретного палива. Запропонований NRC підхід, дозволяє знайти значення тепловиділення, що генерується кожним вкладником, а саме: тепловиділення, при розпаді актинідів, при захопленні нейтронів, при активації конструкційних елементів, при розпаді продуктів поділу. Їх сума визначає загальне значення тепловиділення касети. В результаті розрахунку було визначено, що для розрахунку тепловиділення касет п'ятого року експлуатації доцільніше використовувати метод COV НАЕК 197:2020, в той час як для касет від першого до четвертого років року експлуатації – підхід, що запропонований NRC.

Ключові слова: *Framatome, NRC, залишкове тепловиділення, АЕС Паки, поділ нейтронів, опромінення, паливне завантаження.*

Вступ. Важливим аспектом енергетичної стійкості та незалежності для багатьох країн Європи та світу є стабільне та безпечне функціонування атомних електростанцій. Впровадження нових технологій покликане підвищити енергоефективність та запобігти впливу радіації на навколишнє середовище та здоров'я людини.

Всі надзвичайні події, що відбувається при транспортуванні, зберіганні та використанні радіоактивних матеріалів визначаються відповідно до Міжнародної шкали ядерних подій (International Nuclear Events Scale, INES), що розроблена міжнародним Агентством з атомної енергетики (МАГАТЕ).

Надзвичайні події, що мають місце на ядерних об'єктах повинні бути ретельно вивчені, а їх наслідки – проаналізовані та усунені. Однією з таких, вартої уваги подій, є інцидент на атомній електростанції Пакш в Угорщині у 2003 році. Внаслідок розчинення продуктів корозії на дезактивованих поверхнях парогенератора, спостерігалось відкладення магнетитів, що призвело до: зменшення швидкості потоку теплоносія через активну зону, погіршення теплопровідності оболонки тепловиділяючого елементу (ТВЕЛ), збільшення температури теплоносія на виході з активної зони та зниження потужності реактора. Для швидкого виправлення ситуації, що склалася, на основі баку для відпрацьованих тепловиділяючих збірок (ВТВЗ) ТК-6, було розроблено ємність для очистки 7 касет, проте через стиснені терміни, процес довелося пришвидшувати і в результаті, компанією Framatome, було розроблено бак для очистки 30 касет. Проте, як виявилось пізніше, він мав суттєві конструкційні недоліки, основні з яких були такі:

– при розробці конструкції баку не була передбачена можливість природної циркуляції теплоносія, що унеможливило пасивне охолодження палива при відключенні основного обладнання;

– встановлення малої кількості виміральної техніки та пристроїв систем сигналізації, що не дозволяло повністю контролювати поточний стан промивки та оперативно отримувати інформацію, щодо зміни термодинамічного стану середовища;

– наявність лише однієї напрямної плити, що призводило до виникнення байпасних протічків в нижній частині баку;

– ігнорування отворів, що були призначені для покращення конвекційного теплообміну та перемішування теплоносія в активній зоні, що призвело до виникнення байпасного потоку та втрати теплоносія. У випадку, коли працював лише насос малої потужності, за рахунок малої витрати теплоносія, та значного тепловиділення касет (5 кВт/касету,) вода, що залишалася в баку закипала;

– наявність лише двох напрямних для кришки баку призводило до перекосу кришки при спробі її підйому;
 – паливо перебувало в режимі експлуатації А невизначену кількість часу, що призводило до його перегріву та пошкодження;
 – відсутні програми протиаварійних тренувань для персоналу, що брав участь в експлуатації баку.
 Основним фактором, що призвів до руйнування тридцяти паливних касет, було їх високе залишкове енерговиділення. Таким чином виникає завдання обґрунтування визначення цього параметру для уникнення подібних помилок в майбутньому.

Метою роботи є визначення, оптимального підходу до визначення залишкового енерговиділення касет, що знаходяться на промивці в баці очистки Framatome.

Викладення основного матеріалу

Обраний метод розрахунку заснований на визначенні кількості тепла, що виділяється в результаті одного акту поділу.

Продукти поділу

Залежна від часу кількість теплоти, що виділяється при одному поділі визначається як сумарне значення за дев'ятьма групами:

$$f_i(t) = \sum_{j=1}^9 \alpha_{ij} e^{-\lambda_{ij}t}; \tag{1}$$

Де t – час після зупину реакторної установки, а коефіцієнти α_{ij} та λ_{ij} – константи, значення яких залежить від подільного ізотопу i . Результати виконаного розрахунку за формулою (1) наведені в таблиці 1.

$$f_{235}(t) = \sum_{j=1}^9 \alpha_{ij} e^{-\lambda_{ij}t} = 1,8523 * 10^{-7} * e^{-6,6332 * 10^{-7}} + 2,6592 * 10^{-8} * e^{-1,2281 * 10^{-7}} +$$

$$+ 2,2365 * 10^{-9} * e^{-2,7163 * 10^{-8}} + 8,9582 * 10^{-12} * e^{-3,2955 * 10^{-9}} + 8,5968 * 10^{-11} * e^{-7,4225 * 10^{-10}} +$$

$$+ 2,1072 * 10^{-14} * e^{-2,4681 * 10^{-10}} + 7,1219 * 10^{-16} * e^{-1,5596 * 10^{-13}} + 8,1126 * 10^{-17} * e^{-2,2573 * 10^{-14}} +$$

$$+ 9,4678 * 10^{-17} * e^{-2,0503 * 10^{-14}} = 2,581 * 10^{10} \text{ MeB/c}$$

Таблиця 1 – Кількість теплоти, що виділяється при поділі нукліда i , та їх сумарне значення

| $f_{235}(t)$, MeB/c | $f_{239}(t)$, MeB/c | $f_{238}(t)$, MeB/c | $f_{241}(t)$, MeB/c |
|----------------------|----------------------|----------------------|----------------------|
| 1,031E-34 | 4,824E-34 | 1,508E-33 | 7,649E-55 |
| 2,392E-13 | 1,141E-13 | 1,180E-13 | 2,085E-33 |
| 1,711E-10 | 2,717E-10 | 2,261E-10 | 7,152E-14 |
| 6,559E-12 | 3,927E-11 | 1,475E-11 | 3,728E-10 |
| 8,014E-11 | 5,359E-11 | 5,912E-11 | 2,162E-11 |
| 2,059E-14 | 3,754E-14 | 4,064E-14 | 4,944E-11 |
| 7,122E-16 | 1,803E-16 | 5,329E-16 | 4,724E-14 |
| 8,113E-17 | 1,834E-15 | 1,669E-18 | 9,851E-16 |
| 9,468E-17 | 1,988E-16 | 4,106E-16 | 1,308E-16 |
| Σ, MeB/c | | | |
| 2,581E-10 | 3,648E-10 | 3,001E-10 | 4,440E-10 |

Вираз $f(t)$, може бути проінтегрований. В якості прикладу, нижче, наведено рішення для U^{235} . Для інших ізотопів результати наведені в таблиці 2:

Таблиця 2 - Розрахунок $F_i(t;T)$

| $F_{235}(t,T)$, MeB/c | $F_{239}(t,T)$, MeB/c | $F_{238}(t,T)$, MeB/c | $F_{241}(t,T)$, MeB/c |
|------------------------|------------------------|------------------------|------------------------|
| 1,555E-28 | 7,469E-28 | 2,381E-27 | 6,762E-49 |
| 1,948E-06 | 8,898E-07 | 9,159E-07 | 3,311E-27 |
| 6,139E-03 | 1,044E-02 | 8,551E-03 | 5,439E-07 |
| 7,148E-04 | 2,477E-03 | 1,143E-03 | 1,480E-02 |
| 1,030E-02 | 6,888E-03 | 7,597E-03 | 1,632E-03 |
| 2,734E-06 | 4,985E-06 | 5,397E-06 | 6,356E-03 |
| 9,617E-08 | 2,435E-08 | 7,196E-08 | 6,273E-06 |
| 1,095E-08 | 2,477E-07 | 2,254E-10 | 1,330E-07 |
| 1,278E-08 | 2,685E-08 | 5,544E-08 | 1,766E-08 |
| Σ, MeB/c | Σ, MeB/c | Σ, MeB/c | Σ, MeB/c |
| 1,716E-02 | 1,981E-02 | 1,730E-02 | 2,279E-02 |

$$\begin{aligned}
 F_i(t; T) &= \sum_{j=1}^9 \frac{\alpha_{ij}}{\lambda_{ij}} (1 - e^{-\lambda_{ij}t}) e^{-\lambda_{ij}t} = \\
 &= \frac{1,8523 * 10^{-7}}{6,6332 * 10^{-7}} (1 - e^{-6,6332 * 10^{-7} * 27129600}) * e^{-6,6332 * 10^{-7} * 243466560} = \\
 &= \frac{2,6592 * 10^{-8}}{1,2281 * 10^{-7}} (1 - e^{-1,2281 * 10^{-7} * 27129600}) * e^{-1,2281 * 10^{-7} * 243466560} = \\
 &= \frac{2,2356 * 10^{-9}}{2,7163 * 10^{-8}} (1 - e^{-2,7163 * 10^{-8} * 27129600}) * e^{-2,7163 * 10^{-8} * 243466560} = \\
 &= \frac{8,9582 * 10^{-12}}{3,2955 * 10^{-9}} (1 - e^{-3,2955 * 10^{-9} * 27129600}) * e^{-3,2955 * 10^{-9} * 243466560} = \\
 &= \frac{8,5968 * 10^{-11}}{7,4225 * 10^{-10}} (1 - e^{-7,4225 * 10^{-10} * 27129600}) * e^{-7,4225 * 10^{-10} * 243466560} = \\
 &= \frac{2,1072 * 10^{-14}}{2,4881 * 10^{-10}} (1 - e^{-2,4681 * 10^{-10} * 27129600}) * e^{-2,4681 * 10^{-10} * 243466560} = \\
 &= \frac{7,1219 * 10^{-16}}{1,5596 * 10^{-13}} (1 - e^{-1,5596 * 10^{-13} * 27129600}) * e^{-1,5596 * 10^{-13} * 243466560} = \\
 &= \frac{8,1126 * 10^{-17}}{2,2573 * 10^{-14}} (1 - e^{-2,2573 * 10^{-14} * 27129600}) * e^{-2,2573 * 10^{-14} * 243466560} = \\
 &= \frac{9,4678 * 10^{-17}}{2,0503 * 10^{-14}} (1 - e^{-2,0503 * 10^{-14} * 27129600}) * e^{-2,0503 * 10^{-14} * 243466560} = \\
 &= 2,037 * 10^{-71} = \left(\frac{\text{MeV}}{\text{поділ}} \right); \tag{3}
 \end{aligned}$$

Коефіцієнти α_{ij} та λ_{ij} для дев'яти груп для кожного з подільних нуклідів наведені в таблиці 1 [1]. В таблиці 2 [1] наведено рекомендовані значення енергії, що виділяється при одному акті поділу. Історії опромінення враховується серією m паливних касет різного року експлуатації k , кожен з яких характеризується потужністю S_{ik} для кожного елемента та іншими параметрами.

Для отримання необхідних характеристик, що стосуються кожного паливного завантаження (ПЗ) було проаналізовано 5 звітів ПЗ другого енергоблоку Рівненської АЕС [3] – [7], де експлуатуються такі ж реакторні установки як і на АЕС Пакш. Отримані для касет ПЗ №40 дані зведені в таблицю 3. Єдина відмінність між РУ полягає в тому, що в результаті виконаних модернізацій, потужність енергоблоків в Угорщині була збільшена до 500 МВт [8], проте це відбулося після інциденту.

Таблиця 3 – Характеристики паливних завантажень

| № | Параметри | | | | |
|-------|--------------------------------|---------------------|----------------------------------|-------------------------------|----------------------|
| | Рік експлуатації касети, k_n | Вигорання, V_{kn} | Тривалість опромінення, T_{kn} | Час після зупину РУ, t_{kn} | Потужність, S_{kn} |
| k_1 | 12,8 | | 27129600 | 243466560 | 40764,33 |
| k_2 | 12,4 | | 26464320 | 186416640 | 40463,19 |
| k_3 | 11 | | 26663040 | 156297600 | 35644,85 |
| k_4 | 9,2 | | 26870400 | 125971200 | 29581,99 |
| k_5 | 2,9 | | 27907200 | 94608000 | 9182,66 |

Повне тепловиділення внаслідок поділу визначається як сума усіх інтервалів опромінення та подільних ізотопів, за наступною формулою:

$$P_F(t; T) = \sum_{i=1}^4 \sum_{k=1}^m \left[\frac{S_{ik}}{Q_i} \sum_{j=1}^9 \frac{\alpha_{ij}}{\lambda_{ij}} (1 - e^{-\lambda_{ij}t_k}) e^{-\lambda_{ij}t_k} \right]; \tag{4}$$

Де індикатори $i=1, 2, 3$ та 4 відповідають поділу U^{235} , Pu^{239} , U^{238} , Pu^{241} . Для розрахунку (4) необхідно знайти S_{ik} та S_k за формулами (5) та (6), відповідно. Нижче, в якості прикладу, наведено розрахунок формул (5) та (6) для U^{235} . Результати для інших нуклідів наведено в таблиці 4.

$$S_{ik} = S_k * \frac{S_i}{S} = 40764,3 * 7,808 * 10^{-1} = 31830,4 \left(\frac{\text{Вт}}{\text{кгU}} \right); \tag{5}$$

Де S_k/S – відносна частка потужності, що визначається як функція від початкового збагачення та вигорання палива (Таблиця 3 [1]). Середня потужність для касети k визначається з врахуванням вигорання палива – B_k , та часу опромінення T_k :

$$S_k = \frac{8,64 * 10^{10} * B_k}{T_k} = \frac{8,64 * 10^{10} * 12,8}{27129600} = 40764,3 \left(\frac{\text{Вт}}{\text{кгU}} \right); \quad (6)$$

Одиницями вимірювання вигорання є МВт*діб/кгU. Коефіцієнт $8,64*10^{10}$ вводиться для переведення цього значення в Вт/кгU.

Таблиця 4 – Розраховані значення середньої потужності для касет кожного з років експлуатації та для кожного з нуклідів

| k | S_k , Вт/кгU | S_{235k} , Вт/кгU | S_{239k} , Вт/кгU | S_{238k} , Вт/кгU | S_{241k} , Вт/кгU |
|---|----------------|---------------------|---------------------|---------------------|---------------------|
| 1 | 4,076E+04 | 3,183E+04 | 6,217E+03 | 2,521E+03 | 1,957E+02 |
| 2 | 4,048E+04 | 2,290E+04 | 1,296E+04 | 2,865E+03 | 1,763E+03 |
| 3 | 3,564E+04 | 1,474E+04 | 1,475E+04 | 2,823E+03 | 3,329E+03 |
| 4 | 2,958E+04 | 8,979E+03 | 1,407E+04 | 2,546E+03 | 3,990E+03 |
| 5 | 9,183E+03 | 2,267E+03 | 4,646E+03 | 8,379E+02 | 1,432E+03 |

Розраховані значення вкладників для величини $P_F(t; T)$, а саме $\frac{S_{ik}}{Q_i} \sum_{j=1}^9 \frac{\alpha_{ij}}{\lambda_{ij}} (1 - e^{-\lambda_{ij} T_k}) e^{-\lambda_{ij} t_k}$ наведено в таблиці 5.

Таблиця 5 - Результати розрахунку вкладників $P_F(t; T)$

| k | P_F , Вт/кгU | | | | Σ |
|---|----------------|------------|-----------|------------|-----------|
| | U^{235} | Pu^{239} | U^{238} | Pu^{241} | |
| 1 | 3,293E-01 | 4,543E-02 | 1,977E-02 | 1,388E-03 | 3,959E-01 |
| 2 | 2,666E-01 | 1,286E-01 | 2,805E-02 | 1,822E-02 | 4,415E-01 |
| 3 | 2,019E-01 | 1,999E-01 | 3,559E-02 | 4,940E-02 | 4,868E-01 |
| 4 | 1,613E-01 | 2,925E-01 | 4,670E-02 | 9,536E-02 | 5,959E-01 |
| 5 | 6,440E-02 | 1,726E-01 | 2,653E-02 | 6,338E-02 | 3,269E-01 |

Тоді, підставивши всі невідомі параметри в (4) маємо:

$$P_F(t; T) = 0,3959 + 0,4415 + 0,4868 + 0,5959 + 0,3269 = 2,247 \left(\frac{\text{Вт}}{\text{кгU}} \right);$$

Захоплення нейтронів продуктами поділу

При виконанні розрахунку в попередньому розділі не було враховано захоплення нейтронів продуктами поділу, що неодмінно відбувається при опроміненні палива в реакторі.

Оскільки результатом поглинання є утворення нестабільних нуклідів, кількість виділеної теплоти під час розпаду збільшується.

Ізотоп Cs-134 не утворюється в результаті прямого поділу, оскільки ланцюг розпаду завершується стабільним Xe-134, проте його наявність може мати значний внесок в кінцеве значення тепловиділення. В такому випадку єдиним шляхом його утворення є захоплення нейтрону ізотопом Cs-133.

Оскільки Cs-134 є домінуючим нуклідом з точки зору тепловиділення, в посібнику він розглянутий відповідно до методології розробленої в ISO 10645:1992. Внесок усіх інших нуклідів враховано застосуванням, відповідного поправочного коефіцієнту.

Внесок Cs-134

Кількість теплоти, що виділяється при розпаді Cs-134, внаслідок захоплення нейтрона Cs-133, визначається за формулою:

$$P_C(t; T) = YE\lambda_4 \frac{S}{Q} \left[\frac{1 - e^{-(\lambda_4 + \sigma_4 \phi) T}}{\lambda_4 + \sigma_4 \phi} + \frac{e^{-\sigma_3 \phi T} - e^{-(\lambda_4 + \sigma_4 \phi) T}}{\sigma_3 \phi - (\lambda_4 + \sigma_4 \phi)} \right] e^{-\lambda_4 t}; \quad (7)$$

Де S/Q визначається за наступною формулою:

$$\frac{S}{Q} = \frac{1}{T} \sum_{k=1}^m \sum_{i=1}^4 \frac{S_{ik}}{Q_i} T_k; \quad (8)$$

Для знаходження суми необхідно розрахувати вирази $\frac{S_{ik}}{Q_i} T_k$ для кожного нукліду для касети кожного з років експлуатації. Нижче, в якості прикладу, наведено розрахунок для U^{235} . Результати розрахунку для інших ізотопів та, сумарні значення, для касет інших років експлуатації наведено в таблиці 6.

$$\frac{S_{ik}}{Q_i} T_k = \frac{31830}{202} * 27129600 = 4,275 * 10^9; \quad (9)$$

Таблиця 6 – Результати розрахунку комплексу $\frac{S_{ik}}{Q_i} T_k$ для 4-ох ізотопів для касети кожного з років експлуатації

| k | $(S_{235k}/Q_{235}) * T_k$ | $(S_{239k}/Q_{239}) * T_k$ | $(S_{238k}/Q_{238}) * T_k$ | $(S_{241k}/Q_{241}) * T_k$ |
|---|----------------------------|----------------------------|----------------------------|----------------------------|
| 1 | 4,275E+09 | 7,987E+08 | 3,328E+08 | 2,484E+07 |
| 2 | 3,000E+09 | 1,624E+09 | 3,689E+08 | 2,184E+08 |
| 3 | 1,946E+09 | 1,862E+09 | 3,663E+08 | 4,154E+08 |
| 4 | 1,194E+09 | 1,790E+09 | 3,330E+08 | 5,017E+08 |
| 5 | 3,132E+08 | 6,139E+08 | 1,138E+08 | 1,870E+08 |
| | Σ | Σ | Σ | Σ |
| | 1,073E+10 | 6,688E+09 | 1,515E+09 | 1,347E+09 |

Отже виконавши підстановку в (8) маємо:

$$\frac{S}{Q} = \frac{1}{T} \sum_{k=1}^m \sum_{i=1}^4 \frac{S_{ik}}{Q_i} T_k = \frac{1}{135034560} * (1,073 * 10^{10} + 6,688 * 10^9 + 1,515 * 10^9 + 1,347 * 10^9) = 150,17;$$

Інші константи, що використовуються в формулі для визначення $P_C(t; T)$, наведено в таблиці 7

Таблиця 7 – Константи для розрахунку $P_C(t; T)$

| Константа | Значення | Опис |
|-------------|--------------|---|
| Y | 6,83% | Ефективний вихід Cs-133 на один поділ |
| λ_4 | 1,07E-08 1/с | Стага розпаду Cs-134 |
| σ_3 | 11,3 барн | Середній (n;γ) переріз для Cs-133 |
| σ_4 | 10,9 барн | Середній переріз поглинання Cs-134 |
| E | 1,720 МеВ | Енергія, що виділяється при поділі Cs-134 |

В якості прикладу буде розраховано нейтронний потік для касети п'ятого року експлуатації. Результати розрахунку для касет інших років експлуатації наведені в таблиці 8.

$$\phi_k = \frac{S_k}{\alpha} * 2,58 * 10^{10} = \frac{S_k}{\alpha} * 2,58 * 10^{10} = \frac{9182,7}{3} * 2,58 * 10^{10} = 7,9 * 10^{13} \left(\frac{1}{\text{см}^2 * \text{с}} \right);$$

Де α – ефективне збагачення, що можна розрахувати з дійсного значення збагачення по U^{235} у всій кількості урану, використовуючи формулу:

$$\alpha = \left(\frac{E_s}{2} \right) + 1 = \left(\frac{4}{2} \right) + 1 = 3(\%);$$

Аналітичний вираз застосовний до опромінення касети кожного з років експлуатації потоком ϕ_k та тривалістю T_k . Для опромінення усіх касет потік визначається як середнє значення. Після визначення усіх вкладників (таблиця 8), отримаємо:

$$\phi = \frac{1}{T} \sum_{k=1}^m \phi_k T_k = \frac{1}{135034560} * (9,511 * 10^{21} + 9,214 * 10^{21} + 8,173 * 10^{21} + 6,836 * 10^{21} + 2,204 * 10^{21}) = 2,66 * 10^{14} \left(\frac{1}{\text{см}^2 \text{с}} \right);$$

Таблиця 8 – Результати розрахунку ϕ_k та добутку $\phi_k T_k$ для усіх паливних завантажень

| k | $\phi_k, 1/\text{см}^2 \cdot \text{с}$ | $\phi_k * T_k, 1/\text{см}^2$ |
|---|--|-------------------------------|
| 1 | 3,506E+14 | 9,511E+21 |
| 2 | 3,482E+14 | 9,214E+21 |
| 3 | 3,065E+14 | 8,173E+21 |
| 4 | 2,544E+14 | 6,836E+21 |
| 5 | 7,897E+13 | 2,204E+21 |

Розрахунок $P_C(t; T)$:

$$\begin{aligned}
 P_C(t; T) &= YE\lambda_4 \frac{S}{Q} \left[\frac{1 - e^{-(\lambda_4 + \sigma_4 \phi)T}}{\lambda_4 + \sigma_4 \phi} + \frac{e^{-\sigma_3 \phi T} - e^{-(\lambda_4 + \sigma_4 \phi)T}}{\sigma_3 \phi - (\lambda_4 + \sigma_4 \phi)} \right] e^{-\lambda_4 t} = \\
 &= 0,0683 * 1,720 * 1,07 * 10^{-8} * 150,17 * \\
 &\quad * \left[\frac{1 - e^{-(1,07 * 10^{-8} + 10,9 * 10^{-24} * 2,66 * 10^{-14}) * 135034560}}{1,07 * 10^{-8} + 10,9 * 10^{-24} * 2,66 * 10^{-14}} + \right. \\
 &\quad \left. + \frac{e^{-11,3 * 10^{-24} * 2,66 * 10^{14} * 135034560} - e^{-(1,07 * 10^{-8} + 10,9 * 10^{-24} * 2,66 * 10^{-14}) * 135034560}}{11,3 * 10^{-24} * 2,66 * 10^{14} - (1,07 * 10^{-8} + 10,9 * 10^{-24} * 2,66 * 10^{-14})} \right] * \\
 &\quad * e^{-1,07 * 10^{-8} * 94608000} = 0,957 \left(\frac{\text{Вт}}{\text{кгU}} \right);
 \end{aligned}$$

Внесок інших нуклідів

Внесок від захоплення нейтронів, за виключенням Cs-133, визначається з використанням табульованих факторів, що надані в таблиці 4 [1], як функція від часу після зупину. Загальний внесок може бути розрахований за наступною формулою:

$$P_E(t; T) = H(t) * P_F(t; T) = 0,027381 * 2,247 = 0,0615 \left(\frac{\text{Вт}}{\text{кгU}} \right);$$

Актиніди

Тепловиділення від актинідів, може бути розраховане як сума внесків Америція (Am241), Кюрія (Cm242, Cm244) та Плутонія (Pu238, Pu239, Pu240, Pu241). Ці сім елементів займають більше ніж 99,5% загального внеску від актинідів від 30 діб до 200 років після розпаду. Залежний від часу, внесок тепловиділення від розпаду актинідів, за час t після поділу може бути розрахований за наступною формулою:

$$P'_A(t) = \sum_{n=1}^7 \hat{\beta}_n e^{-\lambda_n t}; \quad (10)$$

Де:

- Індекс n відповідає кожному актиніду;
- λ_n – стала розпаду актиніду n ;
- $\hat{\beta}_n$ – коефіцієнт, що розраховується за формулою:

$$\begin{aligned}
 \hat{\beta}_1 &= \beta_1 - \beta_2 \frac{E_1}{E_2} \frac{\lambda_1}{\lambda_1 - \lambda_2} = 0,013465 - 0,005633 * \frac{5,629}{5,361 * 10^{-3}} * \\
 &\quad * \frac{5,078 * 10^{-11}}{5,078 * 10^{-11} - 1,531 * 10^{-09}} = 0,21637 \left(\frac{\text{Вт}}{\text{кгU}} \right);
 \end{aligned}$$

$$\begin{aligned}
 \hat{\beta}_2 &= \beta_2 \left[1 + \frac{E_1}{E_2} \frac{\lambda_1}{\lambda_1 - \lambda_2} \right] = 0,005633 * \left[1 + \frac{5,629}{5,361 * 10^{-3}} * \right. \\
 &\quad \left. * \frac{5,078 * 10^{-11}}{5,078 * 10^{-11} - 1,531 * 10^{-09}} \right] = -0,1973 \left(\frac{\text{Вт}}{\text{кгU}} \right);
 \end{aligned}$$

Для актинідів з $n=3...7$, коефіцієнт $\beta_n = \hat{\beta}_n$ і визначаються з таблиці 5 [1]. Отримані значення наведені в таблиці 9. E_1 – тепла енергія, що виділяється за поділ Am²⁴¹ – 5,629 MeV та E_2 – тепла енергія що виділяється на один поділ Pu²⁴¹ – 5,361*10⁻³ MeV. В таблиці 5 [1] наведено перелік коефіцієнтів $\hat{\beta}_n$ для палива водо-водяних реакторів в залежності від початкового збагачення E_s та акумульованого значення вигорання – V_k . Для розрахунку $P'_A(t)$, доцільно розрахувати окремі вирази $\hat{\beta}_n e^{-\lambda_n t}$ для кожного актиніду (Таблиця 9).

Таблиця 9 - Інтерпольовані та розраховані значення для семи актинідів

| Актинід n | β_n | $\hat{\beta}_n$ | $\hat{\beta}_n e^{-\lambda_n t}$ |
|-----------|-----------|-----------------|----------------------------------|
| Am-241 | 1,347E-02 | 2,164E-01 | 2,153E-01 |
| Pu-241 | 5,633E-03 | -1,973E-01 | -1,707E-01 |
| Pu-240 | 2,087E-02 | 2,087E-02 | 2,086E-02 |
| Pu-239 | 1,159E-02 | 1,159E-02 | 1,159E-02 |
| Pu-238 | 2,623E-01 | 2,623E-01 | 2,562E-01 |
| Cm-244 | 3,155E-01 | 3,155E-01 | 2,813E-01 |
| Cm-242 | 4,635E+00 | 4,635E+00 | 4,399E-02 |

Підставивши отримані величини в (10) отримаємо:

$$P'_A(t) = \sum_{n=1}^7 \hat{\beta}_n e^{-\lambda_n t} = 2,153 * 10^{-1} + (-1,707 * 10^{-1}) + \\ + 2,086 * 10^{-2} + 1,159 * 10^{-2} + 2,562 * 10^{-1} + 2,813 * 10^{-1} + \\ + 4,399 * 10^{-2} = 0,659 \left(\frac{\text{Вт}}{\text{кгU}} \right);$$

Коефіцієнт β_n відображає ефективну швидкість теплоти розпаду від кожного актиніду, екстрапольовану на час розпаду. Середня потужність, що була використана для отримання коефіцієнтів з таблиці 5 [1] складає 20 кВт/кгU. Теплова потужність від розпаду актинідів зростає зі зменшенням питомої потужності при зупині більше як 30 діб тому. Залежний від часу, внесок тепловиділення від розпаду актинідів, за час t після поділу повинен бути розрахований з поправкою для врахування змін питомої потужності в діапазоні від 12 до 50 кВт/кгU:

$$P_A(t) = P'_A(t) * 1,82 * [S_{avg}]^{-0,06} = 0,659 * 1,82 * [30946,3]^{-0,06} = \\ = 0,645 \left(\frac{\text{Вт}}{\text{кгU}} \right);$$

Де середню потужність – S_{avg} , визначається за формулою:

$$S_{avg} = \frac{1}{T} \sum_{k=1}^m S_k T_k = \frac{1}{135034560} * (1,106 * 10^{12} + 1,071 * 10^{12} + \\ + 9,504 * 10^{11} + 7,949 * 10^{11} + 2,563 * 10^{11}) = 30946,3 \left(\frac{\text{Вт}}{\text{кгU}} \right);$$

Варто зауважити, що одиницями виміру потужності для визначення $\hat{\beta}_n$ є Вт/кгU. Для часу витримки менше ніж 3 роки та робочої потужності більше ніж 30 кВт/кгU, застосування поправочного коефіцієнту вносить деякий консерватизм (до 15%) до оцінки внеску тепловиділення від розпаду актинідів. Однак в зазначеному періоді витримки, внесок тепловиділення від поділу актинідів в загальне значення складає менше 20%. Таким чином надмірний консерватизм нівелюється.

Активіація конструкційних матеріалів

Тепловиділення, що вноситься від активації конструкційних елементів зазвичай значно менше, якщо порівнювати з попередніми вкладниками і може становити лише декілька відсотків від кінцевого значення. Розраховується за формулою:

$$P_S(t; T) = A(t)P_F(t; T) = 0,060032 * 2,247 = 0,135 \left(\frac{\text{Вт}}{\text{кгU}} \right);$$

Де величина $A(t)$ визначається з таблиці 4 [1].

Фактори безпеки

Застосування додаткового фактору безпеки обґрунтовано врахуванням деяких невизначеностей в значеннях тепловиділення, що отримані за допомогою методів наведених в [1]. Даний коефіцієнт можна отримати з таблиці 4 [1], в залежності від часу витримки. Вплив невизначеність визначається шляхом порівняння прогнозованих значень та показів калориметра в діапазоні експериментальних даних. В підсумку порівняння було виявлено, що невизначеність відносно мала і застосування вищенаведених методів дає консервативні оцінки тепловиділення.

Фактори безпеки відіграють роль додаткової статистичної поправки, щоб гарантувати, що результати отримані при виконанні розрахунку відповідно до [1] є консервативними відносно 95% даних при 95% довірчому рівні. Також враховано і потенційну неконсервативність, що може виникати внаслідок інтерполяції та інших апроксимацій, що виконуються відповідно до методики проведення розрахунку.

Кінцеве значення тепловиділення

Значення повного тепловиділення без врахування фактора безпеки можна отримати за формулою:

$$P_T(t; T) = P_F(t; T) + P_C(t; T) + P_E(t; T) + P_A(t; T) + P_S(t; T) = \\ = 2,247 + 0,975 + 0,0615 + 0,645 + 0,135 = 4,04 \left(\frac{\text{Вт}}{\text{кгU}} \right);$$

Де:

- $P_F(t; T)$ – тепловиділення при розпаді продуктів поділу (не враховуючи захоплення нейтронів);
- $P_C(t; T)$ – тепловиділення при захопленні нейтронів Cs-134;
- $P_E(t; T)$ – тепловиділення при захопленні нейтронів іншими продуктами поділу;
- $P_A(t; T)$ – тепловиділення при розпаді актинідів;
- $P_S(t; T)$ – тепловиділення при активації конструкційних елементів.

З врахуванням фактору безпеки отримуємо кінцеве значення тепловиділення:

$$P'_T(t; T) = P_T(t; T) * F_S(t) = 4,04 * 1,02 = 4,13 \left(\frac{\text{Вт}}{\text{кгU}} \right) = 4130 \left(\frac{\text{Вт}}{\text{тU}} \right).$$

Для порівняння, варто зауважити, що результати для аналогічного періоду витримки, касети п'ятого року експлуатації, відповідно до [2], складають 4697 Вт/тU, тобто результат за СОУ НАЕК 197:2020 є більш консервативними в даному випадку. Проте, якщо порівнювати касети від першого до четвертого років експлуатації, отримаємо протилежні результати.

Висновок

Досвід застосування технології промивки касет реактора ВВЕР-440 на АЕС Пакш засвідчив недостатність обґрунтування безпеки в аварійному режимі, пов'язаному із відсутністю циркуляції теплоносія по трубопроводах баку від Framatome. Через недостатнє відведення тепла в даному режимі для обґрунтування безпеки при промивці, необхідно оцінити час випаровування води, оскільки таке явище фазового переходу призводить до оголення паливних касет та руйнування конструкцій під дією високих температур. При виконанні теплогідравлічного аналізу для розрахунку такого часу, значення залишкового енерговиділення є ключовим фактором, який повинен бути врахований та матиме найбільший вплив на дотримання критеріїв прийнятності.

Наразі для визначення залишкового енерговиділення можна користуватися спрощеними формулами (Вея-Вігнера, Уінтермайра-Велса), що мають дуже велику похибку (50%) або даними СОУ НАЕК 197:2020 [2].

Стандарт СОУ НАЕК 197:2020 містить результати розрахунку залишкового енерговиділення, отримані із застосуванням пакету програм SCALE із відповідними бібліотеками нейтронно-фізичних характеристик для конкретного типу палива, проте, такий підхід не дозволяє врахувати історію паливних завантажень, реальну історію вигорання для кожної окремої касети та тривалість планово-попереджувальних ремонтів (ППР), що є невід'ємною складовою безпечної та тривалої експлуатації обладнання атомної електростанції. Ще одним суттєвим недоліком зазначеного документу є відсутність розрахованих значень для всієї номенклатури палива, зокрема, наразі, тепловиділяючих збірок виробництва Westinghouse, що є критичним аспектом, з огляду на перехід українських АЕС на паливо цього виробника. Зазначені недоліки мають суттєвий вплив на кінцевий результат.

Розрахунок із застосуванням пакету програм SCALE з урахуванням реальної історії вигорання для кожної окремої касети є надто витратним для реалізації застосування технології під час проведення ППР.

В рамках підготовки статті було розроблено розрахунковий алгоритм з реалізованою методологією [1], що дозволяє отримувати точні значення тепловиділення за короткий проміжок часу, шляхом підстановки вихідних даних для реальних касет.

Відповідно до отриманих результатів, зважаючи на необхідність застосування консервативного підходу відповідно до чинних вимог норм та правил, для забезпечення безпеки при промивці паливних касет в баці очистки Framatome, тепловиділення касет п'ятого року експлуатації, доцільніше розраховувати за методологією, що використовувалась при написанні стандарту СОУ НАЕК 197:2020 [2]. В той же час, залишкове тепловиділення касет від першого до четвертого років експлуатації, варто розраховувати за методологією NRC, що реалізована в основній частині даної статті. Такий підхід дозволить отримувати консервативніші результати та в подальшому використовувати їх для обґрунтування та забезпечення безпеки при промивці паливних касет.

Список використаної літератури

- 1.SPENT FUEL HEAT GENERATION IN AN INDEPENDENT SPENT FUEL STORAGE INSTALLATION : RG 05.2022 no. 3.54.
- 2.РАДІАЦІЙНІ ХАРАКТЕРИСТИКИ І ЗАЛИШКОВЕ ЕНЕРГОВИДІЛЕННЯ ВІДПРАЦЬОВАНИХ ТЕПЛОВИДІЛЯЮЧИХ ЗБІРОК ВВЕР-440 : СОУ НАЕК 197:2020 від 23.03.2020 № 197.

3. Звіт «Обґрунтування безпеки експлуатації завантаження. Основні результати роботи 35 паливного завантаження та фізичних розрахунків 36 паливного завантаження реактора блоку 2 Рівненської АЕС. № 131-530-ЗВ-ВЯБ».

4. Звіт «Обґрунтування безпеки експлуатації завантаження. Основні результати роботи 36 паливного завантаження та фізичних розрахунків 37 паливного завантаження реактора блоку 2 Рівненської АЕС. № 131-545-ЗВ-ВЯБ».

5. Звіт «Обґрунтування безпеки експлуатації завантаження. Основні результати роботи 37 паливного завантаження та фізичних розрахунків 38 паливного завантаження реактора блоку 2 Рівненської АЕС. № 131-555-ЗВ-ВЯБ».

6. Звіт «Обґрунтування безпеки експлуатації завантаження. Основні результати роботи 38 паливного завантаження та фізичних розрахунків 39 паливного завантаження реактора блоку 2 Рівненської АЕС. № 131-572-ЗВ-ВЯБ».

7. Звіт «Обґрунтування безпеки експлуатації завантаження. Основні результати роботи 39 паливного завантаження та фізичних розрахунків 40 паливного завантаження реактора блоку 2 Рівненської АЕС. № 131-602-ЗВ-ВЯБ».

8. International Atomic Energy Agency, 2018. | Series: Proceedings series (International Atomic Energy Agency), Topical issues in nuclear installation safety, ISSN 0074-1884 | Includes bibliographical references. [p. 251].

V. Danilov¹, master student, ORCID 0009-0000-3070-535X

¹**National Technical University of Ukraine «Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute»**

SAFETY JUSTIFICATION FOR WASHING BBEP-440 REACTOR FUEL ASSEMBLIES IN THE FRAMATOME CLEANING TANK

The primary objective of conducting this research is to obtain a more accurate estimation of the residual heat release from fuel assemblies after their removal from the reactor core and to determine, based on calculation results, the optimal method applicable for assemblies from different years of operation. The application of an advanced methodology [1] proposed by the U.S. Nuclear Regulatory Commission (NRC) enabled the consideration of various heat sources, while the residual heat release calculations in the standards of the SE “NNEGC “Energoatom” employed the SCALE software package, which accounts for the specific characteristics of the fuel. The approach suggested by the NRC allows for the identification of the heat contribution generated by each component, namely: heat release due to actinide decay, neutron capture, activation of structural elements, and fission product decay. The sum of these contributions defines the total heat release of the fuel assembly. The calculations indicated that for assemblies in their fifth year of operation, it is more appropriate to use the NNEGC Standard method, whereas for assemblies from the first to fourth years of operation, the approach proposed by the NRC is preferable. This approach will allow for more conservative results, which can subsequently be used to substantiate safety.

Keywords: Framatome, NRC, decay heat removal, Paks NPP, neutron fission, irradiation, fuel load.

References

1. SPENT FUEL HEAT GENERATION IN AN INDEPENDENT SPENT FUEL STORAGE INSTALLATION: RG 05.2022 no. 3.54.

2. RADIATION CHARACTERISTICS AND RESIDUAL ENERGY RELEASE OF SPENT FUEL ASSEMBLIES OF VVER-440: NNEGC Standard 197:2020 No. 197.

3. Report “Justification of the Safety of the Loading Operation. Main results of 35 fuel loading and physical calculations of 36 fuel loading of Rivne NPP Unit 2. NO. 131-530-Rep.-NSD”.

4. Report “Justification of the Safety of the Loading Operation. Main results of 36 fuel loading and physical calculations of 37 fuel loading of Rivne NPP Unit 2. NO. 131-545-Rep.-NSD”.

5. Report “Justification of the Safety of the Loading Operation. Main results of 37 fuel loading and physical calculations of 38 fuel loading of Rivne NPP Unit 2. NO. 131-555-Rep.-NSD”.

6. Report “Justification of the Safety of the Loading Operation. Main results of 38 fuel loading and physical calculations of 39 fuel loading of Rivne NPP Unit 2. NO. 131-572-Rep.-NSD”.

7. Report “Justification of the Safety of the Loading Operation. Main results of 39 fuel loading and physical calculations of 40 fuel loading of Rivne NPP Unit 2. NO. 131-602-Rep.-NSD”.

8. International Atomic Energy Agency, 2018. | Series: Proceedings series (International Atomic Energy Agency), Topical issues in nuclear installation safety, ISSN 0074-1884 | Includes bibliographical references. [p. 251].

Надійшла: 20.11.2024

Received: 20.11.2024