

Оцінювання ресурсоспроможності та надійності системи сухого зберігання відпрацьованого ядерного палива

- **Козлов Ігор Леонидович**, д-р техн. наук, проф.
Національний університет «Одеська політехніка», м. Одеса, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-0435-6373>
- **Ковальчук В'ячеслав Іванович**, канд. техн. наук, доц.
Національний університет «Одеська політехніка», м. Одеса, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-8696-4414>
- **Кондратюк Вадим Анатолійович**, д-р техн. наук, доц.
Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського», м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-5035-311X>
- **Сова Катерина Олександрівна**
Національний університет «Одеська політехніка», м. Одеса, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-8775-745X>
- **Чорненький Олег Сергійович**
Національний університет «Одеська політехніка», м. Одеса, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0009-0002-9617-4912>
- **Лисак Максим Васильович**
Національний університет «Одеська політехніка», м. Одеса, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0009-0001-6807-1679>

Стаття присвячена прогнозуванню ресурсоспроможності систем сухого зберігання відпрацьованого ядерного палива, які є найбільш розповсюдженим видом зберігання використаного палива ядерних енергетичних реакторів, завдяки оцінці їх надійності. Проаналізовано питання поводження з відпрацьованим ядерним паливом у країнах з атомною енергетикою в умовах нормальної експлуатації, без врахування можливих ризиків від подій, пов'язаних з військовою агресією.

Ця тема є важливою з урахуванням створення в Україні нових сховищ відпрацьованого ядерного палива, як-от Централізоване сховище відпрацьованого ядерного палива Рівненської, Хмельницької та Південноукраїнської АЕС (ЦСВЯП) і відпрацьованого ядерного палива каналних реакторів Чорнобильській АЕС (СВЯП-2).

Дослідження побудовано на аналізі структурної схеми технологічного процесу сухого зберігання відпрацьованого ядерного палива і конструктивних особливостей елементів обладнання технологічної схеми у вигляді тепловидільних збірок та імовірнісних розрахунках надійності конструкції загалом.

Проаналізовано питання поводження з відпрацьованим ядерним паливом в умовах довгострокового зберігання. Виділено проблему довгострокового зберігання відпрацьованого ядерного палива на майданчиках сухого типу. Запропоновано оцінку прогнозування ресурсоспроможності та надійності складових частин та систем сухого зберігання відпрацьованого ядерного палива на АЕС. Наведено прогноз імовірності безвідмовного зберігання складових частин відпрацьованого ядерного палива протягом усього періоду експлуатації.

Доведено, що надійність сховища відпрацьованого ядерного палива загалом визначається станом кожного елементу конструкції (контейнера), які не пов'язані між собою та не мають загального показника надійності. У цьому разі варто розглядати середній показник імовірнісної безвідмовності.

Чисельне моделювання ситуації показало, що середня ймовірність безвідмовного функціонування незалежно розташованих одиниць зберігання вичерпується дещо повільніше кожного окремого контейнера.

Отримані результати дозволяють стверджувати, що деградація контейнерів має поступовий характер і зумовлена довготривалістю збереження властивостей конструкційних матеріалів, з яких виготовлені деталі контейнера.

Ключові слова: відпрацьоване ядерне паливо, сухе сховище, контейнери зберігання, тепловидільні збірки, ресурсоспроможність, надійність.

© Козлов І. Л., Ковальчук В. І., Кондратюк В. А., Сова К. О., Чорненький О. С., Лисак М. В., 2024

Вступ

Експлуатація атомних електростанцій (далі – АЕС) супроводжується накопиченням відпрацьованого ядерного палива (далі – ВЯП), яке класифікується як високоактивні ядерні відходи. Щорічне вивантаження ВЯП з АЕС у світі перевищує 10 тис. тонн важкого металу [1] і лише деякі держави переробляють ВЯП, маючи сумарні потужності для переробки 4800 тонн важкого металу на рік [2]. В Україні щорічно вивантажується з реакторів АЕС близько 560 відпрацьованих тепловидільних збірок (далі – ТВЗ) реакторів типу ВВЕР-1000 і близько 170 ТВЗ з реакторів типу ВВЕР-440, що становить приблизно 265 тонн важкого металу [3].

Актуальності питанню додає кількість нових блоків [4], які зараз будуються у світі.

У світовій практиці відрізняють три принципи підходи до вирішення проблеми поводження з ВЯП: переробка, захоронення та відкладене рішення [5].

У першому випадку з ВЯП, що містить до 97 % ядерних матеріалів, вилучають компоненти та речовини, які економічно доцільно надалі використовувати в реакторах наступного покоління. Залишковий високоактивний продукт підлягає зберіганню або захороненню.

У другому – ВЯП витримується деякий час, чим забезпечується зниження активності до прийнятого рівня, та потім відправляється на подальше захоронення у глибоких геологічних формаціях.

У разі відкладеного рішення передбачається довгострокове зберігання ВЯП, що дає можливість у перспективі ухвалити рішення про подальше поводження з ним, враховуючи можливості майбутніх технологій та економічні фактори. Такий підхід прийнято в Україні. Перший досвід реалізовано у 2001 році на Запорізькій АЕС, якій було видано ліцензію на введення у дослідно-промислому експлуатацію сховища накопичення ВЯП, а у 2023 році почало функціонувати Централізоване сховище ВЯП (далі – ЦСВЯП) Рівненської, Хмель-

ницької та Південноукраїнської АЕС [6]. Враховуючи накопичений досвід експлуатації, наведене далі оцінювання виконано стосовно конструкцій сховища Запорізької АЕС.

Технологія передбачає, після вилучення тепловидільних збірок (далі – ТВЗ) з активної зони, витримку їх протягом 3 – 5 років у басейнах для зниження залишкового енерговиділення та подальшу консервацію у вентильованих контейнерах зберігання (далі – ВКЗ), що забезпечують безпеку під час транспортування та тривалого зберігання на спеціалізованій території.

Сховище з ядерним паливом розглядається як ядерна установка і потребує, відповідно до Закону України «Про використання ядерної енергії і радіаційну безпеку» [7], оцінки його надійності на весь строк експлуатації, тривалість якого має бути не менше 50 років [8], [9].

Щодо АЕС накопичено достатній досвід експлуатації та навіть виведення їх у неробочий стан. Для сховищ такі відомості обмежені та неоднозначні.

Відкладене рішення щодо ВЯП передбачає його зберігання до 80 – 100 років після постановки на зберігання останньої доставленої партії ВЯП. Тому становить інтерес оцінка ресурсоспроможності та надійності сховищ з урахуванням вимог безпеки.

Аналіз літературних даних

Донедавна зберігання ВЯП передувало або подальшій переробці, або захороненню. Тому здійснювалося в рідкому середовищі, що забезпечує ефективне відведення залишкових тепловиділень.

З економічного погляду переробка вигідна лише у великих обсягах. Через складність технологічного процесу та контролю проміжних та кінцевих продуктів, переробка ВЯП реалізується в країнах, де наявні відповідні потужності: Франція, Великобританія, Індія, Японія та інші. Переробці піддається не більше 30 % палива, що вивантажується, решта 70 %, що складає наразі близько 400 тис. тонн, направляється на довгострокове зберігання [10].

Зберігання ВЯП у рідкому середовищі супроводжується утворенням значних кількостей рідких радіоактивних відходів. Розроблена у 80-х роках минулого століття технологія «сухого» зберігання ВЯП виявилася сприятливою альтернативою традиційним «мокрим» сховищам. Сучасна світова практика демонструє застосування 25 % мокрих, 40 % сухих та 35 % змішаних систем зберігання. Світовий досвід поводження з ВЯП не дозволяє зробити однозначний вибір єдиної перспективної стратегії, яка б відповідала потребам будь-якої держави. Вирішення проблеми в кожній країні визначається стратегією організації ядерно-паливного циклу, яка враховує національні пріоритети, і програмами розвитку енергетики. У Центральній і Східній Європі в останнє десятиліття спостерігається тенденція відмови від переробки ВЯП. Такий же шлях обирають держави інших регіонів, впроваджуючи придбані ядерні технології в енергетиці [11]. Зокрема, Україна в національній стратегії поводження з радіоактивними відходами і ВЯП передбачила впровадження технології сухого зберігання палива і послідовно реалізує її [12].

Під час сухого зберігання ВЯП розміщується у спеціальних контейнерах на відкритих або закритих майданчиках. Для сховищ на основі контейнерів важливими є оцінки можливих ситуацій, пов'язаних із порушеннями роботи системи охолодження, конструктивної деградації та загальної надійності. Дослідження, що передують розробленню технології та її реалізації, передбачають, переважно, вивчення теплових станів системи та їх вплив на ефективність конструкцій [13], [14].

Аналізу ресурсоспроможності сховищ та їх надійності під час довгострокової експлуатації не приділено належної уваги.

Мета дослідження, результати якого наведені в цій статті, полягає в прогнозуванні ресурсу систем сухого зберігання ВЯП (далі – СЗВЯП). Передбачається оцінка надійності складових частин та системи загалом, за винятком властивостей паливної субстанції.

Технологія сухого зберігання ВЯП

СЗВЯП, реалізована на Запорізькій АЕС, поділена умовно на три зони: завантаження, транспортування та зберігання [15].

Зона завантаження розташована безпосередньо в реакторних відділеннях енергоблоків. Призначення зони завантаження – безпечна постановка ВТВЗ у багатомісну герметичну корзину (далі – БГК), виконання технологічних операцій з герметизації, дренажування, вакуумного сушіння та заповнення БГК гелієм, а також завантаження БГК у бетонний ВКЗ. Для роботи з компонентами СЗВЯП на енергоблоках використовується наявне транспортно-технологічне обладнання.

Зона транспортування являє собою мережу шляхів, якими здійснюється доставка ВКЗ до зони зберігання з допомогою спеціального транспортного-контейнеровоза.

Зона зберігання призначена для безпечного зберігання ВКЗ протягом не менше 50 років. До зони зберігання належить майданчик зберігання, утворений захисною стіною 3 і залізобетонною плитою 5, призначеною для встановлення ВКЗ. Зона зберігання має самостійний контур фізичного захисту. Комбіновані ВКЗ, встановлені на плиті 5, є одиницями зберігання (рисунок 1) [15].

Внутрішня частина ВКЗ – БГК для розміщення ВТВЗ.

Зовнішня частина – захисна залізобетонна циліндрична оболонка з внутрішньою поверхнею, облицьованою сталевим листом. Вставлена в оболонку БГК утворює з внутрішньою поверхнею оболонки кільцевий вентиляційний канал.

Ядерна безпека у ВКЗ забезпечується:

неповною завантаженістю БГК: кількість ВТВЗ обмежується величиною ефективного коефіцієнта розмноження нейтронів (0,95);

реалізацією підходу «burnup credit» з контролем глибини вигорання ВЯП перед встановленням його у контейнер;

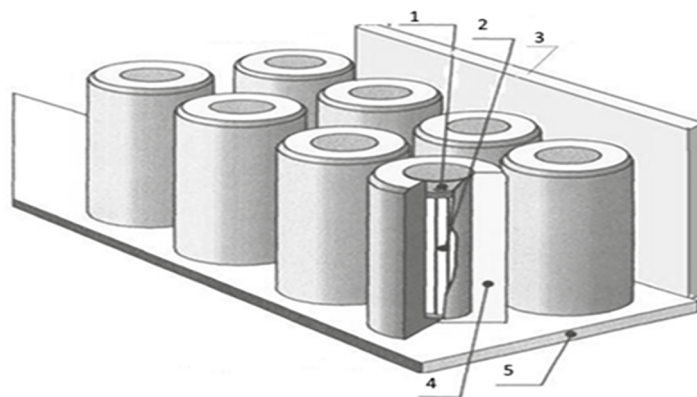


Рисунок 1 – Структура зони зберігання СЗВЯП [15], де 1 – захисна кришка ВКЗ; 2 – БГК; 3 – захисна стіна; 4 – бетонна оболонка; 5 – залізобетонна плита

застосуванням гетерогенних поглиначів у необхідній кількості.

Залишкове енерговиділення на одну ВТВЗ не повинно перевищувати 0,99 кВт, з урахуванням похибки розрахунку.

Комбінований ВКЗ служить опорною конструкцією, забезпечуючи захист від випромінювання та охолодження БГК завдяки природній конвекції повітря.

У проєкті комбінованого ВКЗ враховано фактори, пов'язані з впливами навколишнього середовища та явищами природи, механічним навантаженням, ядерною безпекою [15]. Базовою температурою для теплових розрахунків прийнято температуру 24 °С. Коливання температур обмежено інтервалом – 40 °С за відсутності сонячних навантажень та 42 °С за наявності сонячних навантажень. Допустиме вітрове навантаження становить 781 кг/м². Контейнер здатний витримувати затоплення до глибини до 51,2 м та потік води зі швидкістю до 7,62 м/с. Допустимі снігові та льодові навантаження становлять не більше 489 кг/м². Сейсмостійкість у кожному із взаємно перпендикулярних горизонтальних напрямків прискорення ґрунтів становить не менше 0,2 g, а вертикальне прискорення ґрунту, що виникає, становить до 0,14 g.

Ядерна безпека забезпечується гарантованим збереженням підкритичності щонайменше 5 % у разі zalivки неборованою водою.

Технічні вимоги до системи зберігання ВЯП визначаються принципами ядерної та радіаційної безпеки, визначеними в НП 306.2.221-2019 [16], зокрема запобігання виникненню самопідтримуючої ланцюгової реакції, забезпечення тепловідведення від ВЯП, забезпечення збереження фізичних бар'єрів [17]. Норма надійності встановлюється у вигляді ймовірності безвідмовності $P(t)$ або середньої тривалості безвідмовності T_m . Усі елементи системи передбачаються рівнонадійними, а зміни ймовірностей небажаних подій, приймаючих катастрофічний рівень, мають експоненційний характер. Клас безпеки цієї споруди характеризується відсутністю небезпеки від аварії для життя обслуговуючого персоналу та обмеженими соціально-економічними наслідками. Частота аварій такого рівня складає від 10^{-3} до 10^{-6} 1/рік [18], [19].

Ресурспроможність та надійність СЗВЯП на АЕС

Комплексом технічних характеристик технологічної системи критично важливого об'єкта інфраструктури, до якого входять безвідмовність, довговічність та ремонтпридатність та який визначає можливість використання системи за призначенням, є **ресурспроможність**. Для оцінки ресурспроможності використовують такі характеристики:

- 1) безвідмовність: ймовірність безвідмовної роботи, $P(t)$; доробок на відмову, T_{cp} ; параметр потоку відмов, $\omega(t)$;
- 2) довговічність: строк служби, $T_{ср}$; залишковий ресурс, T_{op} ;
- 3) ремонтпридатність: номенклатура ремкомплектів; значення коефіцієнта готовності.

Ресурспроможність – безрозмірна величина, **що приймає залишковий час, зворотний залишковий час, залишковий ресурс**. Граничним вважається стан, коли система не здатна забезпечувати проєктний режим функціонування або якість кінцевого продукту. Досягнення такого стану зумовлює зношування обмежуючих і ущільнюючих поверхонь обладнання, поява в конструкціях дефектів проникності, а також морального зношування. Деградація стану конструкцій відбувається внаслідок корозії, ерозії, циклічних теплових та радіаційних впливів, а також випадкових факторів.

Мірою ресурсу служить тривалість експлуатації. Ресурс розрізняють як: призначений, залишковий, індивідуальний, гарантований, гамма-відсотковий та середній.

Прогнозувати ресурс об'єктів як показник довговічності дозволяє теорія надійності. Особливе місце в ній займає прогнозування ресурсу об'єктів на стадії експлуатації. На відміну від стадії проєктування, коли прогнозу підлягає ресурс генеральної сукупності об'єктів, прогнозування ресурсу на стадії експлуатації виконується для конкретних об'єктів. Визначенню підлягає залишковий ресурс, тобто можлива тривалість експлуатації об'єкта до досягнення параметром технічного стану граничного значення.

ВКЗ забезпечує конструктивну опору, захист від радіації та охолодження БГК завдяки природній конвекції під час зберігання, а також захист її від впливу природного середовища. Під час оцінки його надійності, як і будь-якої системи, необхідно визначити ймовірність її нормального функціонування, враховуючи при тому три види відмов [20], [21]:

- несподівана (катастрофічна);
- поступова (параметрична);
- перемежована (що чергується).

Для оцінки ймовірності безвідмовної роботи системи складено функціональні структурні схеми технологічного процесу зберігання ТВЗ (рисунок 2) і БГК (рисунок 3), до яких входять усі конструктивні елементи контейнера.

Функціональне призначення ВКЗ полягає у відведенні залишкового тепловиділення для розсіювання в навколишньому середовищі і екранування радіаційного впливу ядерного палива, що зберігається.

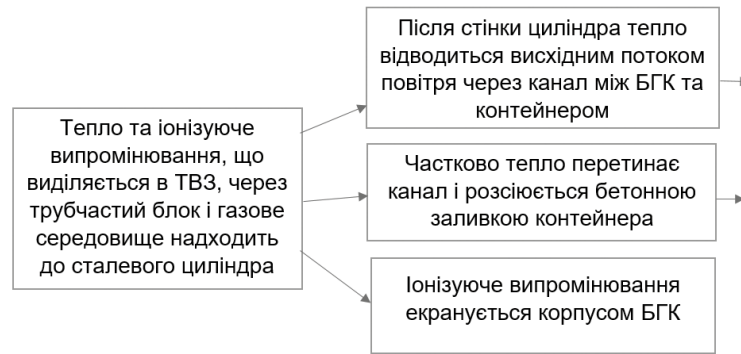


Рисунок 2 – Структурна схема технологічного процесу зберігання ТВЗ



Рисунок 3 – Структурна схема БГК

Функціональна структурна схема ВКЗ являє собою послідовний набір оболонок різного ступеня герметичності, теплопровідності та затримуючої здатності іонізуючого випромінювання.

Першою оболонкою є БГК: блок шестигранних труб для фіксації ТВЗ, зварена циліндрична обичайка з днищем, кришка БГК з різьбовим та швидкороз'ємним з'єднаннями для створення необхідного середовища в оболонці та газове середовище (рисунок 3).

Під час оцінки надійності БГК необхідно враховувати деградацію стану: блока з ТВЗ, заповнювального середовища, зварювальних з'єднань, забруднення теплообмінної поверхні БГК, ємності загалом та роз'ємів для маніпуляцій із внутрішнім об'ємом БГК.

Методологія оцінки ймовірності безвідмовності об'єкта побудована на утворенні структурної схеми об'єкта, статистичних даних про потоки відмов елементів, з яких побудовано об'єкт і співвідношення для розрахунку ймовірності відмови.

Розраховане значення ймовірності безвідмовного стану БГК за тривалості зберігання 50 років, що передбачено проєктом СЗВЯП, з урахуванням зазначених видів деградації, за розрахунком авторів, складає не менше $P_k = P(P_1 \dots P_i) = P(0,9939 \times 0,9200 \times 0,8742) = 0,7994 \approx 0,8$. Така ж оцінка для тривалості зберігання 100 років складає 0,7.

Другою оболонкою ВКЗ є порожниста вентильована залізобетонна оболонка: основа зі сталевго листа, внутрішнє сталеве облицювання, зовнішній зварний арматурний каркас з вертикальних стрижнів і горизонтальних кілець та бетонна заливка. Захисна кришка ВКЗ знімна, зафіксована різьбовим з'єднанням.

Надійність оболонки ВКЗ регламентують: стан внутрішнього облицювання, зварні з'єднання арматурних стрижнів, корозія арматури, днища, кришки та кріплення, деградація тріщиноутворенням та висипанням бетонної заливки (рисунок 4).



Рисунок 4 – Структурна схема залізобетонної оболонки

Значення ймовірності безвідмовного стану захисної оболонки, для тих же умов, розраховане за тою ж методикою, що і БГК, дорівнює $P_{об} = 0,8051 \approx 0,8$, а для 100 років, відповідно 0,7.

Коаксіальне об'єднання оболонок дозволяє припускати, що вихід з ладу будь-якої з них призводить до втрати працездатності всієї конструкції. Ймовірність безвідмовного стану комплексу загалом дорівнює добутку ймовірностей розглянутих рівнів і становить для 50-річної тривалості зберігання $P_{об} = 0,6436$. Безвідмовність за менших тривалостей моніторингу суттєво вища і добре відображається залежністю виду:

$$P_i(t) = e^{-0,001(t_i - (i-1)\Delta t)}, \quad (1)$$

де i – номер контейнера за порядком постановки; t_i – тривалість експлуатації, тис. годин; Δt – тимчасовий крок постановки контейнерів на зберігання, тис. годин.

На майданчику зберігання ВКЗ є автономними об'єктами і надійність сховища загалом визначається станом кожного ВКЗ, які не пов'язані між собою і не мають загального показника надійності. Водночас необхідно враховувати, що ВКЗ на майданчику зберігання, характеризуються різною ймовірністю безвідмовності внаслідок різного часу постановки на зберігання.

Розглядаючи сховище як систему паралельних елементів, можна вирахувати ймовірність безвідмовності системи ВКЗ за співвідношенням:

$$P = 1 - (1 - p_1)(1 - p_2) \dots (1 - p_n), \quad (2)$$

де p_n – ймовірність безвідмовності n -ного ВКЗ. Вважаючи систему ВКЗ збіркою незалежних елементів можна застосувати для оцінки усереднений показник ймовірності безвідмовності.

Сховище від початку експлуатації постійно з частотою $0,001 \text{ год.}^{-1}$ поповнюється новою одиницею зберігання, тоді як раніше встановлені одиниці зберігання частково вичерпують свій ресурс.

Чисельне моделювання ситуації показало, що ймовірність безвідмовного функціонування, розрахована за виразом (2) майже дорівнює значенням безвідмовності першого встановленого ВКЗ і тільки після встановлення останнього елемента виявляє суттєве зниження значення. А середня ймовірність безвідмовного функціонування незалежних одиниць зберігання виявляє завищені значення майже через 10 тис. годин зберігання (рисунок 5).

Різниця ймовірності безвідмовного стану ВКЗ для першого встановленого контейнера та середньої безвідмовності для всіх встановлених на майданчику контейнерів відображається співвідношенням:

$$\Delta P(\%) = 1 \times 10^{-10} \cdot t_i^4 - 2 \times 10^{-7} \cdot t_i^3 + 7 \times 10^{-5} \cdot t_i^2 + 0,0429 \cdot t_i + 0,029. \quad (3)$$

Після встановлення останнього ВКЗ різниця ймовірності безвідмовності стабілізується на рівні 20 %. У процесі встановлення ВКЗ інтенсивність зниження ймовірності безвідмовності становить $0,05 \times 10^{-3} \text{ %/год}$. Після встановлення останнього контейнера вона знижується до $0,008 \times 10^{-3} \text{ %/год}$.

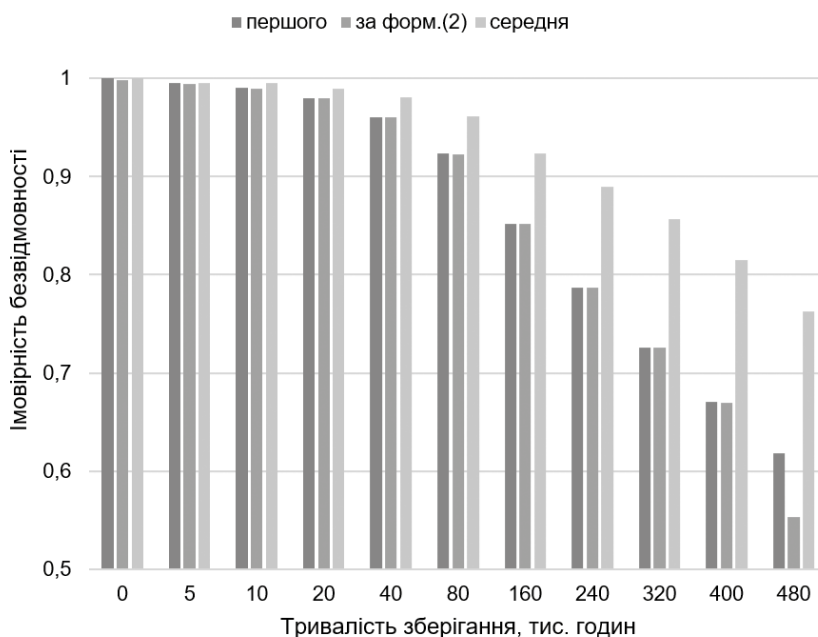


Рисунок 5 – Залежність ймовірності безвідмовного стану ВКЗ від тривалості зберігання

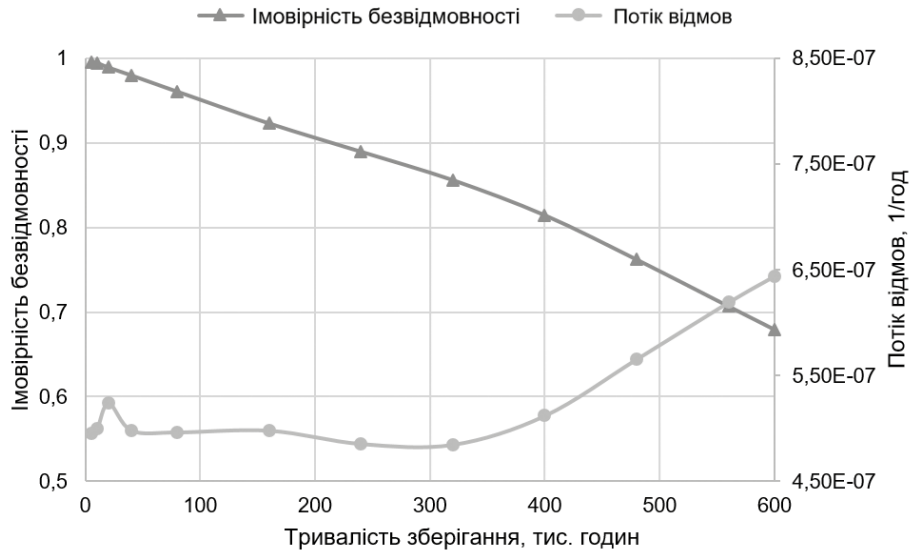


Рисунок 6 – Залежність імовірності безвідмовного стану ВКЗ від тривалості зберігання

Виконаний прогноз імовірності безвідмовного зберігання ВЯП показав, що для оцінювання ресурсоспроможності і надійності відкритого сховища ВЯП доцільне використання співвідношення розрахунку безвідмовності паралельно з'єднаних елементів системи.

Інтенсивність можливих порушень у забезпеченні захисту об'єкта зберігання з часом знижується, але залишається менше допустимого потоку відмов (рисунок 6).

Інтенсивність середнього потоку відмов ВКЗ на майданчику сховища, у процесі їх розташування, зберігається майже постійною (5×10^{-7} 1/год) з незначними відхиленнями (2–7 %) зумовленими ефектом заповненості сховища.

Отримані результати підтверджують тезу, що деградація контейнерів, як і інших об'єктів з пасивним режимом функціонування, має поступовий характер і зумовлена довготривалістю збереження властивостей конструкційних матеріалів, з яких виготовлені деталі контейнера.

Висновки

Мета наведеного дослідження полягає у прогнозуванні ресурсу СЗВЯП. Передбачається оцінка надійності складових частин та системи загалом.

1. Показано, що функціональна структурна схема контейнера для сухого зберігання ВЯП може бути представлена послідовно-паралельною системою об'єднання оболонок та інших конструктивних елементів.

2. Встановлено, що на майданчику зберігання контейнери є автономними об'єктами і надійність сховища загалом визначається станом кожного контейнера, які не пов'язані між собою та не мають

загального показника надійності, тому для оцінки надійності сховища потрібно використовувати показник імовірності безвідмовності всіх розміщених у сховищі контейнерів, у міру його заповнення, вважаючи контейнери паралельно працюючими елементами.

3. Показано, що в міру заповнення сховища ймовірність безвідмовності знижується з інтенсивністю $0,05 \times 10^{-3}$ %/год, а після встановлення останнього контейнера стабілізується на рівні до $0,008 \times 10^{-3}$ %/год.

Список використаної літератури

1. Хранение отработавшего топлива до отправки на переработку или захоронение. Серия изданий МАГАТЭ по ядерной энергии No. NF-T-3.3. Вена : МАГАТЭ, 2021. 54 с. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1846R_web.pdf.
2. Nuclear Technology Review 2015. Vienna : IAEA, 2015. P. 27.
3. Доповідь про стан ядерної та радіаційної безпеки в Україні у 2009 році. Державний комітет ядерного регулювання України, 2010. URL: https://snriu.gov.ua/storage/app/sites/1/docs/shorichna_dopovid_pro_stan_yadernou_ta_radiacijnoi_bezpeky/Report%202009%20UKR.pdf.
4. 51 новий атомний енергоблок: що, де, якої потужності – PRIS. *InfoAtom*. URL: <https://infoatom.news/2022/01/10/100120221316>.
5. Поводження з ВЯП реакторів типу ВВЕР. *Uatom.org*. URL: <https://www.uatom.org/ekspluatatsiya-ssvyap-na-zaporizkij-aes>.
6. На ЦСВЯП уже зберігаються 13 контейнерів із паливом трьох АЕС – голова ДІЯРУ. *Інтерфакс-Україна*. URL: <https://interfax.com.ua/news/economic/954451.html>.

7. Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку: Закон України від 08.02.1995 р. № 39/95-ВР: станом на 1 січ. 2024 р. URL: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/39/95-вр#Text>.

8. Об'єднана конвенція про безпеку поводження з відпрацьованим паливом та про безпеку поводження з радіоактивними відходами: Конвенція Орг. Об'єдн. Націй від 05.09.1997 р.: станом на 20 квіт. 2000 р. URL: https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/995_335#Text.

9. Ядерна установка. *Облік та контроль ядерного матеріалу, фізичний захист ядерного матеріалу і ядерних установок. Тлумачний словник українських термінів. Словники термінів: українсько-англо-російський, русско-украинско-английский, english-russian-ukrainian.* НП 306.7.086-2004, затверджений наказом Державного комітету ядерного регулювання України від 08.06.2004 № 101. URL: <https://ips.ligazakon.net/document/TM031804>.

10. Guidebook on Spent Fuel Storage Options and Systems. Technical Reports Series No. 240. IAEA: Vienna, 2024. 178 p. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/DOC_010_240_web.pdf.

11. Рудычев В. Г., Алёхина С. В., Голощапов В. Н. и др. Безопасность сухого хранения отработавшего ядерного топлива (под общ. ред. Ю. М. Мацевитого, И. И. Залюбовского). Харьков: Харьк. нац. ун-т им. В. Н. Каразина, 2013. 200 с.

12. Филиппова М. С., Перелет Т. И. Перспективы захоронения и утилизации отработанного ядерного топлива на атомных электростанциях Украины. *Вісник НТУУ КПІ. Сер. «Гірництво»*. 2009. Вип. 18. С. 105-109.

13. Альохіна С. В. Проблеми створення науково-методологічних основ теплової безпеки сухого зберігання відпрацьованого ядерного палива в Україні. *Проблеми машинобудування*. 2018. Т. 21. № 3. С. 4-12. URL: https://journal-me.com/archive/ua/2018_3_1_ukr.pdf.

14. Ящук Б. В., Ковальчук В. І. Моделювання теплового режиму в контейнері для ядерного палива. *Сучасні інформ. технології та телекомунікаційні мережі: тези доп. 57-ої конф. молодих дослідників*. Одеса, 2022. С. 284-290. URL: <http://dspace.opu.ua/jspui/handle/123456789/13026>.

15. Kovalchuk V., Kozlov I., Dorozh O., Sovo K. Assessment of the reliability of a concrete cask shell of the dry storage of the spent nuclear fuel. *Proceedings of Odessa Polytechnic University*. 2018. Issue 3(56). P. 30-39. URL: <https://doi.org/10.15276/opu.3.56.2018.03>.

16. НП 306.2.221-2019. Вимоги безпеки під час поводження з ядерним паливом. Затверджено наказом Держатомрегулювання від 21.06.2019 № 269, зареєстровано в Міністерстві юстиції України 30.07.2019 за № 833/33804. URL: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0833-19#Text>.

17. Двоглазов А. М., Медведев В. И., Носовский А. В. Опыт лицензирования в Украине ХОЯТ сухого типа Запорожской АЭС. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2008. Т. 11, Вип. 3. С. 45-50. URL: [https://doi.org/10.32918/nrs.2008.11-3\(39\).09](https://doi.org/10.32918/nrs.2008.11-3(39).09).

18. Севбо А. Е., Тарановский А. В. Состояние проблемы управления рисками при эксплуатации АЭС. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2011. № 4(52). С. 49-55. URL: [https://doi.org/10.32918/nrs.2011.4\(52\).08](https://doi.org/10.32918/nrs.2011.4(52).08).

19. Международная шкала ядерных событий (ИНЕС). Руководство для пользователей. Издание 2001 года. Вена: МАГАТЭ, 2001.

20. Лапа М. В., Маловик К. Н. Развитие научных основ повышения качества эксплуатации и ресурсоспособности критически важных объектов инфраструктуры: монография. Харьков: Изд-во «ИНДУСТРИЯ», 2016. 280 с.

21. Основы расчета надежности технических систем по надежности их элементов. *Надежность технических систем и техногенный риск: электронное учебное пособие*. URL: www.obzh.ru/nad/4-5.html.

References

1. Storing Spent Fuel until Transport to Reprocessing or Disposal. IAEA Nuclear Energy Series No. NF-T-3.3, IAEA, Vienna, 2019. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1846R_web.pdf.
2. Nuclear Technology Review 2015. Vienna, IAEA, 2015.
3. Nuclear and Radiation Safety in Ukraine Annual Report 2009. The State Nuclear Regulatory Committee of Ukraine (2010). https://snriu.gov.ua/storage/app/sites/1/docs/shorichna_dopovid_pro_stan_yadernou_ta_radiacijnoi_bezpeky/Report%202009%20UKR.pdf.
4. 51 New Nuclear Power Units: What, Where, of What Capacity. PRIS. *InfoAtom*. <https://infoatom.news/2022/01/10/100120221316>.
5. VVER Spent Fuel Management. *Uatom.org*. <https://www.uatom.org/ekspluatatsiya-ssvyap-na-zaporizkij-aes>.
6. 13 containers with fuel from three NPPs are already stored at the CSFSF – the SNRIU Head. *Interfax-Ukraine*. <https://interfax.com.ua/news/economic/954451.html>.
7. On Human Protection against Ionizing Radiation, The Law of Ukraine, No. 39/95-BP (2024). <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/39/95-вр#Text>.
8. Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management. Convention of the Organization of United Nations of 5 September 1997. https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/995_335#Text.
9. Nuclear Facility. Accounting and Control of Nuclear Material, Physical Protection of Nuclear Material and Nuclear Installations. Explanatory Dictionary of Ukrainian Terms. Dictionaries of Terms: Ukrainian-English-Russian, Russian-Ukrainian-English, English-Russian-Ukrainian. NP 306.7.086-2004, approved by SNRCU Order No. 101 dated 8 June 2004. <https://ips.ligazakon.net/document/TM031804>.
10. Guidebook on Spent Fuel Storage Options and Systems. Technical Reports Series No. 240. Vienna, IAEA, 2024. 178 p. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/DOC_010_240_web.pdf.
11. Rudychev, V., Aliokhina, S., Goloshchapov, V. et al. (2013). Safety of dry spent nuclear fuel storage (under the general editorship of Yu. Matsevityi, I. Zaliubovskiy). Kharkiv, V. Karazin Kharkiv National University, 200 p.

12. Filippova, M., Pereliot, T. (2009). Prospects for the disposal and recycling of spent nuclear fuel at nuclear power plants in Ukraine. *Bulletin of the National Technical University of Ukraine "Kyiv Polytechnic Institute". Mining Series*, 18, 105-109.

13. Aliokhina, S. (2018). Issues of forming scientific and methodological framework for thermal safety of spent nuclear fuel dry storage in Ukraine. *Journal of Mechanical Engineering*. 21(3), 4–12. https://journal-me.com/archive/ua/2018_3_1_ukr.pdf.

14. Yashchuk, B., Kovalchuk, V. (2022). Modeling of the thermal regime in a spent nuclear fuel container. Modern information technologies and telecommunication networks. *57th Conference of Young Researchers*. Odesa, 284-290. <http://dSPACE.opu.ua/jspui/handle/123456789/13026>.

15. Kovalchuk, V., Kozlov, I., Dorozh, O., Sova, K. (2018). Reliability assessment for a concrete cask shell of the dry spent nuclear fuel storage. *Proceedings of Odesa Polytechnic University*, 3(56), 30–39. URL: <https://doi.org/10.15276/opu.3.56.2018.03>.

16. NP 306.2.221-2019. Safety Requirements for Nuclear Fuel Management. Approved by SNRIU Order No. 269 dated 21 June 2019 and registered in the Ministry of Justice of Ukraine on 30 July 2019 under No. 833/33804. <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0833-19#Text>.

17. Dvoyeglazov, O., Medvedev, V., Nosovskyi A. (2008). Ukrainian experience in licensing Zaporizhzhya NPP SFSF of dry type. *Nuclear and Radiation Safety*, 11(3), 45-50. [https://doi.org/10.32918/nrs.2008.11-3\(39\).09](https://doi.org/10.32918/nrs.2008.11-3(39).09).

18. Sevbo, A., Taranovski, A. (2011). Issues of risk management during NPP operation. *Nuclear and Radiation Safety*, 4(52), 49-55. [https://doi.org/10.32918/nrs.2011.4\(52\).08](https://doi.org/10.32918/nrs.2011.4(52).08).

19. INES. The International Nuclear and Radiological Event Scale User's Manual. 2001 Edition. IAEA, Vienna. 2001.

20. Lapa, M., Malovik, K. (2016). Development of scientific bases for improving the operation quality and service life of critical infrastructure facilities. Monograph. Kharkiv, INDUSTRY Publishing House, 280 p.

21. Fundamentals of calculating the reliability of technical systems based on the reliability of their components. Reliability of technical systems and man-made risk: Electronic Study Guide. www.obzh.ru/nad/4-5.html.

power reactor fuel storage systems used in power engineering, by assessing their reliability. The issues of spent nuclear fuel management in countries, which actively use nuclear energy, are analyzed for normal operation without taking into account possible risks from events related to military aggression.

This topic is important considering the construction of new SNF storage facilities in Ukraine. They include the centralized storage facility for SNF from the Rivne, Khmelnytsky and Pivdennoukrainsk NPPs (CSFSF) and for SNF of channel-type graphite moderated reactors from the Chornobyl NPP (ISF-2).

The study is based on analyzing the structural diagram for the technological process of dry SNF storage and design features of technological diagram equipment components in the form of fuel assemblies (FAs), as well as the probabilistic calculations of design reliability as a whole.

The issues of spent nuclear fuel (SNF) management in long-term storage conditions are analyzed. The issue of SNF long-term storage at dry sites is highlighted. The assessment of forecasting service life and reliability for components and systems of dry storage for spent nuclear fuel at NPPs is proposed. The forecast of the probability for failure-free storage of SNF components during the whole operation period is presented.

It is proved that SNF storage facility reliability is generally determined by the condition of each structural element (containers), which are not related to each other and do not have a common reliability indicator. In this case, the mean probabilistic reliability should be considered.

Numerical modeling of the situation has shown that the mean probability of failure-free operation for independently located storage units is exhausted somewhat slower than for each separate container.

The results obtained allow us to state that the containers degrade gradually and this is caused by the long-term unaltered properties of structural materials from which the container parts are made.

Keywords: spent nuclear fuel, dry storage, storage containers, fuel assemblies, service life, reliability.

Отримано 08.04.2024

Assessment of the Service Life and Reliability for Spent Nuclear Fuel Dry Storage Systems

I. Kozlov¹, V. Kovalchuk¹, V. Kondratyuk², K. Sova¹,
O. Chornenkyi¹, M. Lysak¹

¹Odesa Polytechnic National University,
Odesa, Ukraine

²National Technical University of Ukraine "Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute", Kyiv, Ukraine

The paper is devoted to forecasting the service life of dry spent nuclear fuel (SNF) storage systems, which represent the most common type of nuclear