

В. І. Борисенко¹, В. В. Горанчук¹, М. С. Юров^{1,2}

¹ Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, Київ, 03028, Україна

² Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського», просп. Берестейський, 37, Київ, 03056, Україна

Активність і залишкове енерговиділення ядерного палива під час експлуатації і зберігання

Ключові слова:

відпрацьоване ядерне паливо,
питома активність ядерного палива,
залишкове енерговиділення,
тепловидільна збірка,
ВВЕР-1000,
сховище ВЯП сухого типу,
сховище ВЯП мокрого типу,
програмний код SCALE

Представлено загальну інформацію про обсяги накопиченого відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) на АЕС у світі. Проведено аналіз темпів накопичення ВЯП, зроблено прогнози щодо накопичення ВЯП у світі й в Україні на найближче десятиріччя. Наведено інформацію щодо технологій поводження з ВЯП, а також деякі характеристики систем зберігання ВЯП мокрого й сухого типів. Радіаційні характеристики ВЯП — активність і залишкове енерговиділення ядерного палива — значною мірою визначають як можливий перебіг аварійних сценаріїв, так і можливі радіаційні наслідки аварій на ядерних установках. У статті представлено результати аналітичного моделювання у програмному коді SCALE зміни активності й залишкового енерговиділення ядерного палива ВВЕР-1000 після періоду експлуатації тепловидільної збірки (ТВЗ) в активній зоні ВВЕР-1000. Для моделювання обрано модель ТВЗ ВВЕР-1000 зі збагаченням 4,4 %, яка використовується в режимі стаціонарних перевантажень палива. Проведено порівняння результатів моделювання з даними, наведеними у відповідних довідниках щодо зміни радіаційних характеристик ядерного палива під час його експлуатації в ВВЕР-1000. Представлено результати порівняння радіаційних характеристик ТВЗ ВВЕР-1000 з однаковим вигорянням, але з різним графіком навантаження ТВЗ в останній рік експлуатації для чотирьохрічної паливної кампанії. Продемонстровано суттєвий вплив на радіаційні характеристики (активність і залишкове енерговиділення) саме режиму навантаження ТВЗ. Результати моделювання показують, що питома активність, а відповідно й загальна активність ядерного палива в активній зоні ВВЕР-1000, після ~1 року вимушеного простою енергоблоків Запорізької АЕС зменшилася в ~100 разів. Тому можливі радіаційні наслідки в разі пошкодження ядерного палива, що знаходиться в активних зонах або вивантажено в басейни витримки, будуть значно меншими, ніж у разі аварії на працюючому реакторі. Те саме стосується й порівнянь наслідків можливої аварії на Запорізькій АЕС із наслідками аварії на Чорнобильській АЕС у 1986 р., яка відбулася на працюючому реакторі з викидом назовні, щонайменше ~3–5 % ядерного палива.

Вступ

Станом на жовтень 2023 р. у світі в експлуатації перебуває 412 ядерних енергетичних реакторів

(встановлена потужність 370 ГВт), у процесі будівництва — 58 ядерних реакторів (встановлена потужність 60 ГВт), у стані зупину й виведення з експлуатації — 209 ядерних реакторів (встановлена потужність

© В. І. Борисенко, В. В. Горанчук, М. С. Юров, 2023

105 ГВт); також в експлуатації перебуває 220 дослідницьких реакторів [1].

Загальна частка електроенергії, що вироблена на АЕС, становить ~9,6 % від загального електровиробництва у світі, яке в 2021 р. склало 2653 млрд кВт · год. На сучасному етапі розвитку енергетики ядерна генерація втрачає свої позиції. Так, наприклад, у 1996 р. частка електроенергії, що вироблена на АЕС, становила 17,5 % (це максимум за весь час), в абсолютних одиницях — 2 250 млрд кВт · год, а максимум виробництва електроенергії на АЕС в абсолютних одиницях 2 660 млрд кВт · год було досягнуто у 2006 р. Таким чином, за останні десятиріччя ядерна енергетика займає значну частку на ринку електроенергії, наприклад, в Євросоюзі ~25 % (у Франції — 68 %), у США — 19 %, в Україні — 50 % [1].

Темпи зростання ядерної енергетики у світі могли бути більшими під час реалізації прийнятної за екологічними показниками технології поводження з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП). У процесі експлуатації ядерного палива в ядерному енергетичному реакторі в разі закінчення встановленого терміну експлуатації і досягнення проектного вигорання ядерне паливо отримує статус ВЯП і спрямовується на тимчасове зберігання у приреакторних басейнах витримки ВЯП. Саме подальше поводження з ВЯП є поки що науково-технічною проблемою і ще потребує розробки та впровадження оптимальних рішень.

Існує два підходи до вирішення проблеми поводження з ВЯП — це відкритий і закритий паливні

цикли. У відкритому паливному циклі ВЯП підлягає захороненню в геологічному сховищі, а в закритому паливному циклі передбачається переробка ВЯП для повернення в паливний цикл невикористаного у ВЯП урану та напрацьованого плутонію. У відкритому та закритому паливних циклах воно деякий час зберігається у сховищах ВЯП.

Більшість країн обрали технологію відкритого паливного циклу. До таких країн можна віднести й країни, які обрали так зване «відкладене рішення». Технологія закритого паливного циклу частково реалізується у Франції, Англії, Японії, РФ, Індії.

Станом на 2023 р. у сховищах ВЯП на тимчасовому зберіганні знаходилося [2] ~320 тис. тон важкого металу (ВМ), що становить ~70 % від усього обсягу ВЯП; ~110 тис. тон ВМ було перероблено, що становить ~30 % від усього обсягу ВЯП (рис. 1).

Темп накопичення ВЯП у 2022 р. складав ~9 тис. тВМ/рік. У табл. 1 наведено інформацію щодо темпів накопичення ВЯП за країнами.

У сховищах ВЯП мокрого типу зберігається 65 % усього ВЯП, 35 % — у сховищах сухого типу.

На майданчиках АЕС зберігається 47 % ВЯП, 53 % зберігається за межами АЕС на проміжних або централізованих сховищах ВЯП.

Технології поводження з ВЯП

Для зберігання ВЯП у приреакторних басейнах у сучасних проектах ядерних енергетичних устано-

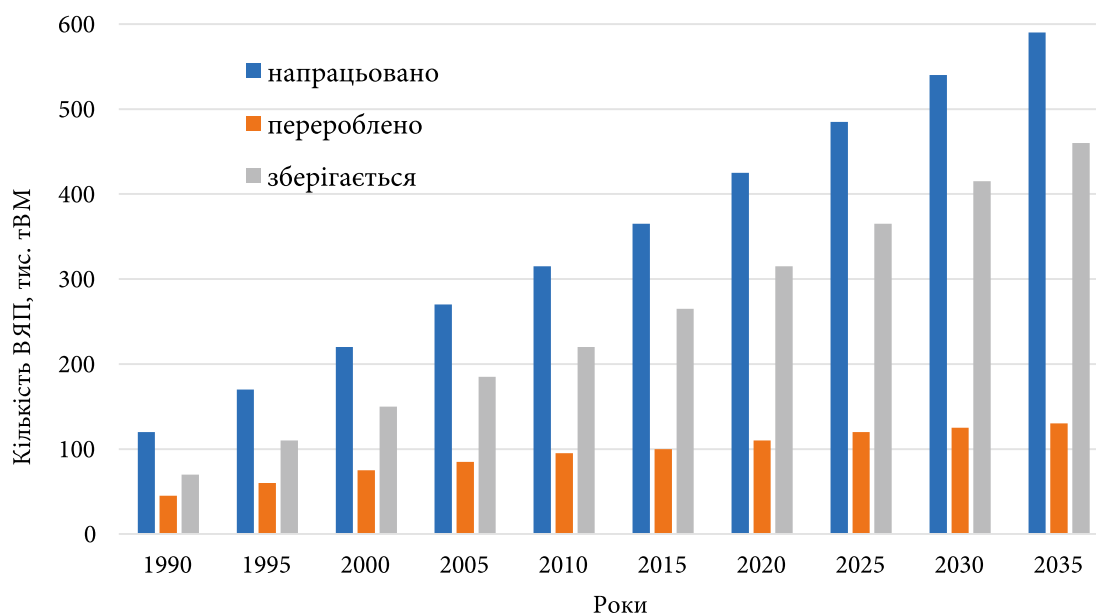


Рис. 1. Зміна в часі обсягів ВЯП, що напрацьовано, перероблено і знаходиться на зберіганні у сховищах ВЯП

Таблиця 1. Середньорічна швидкість накопичення ВЯП і кількість накопиченого ВЯП, що знаходиться в різних країнах на зберіганні у сховищах [2]

Країна	Середньорічна швидкість накопичення ВЯП, тВМ/рік	Кількість накопиченого ВЯП, тВМ
США	2 500	90 000
Канада	1 350	62 600
Китай	1 220	11 900
РФ	1 200	30 800
Південна Корея	700	19 600
Великобританія	330	7 000
Японія	280	19 500
Іспанія	250	5 900
Україна	245	5 300
Франція	200	14 600

вок (ЯЕУ) передбачені більш місткі басейни зберігання (сховища), в яких ВЯП може зберігатися до 40 років. Попередні проекти ЯЕУ були оснащені басейнами витримки (БВ), які розраховані на 5–10 років зберігання ВЯП, що є недостатнім у зв'язку з високими значеннями вигорання палива. За високих значень вигорання ядерного палива (більше 50 МВт · д/кгU) необхідне більш довготривале зберігання ТВЗ саме в басейнах мокрого типу для зменшення потужності залишкового енерговиділення до значень, за яких є можливим зберігання ВЯП у сховищах сухого типу, які є більш економічними і надійними.

Технології мокрого і сухого зберігання ВЯП повинні задовольняти низку вимог:

- сукупність тепловидільних збірок (ТВЗ) повинна підтримуватися в контрольованому стані;

- система охолодження ВЯП повинна гарантувати, що не буде порушено межі теплових обмежень, які могли б призвести до деградації ВЯП;

- підкритичність ВЯП має забезпечуватись як у нормальних, так і в аварійних умовах;

- радіологічний захист повинен забезпечувати безпеку персоналу, населення та навколишнього середовища;

- необхідно передбачити можливість виконання технологічних операцій з поводження з ВЯП.

Позитивний досвід експлуатації приреакторних басейнів-сховищ дозволяє стверджувати, що застосування оболонок твелів із цирконієвого сплаву може забезпечити зберігання ВЯП у таких умовах не менше 50 років. Моніторинг та обслуговування, використання особливостей хімічних процесів, що відбуваються у воді, запобігають деградації палива в умовах

такого зберігання. Досвід експлуатації приреакторних басейнів-сховищ став основою для створення спеціалізованих «мокрих» позареакторних сховищ ВЯП, прикладом якого є СВЯП-1 на Чорнобильській АЕС.

Сховища ВЯП мокрого типу належать до обох типів сховищ: приреакторних та позареакторних сховищ ВЯП. Вони є «басейновими» сховищами, в яких паливо розміщується у водяному середовищі.

Протягом останніх десятиріч спостерігається розвиток технологій сухого зберігання ВЯП. З різних практичних та економічних причин різні способи сухого зберігання розвивалися, перш за все, для того, щоб задовольнити специфічні вимоги для різних видів ядерного палива. Крім того, технологія сухого зберігання ВЯП не потребує застосування активних систем безпеки, на відміну від сховищ мокрого типу. Тому ВЯП сухого типу вважаються більш надійними. Для впровадження технології сухого зберігання ВЯП необхідно було дослідити і вирішити питання щодо зберігання ВЯП за підвищених температур зберігання палива (~300–400 °С), створення різних газових середовищ (повітря, He, CO₂).

Радіаційні характеристики ВЯП

Радіаційні характеристики ВЯП — активність і залишкове енерговиділення ядерного палива — значною мірою визначають як можливий перебіг аварійних сценаріїв, так і можливі радіаційні наслідки аварій на ядерних установках. Тривалий час основним джерелом інформації щодо радіаційних характеристик ядерного палива ВВЕР-440, ВВЕР-1000 і РБМК-1000 було видання [3].

Необхідність проведення досліджень щодо оцінки радіаційних наслідків комунальної аварії у разі можливої руйнації контейнерів або сховищ зберігання ВЯП пояснюється довготривалим ядерним шантажем РФ на окупований Запорізькій АЕС, де з 2001 р. експлуатується сухе сховище ВЯП Запорізької АЕС. Дослідження є також важливим і для інших майданчиків зберігання ВЯП. У роботі представлено аналіз радіаційних характеристик опроміненого ядерного палива ВВЕР-1000, представлених у довіднику [3] і розрахованих авторами роботи у програмному коді SCALE [4].

Активність і залишкове енерговиділення ядерного палива на момент зупинки ядерного реактора на чергове перевантаження визначаються такими показниками, як вигорання ядерного палива в окремих ТВЗ, а також графіком навантаження ТВЗ, особливо за останній рік експлуатації.

У довіднику [3] для ВВЕР-1000 надано інформацію щодо радіаційних характеристик для режимів опромінення ядерного палива протягом 1, 2 і 3 паливних кампаній на питомій потужності ~ 44 МВт/тU, тривалість кожної паливної кампанії ~ 306 діб, зупин на перевантаження палива ~ 48 діб, сумарне вигорання $40,48$ ГВт · д/тU. Необхідно оцінити, наскільки обґрунтованим є застосування радіаційних характеристик опроміненого палива, наведених у довіднику [3], для ядерного палива з фактичним графіком навантаження ТВЗ під час паливних кампаній. Також необхідно оцінити невизначеність результатів, отриманих у [3], унаслідок того факту, що ТВЗ не може експлуатуватися на постійній потужності не тільки протягом одного паливного завантаження, а тим більше в різні паливні завантаження. Зазвичай потужність ТВЗ в останній рік експлуатації в 1,5–2 рази менше, ніж на перших паливних завантаженнях.

Також необхідно враховувати, що на відміну від даних, наведених у довіднику [3], на ВВЕР-1000 АЕС України застосовано чотирирічну паливну кампанію. Для моделювання обрано усереднені дані для одного з енергоблоків ВВЕР-1000. Тривалість паливної кампанії 300 діб, зупин на перевантаження палива 50 діб, сумарне вигорання ~ 50 ГВт · д/тU. Питома потужність ядерного палива за паливним завантаженням, відповідно, 47,6; 49,8; 43,0; 24,9 ГВт/тU, що відповідає фактичному навантаженню ТВЗ для одного з енергоблоків ВВЕР-1000.

Для одержання результатів використовувалися наступні модулі та утиліти програмного коду SCALE: керуючий модуль TRITON; системний мо-

дуль ORIGENS, що запускається керуючим модулем чи самостійно; а також утиліта OPUS. TRITON дає можливість створення 3D моделі, задається геометрія, матеріальний склад палива та різних речовин, а також є можливість створення довільного паливного циклу. Розрахунок вигорання в модулі TRITON складається з трьох частин: розрахунок перерізів (CENTRM/PMC або NITAWL), розрахунок перенесення нейтронів (NEWT або KENO) і розрахунок вигорання (COUPLE/ORIGENS). ORIGENS моделює вигорання палива: передбачає на задані моменти часу концентрації нуклідів, джерела нейтронів та гамма-квантів, активність, залишкове енерговиділення. OPUS — утиліта, що дає можливість вивести дані з вихідних файлів ORIGENS, а також дозволяє вивести результат у вигляді залежності певної величини від часу та створює на основі цього таблицю результатів [4].

У роботі (див. рис. 2–5) представлено порівняльні результати щодо зміни в часі активності ядерного палива для таких випадків:

активність ядерного палива активної зони ВВЕР-1000 на кінець паливної кампанії в режимі стаціонарних перевантажень для трирічної (режим Q) і чотирирічної (режим S) паливних кампаній;

активність ядерного палива ВВЕР-1000, вивантаженого в басейн витримки або в контейнер зберігання ВЯП для трирічної і чотирирічної паливних кампаній.

Таким чином, є можливість оцінити діапазони можливих похибок під час визначення радіаційних характеристик ВЯП, які буде застосовано для визначення радіаційного впливу на довкілля і населення при консервативному розгляді сценаріїв можливих аварій з виходом активності за межі фізичних бар'єрів реакторної установки ВВЕР-1000 або в разі руйнації контейнерів зберігання ВЯП.

На рис. 2 представлено зміну протягом 200 діб, а на рис. 4 представлено зміну протягом 30 років питомої активності ядерного палива ВВЕР-1000, яке знаходиться в активній зоні на момент завершення паливної кампанії (для режимів S, Q) і з різних причин не може бути вивантажено в БВ, або у випадку аварійного вивантаження ядерного палива в БВ.

На рис. 3 представлено зміну протягом 200 діб, а на рис. 5 представлено зміну протягом 30 років питомої активності ядерного палива ВВЕР-1000, яке вивантажено в БВ, а потім у контейнери зберігання ВЯП, після завершення експлуатації палива в активній зоні ВВЕР-1000 (для режимів S, Q).

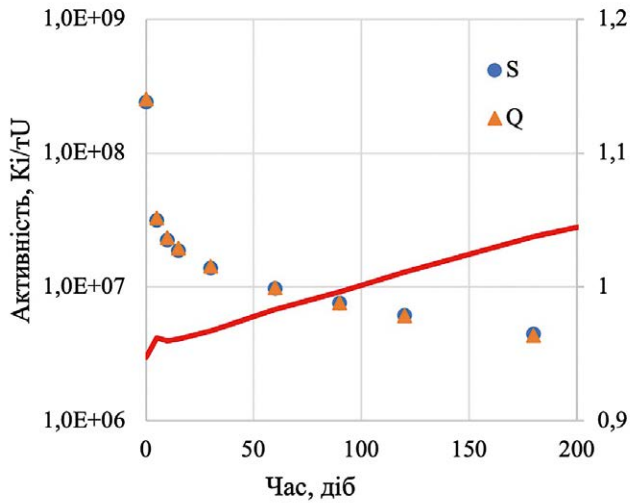


Рис. 2. Активність ядерного палива в активній зоні ВВЕР-1000 після зупину протягом 200 діб

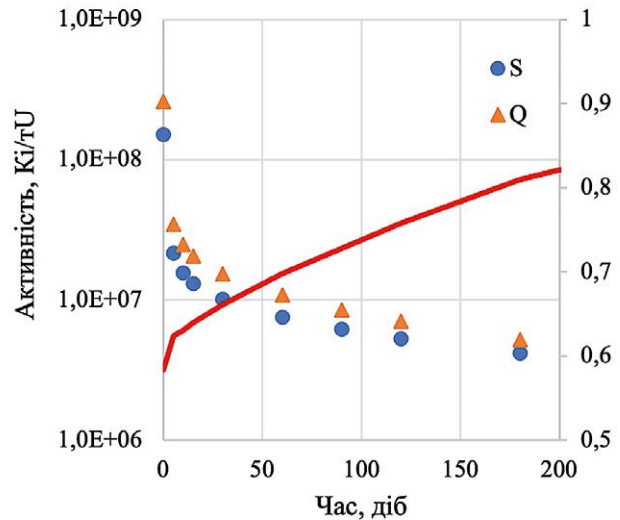


Рис. 3. Активність ВЯП ВВЕР-1000 після зупину протягом 200 діб

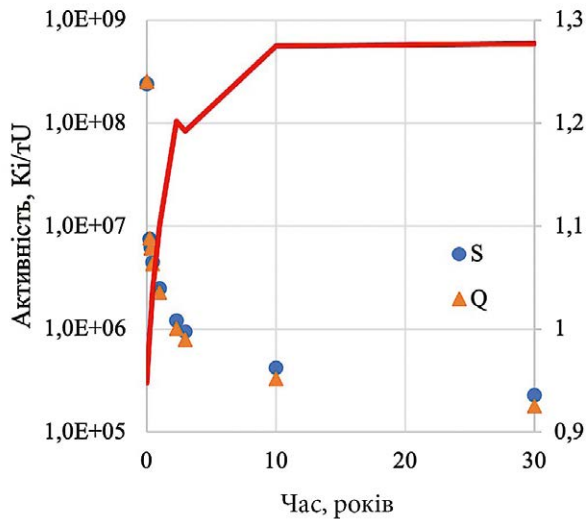


Рис. 4. Активність ядерного палива в активній зоні ВВЕР-1000 після зупину протягом 30 років

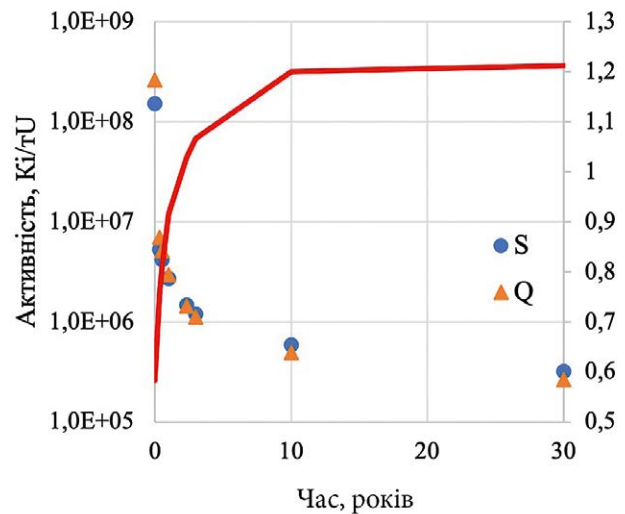


Рис. 5. Активність ВЯП ВВЕР-1000 після зупину протягом 30 років

На рис. 2–5 також представлено значення (права вісь) відношення активності палива в режимі S (маркер кружечок) до активності палива в режимі Q (маркер трикутник).

Вплив графіка навантаження ТВЗ на радіаційні характеристики ВЯП

У наукових дослідженнях з оцінки зміни активності й залишкового енерговиділення ВЯП як параметра, який характеризує ВЯП, використовують значення вигорання палива ($\text{МВт} \cdot \text{д/кгU}$) або питомого енерго-

виділення ($\text{МВт} \cdot \text{д/кгU}$). Для аналізу зміни радіаційних характеристик ВЯП у довгостроковій перспективі (більше 10 років) такий підхід є коректним. Що стосується аналізу зміни радіаційних характеристик ВЯП у короткостроковій перспективі (до 10 років), то необхідно враховувати графік навантаження ТВЗ у період її експлуатації, особливо в останній рік експлуатації.

У статті представлено результати зміни радіаційних характеристик ТВЗ ВВЕР-1000, які досягли під час експлуатації однакового вигорання $10,7 \text{ ГВт} \cdot \text{д/тU}$, але експлуатація ТВЗ проводилася за різними графіками навантаження:

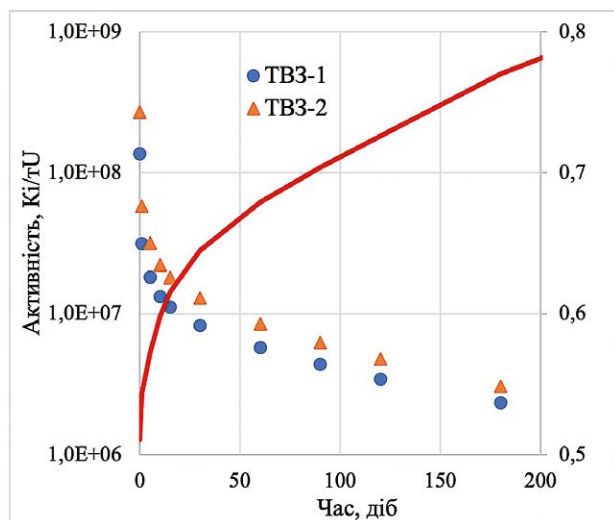


Рис. 6. Активність ядерного палива протягом 200 діб після зупину реактора для ТВЗ-1 і ТВЗ-2

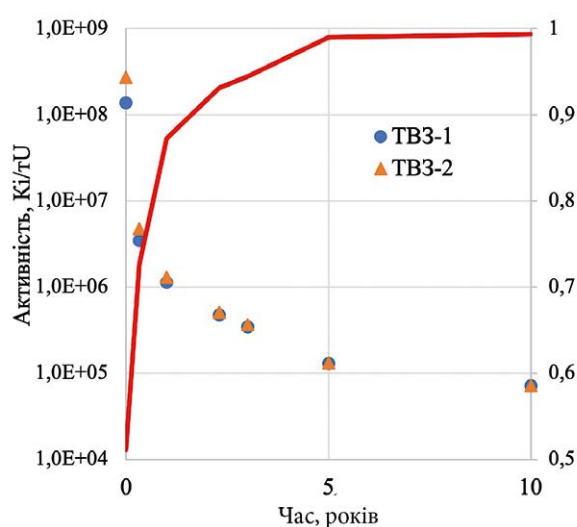


Рис. 7. Активність ядерного палива протягом 10 років після зупину реактора для ТВЗ-1 і ТВЗ-2

ТВЗ-1 протягом 0÷150 діб експлуатувалася на 100 % номінальної потужності, а протягом 151÷300 діб на 50 % номінальної потужності;

ТВЗ-2 протягом 0÷150 діб експлуатувалася на 50 % номінальної потужності, а протягом 151÷300 діб на 100 % номінальної потужності.

Порівняльні результати наведено на рис. 6 та 7. На рис. 6 наведено зміну активності ТВЗ-1 і ТВЗ-2 протягом перших 200 діб після зупину реактора, на рис. 7 — протягом 10 років після зупину реактора.

На рис. 6 та 7 також представлено значення (права вісь) відношення активності палива ТВЗ-1 (маркер кружечок) до активності палива ТВЗ-2 (маркер трикутник).

Проведений аналіз результатів моделювання демонструє, що за однакового вигорання питома активність:

на кінець паливної кампанії ТВЗ-2 майже у 2 рази більша, ніж у ТВЗ-1;

на 50-ту добу більше у 1,5 рази;

через 1 рік більше у 1,15 рази;

на сьомий рік більше тільки на ~1 %.

Тільки з 8÷10 року зберігання ВЯП активності і залишкові енерговиділення ТВЗ з однаковим вигоранням — 10,7 ГВт · д/тU, але різним графіком навантаження під час експлуатації можна вважати однаковими.

Тому під час проведення аналізу можливих радіаційних наслідків аварії на Запорізькій АЕС необхідно враховувати режим навантаження енергоблоків Запорізької АЕС, що перебували в експлуатації перед зупином їх у вересні 2022 р.

Висновки

У роботі проведено аналіз впливу на радіаційні характеристики ВЯП ВВЕР-1000 режиму навантаження ТВЗ під час їхньої експлуатації протягом паливних кампаній.

Результати моделювання показують, що питома активність, а відповідно й загальна активність ядерного палива в активній зоні ВВЕР-1000, після ~1 року вимушеного простою енергоблоків Запорізької АЕС, зменшилася в ~100 разів. Тому можливі радіаційні наслідки в разі пошкодження ядерного палива, що знаходиться в активних зонах або вивантажено в басейни витримки, будуть значно меншими, ніж у разі аварії на працюючому реакторі. Те саме стосується й порівнянь деяких експертів наслідків можливої аварії на Запорізькій АЕС з наслідками аварії на Чорнобильській АЕС у 1986 р., яка відбулася на працюючому реакторі з викидом назовні щонайменше ~3–5 % ядерного палива.

Список використаної літератури

1. База даних МАГАТЕ. — Режим доступу: <https://pris.iaea.org/pris/>
2. Nuclear Energy Data 2021, NEA No. 7608. — OECD, 2022. — 70 р.
3. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: справочник / В. М. Колобашкин [и др.]. — Москва : Энергоатомиздат, 1983. — 384 с.
4. SCALE Code System // Oak Ridge National Laboratory: official website. — Available at: <https://www.ornl.gov/onramp/scale-code-system>.

V. I. Borysenko¹, V. V. Goranchuk¹, M. S. Yurov^{1,2}

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

² National Technical University of Ukraine "Igor Sikorsky Kyiv
Polytechnic Institute", 37, Beresteyskyi Ave, Kyiv, 03056, Ukraine

Radioactivity and Residual Energy Release of Nuclear Fuel During Operation and Storage

General information on the amount of accumulated spent nuclear fuel (SNF) at NPPs in the world is presented. An analysis of the rates of SNF accumulation was carried out, and forecasts of SNF accumulation in the world and in Ukraine for the next decade were made. Information is given on the technologies for SNF handling, as well as some characteristics of SNF storage systems of wet and dry types.

Radiation characteristics of SNF — radioactivity and residual energy release of nuclear fuel — largely determine both possible accident scenarios and possible radiation consequences of accidents at nuclear facilities. The article presents the results of modeling in the SCALE program code of changes in radioactivity and residual energy release of VVER-1000 nuclear fuel after period of operation of the fuel assembly in the VVER-1000 core. The model of VVER-1000 fuel assembly with 4.4% enrichment, which is used in the mode of stationary refueling, was chosen for simulation. The simulation results were compared with the data given in the relevant reference books regarding the change in the radiation characteristics of nuclear fuel during its operation in the VVER-1000. The results of comparison of the radiation characteristics of VVER-1000 fuel assemblies with the same burnup, but with different fuel

loading schedules in the last year of operation are presented for a four-year fuel campaign. A significant influence on the radiation characteristics (radioactivity and residual energy release) of the fuel assembly load mode has been demonstrated.

The simulation results show that the specific radioactivity and, accordingly, the total radioactivity of nuclear fuel in the VVER-1000 cores at the Zaporizhzhia NPP after ~1 year of forced outage decreased by ~100 times. Therefore, the possible radiation consequences in case of damage of nuclear fuel located in the core or unloaded into the spent fuel pools will be much lower than in the case of an accident at an operating reactor. The same applies to comparisons of the consequences of a possible accident at the ZNPP with the consequences of the accident at the Chornobyl NPP in 1986, which occurred at a working reactor with the release of at least ~3–5 % of nuclear fuel.

Keywords: spent nuclear fuel, specific radioactivity of nuclear fuel, residual energy release, fuel assembly, VVER-1000, dry storage of spent nuclear fuel, wet storage of spent nuclear fuel, SCALE program code.

References

1. IAEA database. Available at: <https://pris.iaea.org/pris/>
2. OECD (2022). Nuclear Energy Data 2021, NEA No. 7608, 70 p.
3. Kolobashkin V. M., Rubtsov P. M., Ruzhansky P. A., Sidorenko V. D. (1983). Radiatsionnyie kharakteristiki obluchennogo yadernogo topliva [Radiation characteristics of irradiated nuclear fuel]. Moscow: Energoatomizdat, 384 p. (in Rus.)
4. SCALE Code System. Oak Ridge National Laboratory: official website. Available at: <https://www.ornl.gov/onramp/scale-code-system>.

Надійшла 27.10.2023

Received 27.10.2023