УДК 621.039.58 Doi: https://doi.org/10.32918/nrs.2025.4(108).05

Оцінка потоків ядерних матеріалів у ядерному паливному циклі з використанням програмного комплексу NFCSS

■ **Спірін Гліб Євгенович**
Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: https://orcid.org/0009-0000-3393-0333

■ **Долинкевич Вікторія Миколаївна**
Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: https://orcid.org/0009-0005-3142-1363

■ **Коваль Захар Павлович**
Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: https://orcid.org/0009-0007-3282-2390

■ **Бібік Тимофій Вікторович,** канд. техн. наук
Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського», м. Київ, Україна
ORCID: https://orcid.org/0000-0003-0134-6022

■ **Дибач Олексій Михайлович,** канд. техн. наук
Державне підприємство «Державний науково-технічний центр з ядерної та радіаційної безпеки», м. Київ, Україна
ORCID: https://orcid.org/0000-0002-1807-8514

У статті наведено узагальнену інформацію про складові ядерного паливного циклу в світі та Україні, особливості відкритого та замкнутого ядерних паливних циклів. З використанням програмного комплексу Nuclear Fuel Cycle Simulation System (NFCSS), розробленого Міжнародним агентством з атомної енергії, виконано оціночні розрахунки потоків ядерних матеріалів під час експлуатації енергоблока з реакторною установкою типу ВВЕР-1000 за двома сценаріями: використання уранового палива (відкритий ядерний паливний цикл) та часткового завантаження активної зони змішаним оксидним паливом (перероблення відпрацьованого ядерного палива, замкнутий ядерний паливний цикл).

Оцінено вплив перероблення відпрацьованого ядерного палива на потребу в природному урані, рівень збагачення, утворення відходів, а також визначити зміни ізотопного складу, радіотоксичності й залишкового тепловиділення. Продемонстровано, що застосування змішаного уран-плутонієвого палива сприяє зниженню потреби в природному урані приблизно на 20–25 %, скорочує обсяги робіт зі збагачення і дозволяє більш ефективно використовувати наявні ядерні матеріали. Водночас загальна маса відпрацьованого ядерного палива в обох сценаріях практично не змінюється, але істотно трансформується його ізотопний склад.

Розрахунки засвідчили збільшення залишкового тепловиділення та інтегральної радіотоксичності відпрацьованого ядерного палива у сценарії з використанням уран-плутонієвого палива, що створює додаткові інженерні виклики під час проєктування систем зберігання і геологічного захоронення високоактивних відходів, зокрема щодо теплових навантажень і довготривалого радіаційного впливу.

Зазначено про доцільність використання Nuclear Fuel Cycle Simulation System як інструмента стратегічного аналізу сценаріїв розвитку ядерного паливного циклу, планування використання ядерного палива та оцінки ефективності перероблення відпрацьованого ядерного палива для оцінки розвитку паливно-енергетичного комплексу України.

Ключові слова: ядерний паливний цикл, ядерний матеріал, перероблення відпрацьованого ядерного палива.

© Спірін Г. Є., Долинкевич В. М., Коваль З. П., Бібік Т. В., Дибач О. М., 2025

Вступ

Атомна енергетика є невід'ємною складовою ядерного паливного циклу (ЯПЦ) і водночас залежить від його розвитку, адже ЯПЦ охоплює весь технологічний ланцюг поводження з ядерними матеріалами – від видобутку уранової руди до зберігання відпрацьованого ядерного палива (ВЯП), його перероблення і подальшого захоронення високоактивних відходів (ВАВ).

Частка АЕС в енергетичному балансі України є домінуючою та досягає 60 % від загальної генерації [1]. Подальший розвиток ЯПЦ, зокрема потужностей атомної енергетики, є одним з пріоритетних напрямів державної енергетичної політики для підвищення енергетичної незалежності України [2].

В Україні планується розширення ЯПЦ, зокрема національний оператор АТ «НАЕК «Енергоатом» планує виробництво ядерного палива для потреб власних АЕС та потенційного експорту в країни Європейського Союзу, що експлуатують енергоблоки АЕС з реакторною установкою типу ВВЕР (Чехія, Словаччина, Болгарія і Фінляндія) [3]. Також оголошено про наміри будівництва заводу з конверсії урану [4].

У цій статті наведено узагальнену інформацію щодо складових, типів ЯПЦ та поточного стану ЯПЦ України, опис програмного комплексу Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ) Nuclear Fuel Cycle Simulation System (NFCSS) [5] та спрощені варіантні розрахунки матеріальних потоків ЯПЦ на прикладі енергоблока АЕС з реакторною установкою типу ВВЕР-1000 з використанням уранового та МОХ-палива.

Визначення і складові ядерного паливного циклу в світі та Україні

Термін «ядерний паливний цикл» (англ. «nuclear fuel cycle») визначається залежно від аспекту, що розглядається:

ядерна безпека та фізичний захист, IAEA Nuclear Safety and Security Glossary, 2022 Edition [6]: «Ядерний паливний цикл – це всі операції, пов'язані з виробництвом ядерної енергії»;

гарантії нерозповсюдження ядерного матеріалу, IAEA Safeguards Glossary, 2022 Edition [7]: «Ядерний паливний цикл – це система ядерних установок пов'язаних потоком ядерного матеріалу».

Згідно з міжнародною практикою [8], виділяють такі складові ЯПЦ (див. рисунок 1):

1. Видобуток та перероблення уранової руди: уранова руда видобувається різними методами, як-от: відкритий, шахтовий, підземне вилуговування. Видобута руда проходить процес подрібнення, вилуговування та очищення, у результаті чого отримують урановий концентрат (U_3O_8) (відомий як «жовтий кек»).

2. Конверсія урану: урановий концентрат переводять у форму гексафториду урану (UF6), леткої сполуки, необхідної для подальшого збагачення. Цей процес зазвичай охоплює кілька хімічних стадій, як-от фторування та дистиляція.

3. Збагачення урану: природний уран містить близько 0,7 % ізотопу U-235 та потребує збагачення від 1,5 % до 4,95 % U-235 (для реакторних установок типу ВВЕР-1000), що досягається за допомогою газового центрифугування і газової дифузії чи в перспективі лазерним розділенням ізотопів.

4. Виготовлення твелів та тепловидільних збірок: збагачений UF6 перетворюють у діоксид урану (UO_2) у вигляді порошку з подальшим пресуванням та спіканням у паливні таблетки. Паливні таблетки завантажують у герметичні тепловидільні елементи, з яких формуються тепловидільні збірки.

5. Експлуатація в реакторі: під час експлуатації тепловидільних збірок у реакторі відбувається вигорання U-235, утворення ізотопів урану та плутонію, зокрема Pu-239, та накопичення продуктів поділу. Після використання в активній зоні, ядерне паливо вивантажується в прореакторний басейн витримки для відведення залишкового тепловиділення.

6. Перероблення ВЯП (для замкнутого ЯПЦ): перероблення ВЯП дозволяє уникнути втрати цінних матеріалів – продуктів поділу. Більшу частину під час перероблення ВЯП (близько 96 %) становить уран, з якого менше ніж 1 % – це U-235, і до 1 % – плутоній. Обидва ізотопи можуть бути використані для виробництва свіжого ядерного палива. Додатковою причиною перероблення ВЯП є зменшення обсягу ВАВ.

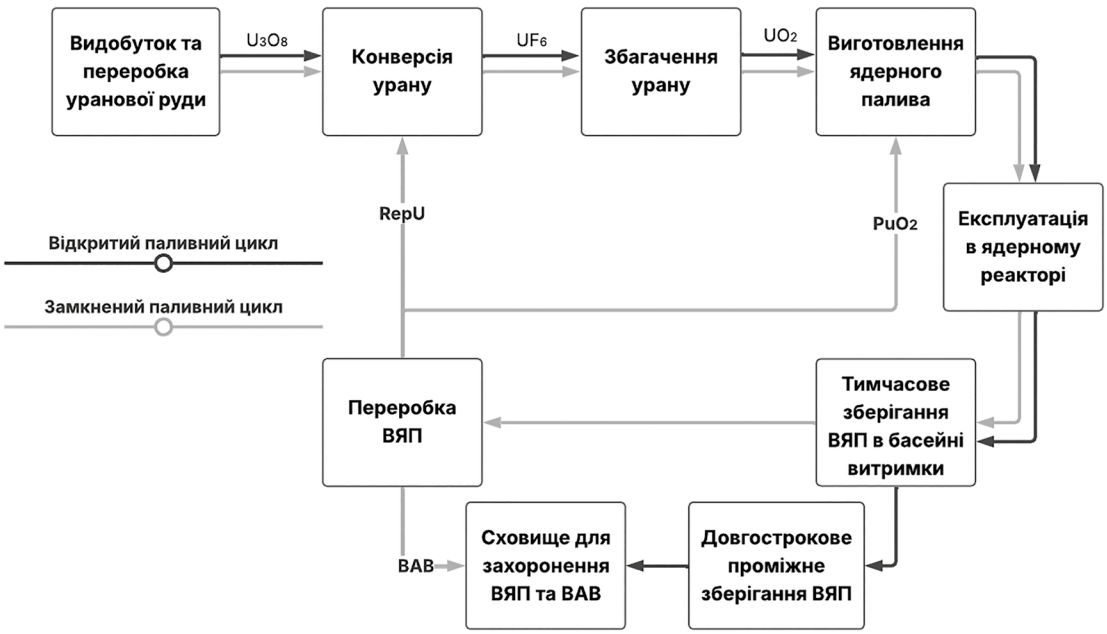

Рисунок 1 – Складові ЯПЦ (адаптовано з [10])

7. Захоронення ВЯП та ВАВ у відповідних сховищах, для яких забезпечується довгострокова безпека завдяки сукупності пасивних інженерних і природних бар'єрів, що виконують функції утримання та ізоляції ВАВ на період часу, достатній для суттєвого зниження активності ВАВ унаслідок природного розпаду, щоб гарантувати обмеження радіаційного впливу на людину та навколишнє природне середовище нижче допустимих рівнів.

Розрізняють два основні типи ЯПЦ – відкритий і замкнутий, які відрізняються підходами до поводження з ВЯП [9]. У відкритий ЯПЦ після вивантаження з активної зони ВЯП не переробляється, а тривалий час зберігається у спеціальних проміжних сховищах і після розробки відповідних технологій направляється на захоронення в геологічних формаціях. Замкнутий ЯПЦ передбачає перероблення ВЯП з метою вилучення придатних до повторного використання цінних матеріалів, зокрема ізотопів плутонію та урану, які можуть бути використані для виготовлення змішаного уран-плутонієвого ядерного палива (МОХ-паливо).

Основні особливості замкнутого ЯПЦ:

економічні: потенційна довгострокова перевага замкнутого ЯПЦ полягає у зменшенні потреби природного урану та послуг зі збагачення, а також у можливому скороченні витрат на геологічне захоронення (завдяки меншому обсягу ВАВ). Однак переваги від перероблення ВЯП можуть нівелюватися значними початковими капіталовкладеннями в будівництво переробних заводів, заводів з фабрикації МОХ-палива та супутньої інфраструктури, а також високими експлуатаційними витратами. За поточних ринкових умов економічна доцільність замкнутого ЯПЦ порівняно з відкритим є неоднозначною і залежить від цін на уран та вартості технологій;

екологічні: замкнутий ЯПЦ сприяє більш раціональному використанню природних ресурсів (урану) та зменшує навантаження на довкілля від уранодобувної промисловості. Скорочення обсягу ВАВ, що підлягають захороненню, є суттєвою перевагою. З іншого боку, самі переробні заводи є складними радіохімічними виробництвами, які генерують власні потоки радіоактивних відходів (низько- та середньоактивних) і несуть потенційні ризики забруднення довкілля;

безпекові (включно з нерозповсюдженням): виділення ізотопів плутонію в процесі перероблення ВЯП вимагає створення відповідної системи фізичного захисту, обліку та контролю ядерних матеріалів відповідно до міжнародних гарантій нерозповсюдження ядерного матеріалу.

Наразі в Україні реалізовані окремі складові ЯПЦ:

видобуток уранової руди на Мічурінському, Центральному та Новокостянтинівському родовищах [11]. Україна посідає перше місце за покладами уранових руд в Європі, за даними [12] вони становлять 107 200 тонн, що складає 2 % від світових запасів, 12 місце у світі;

перероблення уранової руди і отримання уранового концентрату (U_3O_8) на Гідрометалургійному заводі в м. Жовті Води;

виробництво компонентів тепловидільних збірок для енергоблоків АЕС з реакторною установ-

SSTC NRS ДЕРЖАВНЕ ПІДПРИЄМСТВО ДЕРЖАВНИЙ НАУКОВО-ТЕХНІЧНИЙ ЦЕНТР З ЯДЕРНОЇ ТА РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ

кою типу ВВЕР (хвостовики, головки тепловидільних збірок) [13];

використання ядерного палива у 15 діючих енергоблоках АЕС (з реакторними установками типів ВВЕР-1000 та ВВЕР-440), дослідницьких реакторах в м. Київ та м. Севастополь, ядерній підкритичній збірці в м. Харків);

зберігання ВЯП (сухе сховище ВЯП на майданчику Запорізької АЕС, Централізоване сховище ВЯП в Чорнобильській зоні відчуження, сховища ВЯП енергоблоків Чорнобильської АЕС – СВЯП-1 (мокрого типу) та СВЯП-2 (сухого типу)).

Україна, маючи розвинену інфраструктуру атомної енергетики, наразі дотримується стратегії відкритого ЯПЦ, що передбачає довгострокове проміжне зберігання ВЯП. Одним із варіантів розвитку ЯПЦ є перероблення ВЯП та виділення цінних продуктів поділу з перспективним використанням у МОХ-паливі.

Для оцінки техніко-економічних показників варіантів розвитку ЯПЦ необхідне використання спеціалізованих інструментів, що дозволяють здійснювати кількісне оцінювання потоків ядерних матеріалів, варіантів поводження з ВЯП, потреб у природному урані, а також обсягів утворення відходів за різними конфігураціями ЯПЦ.

Опис програмного комплексу NFCSS

NFCSS [14] – це програмний комплекс, розроблений МАГАТЕ, який дозволяє моделювати матеріальні потоки в ЯПЦ; основне призначення – оцінювати потреби в ядерному паливі, утворення ВЯП та відходів, а також ефекти повторного використання матеріалів для різних сценаріїв експлуатації реакторів.

Система дозволяє користувачам задавати сценарії розвитку ядерної енергетики – наприклад, кількість і типи реакторів, строки введення нових енергоблоків, характеристики палива (тип, збагачення, вигорання), а також політику щодо перероблення ВЯП.

NFCSS охоплює всі складові ЯПЦ:

початковий етап: видобуток урану, збагачення, виготовлення палива;

робота реактора: експлуатація палива, вигорання, утворення ВЯП, поводження з паливом у межах АЕС;

кінцевий етап: проміжне зберігання, перероблення ВЯП, виготовлення МОХ-палива, накопичення ВАВ, захоронення.

Розрахунки в NFCSS виконуються за роками з урахуванням зміни потужності в енергосистемі та технологіях. NFCSS працює онлайн, доступна безкоштовно через сайт МАГАТЕ [15], має зручний вебінтерфейс, а результати можна експортувати для подальшого аналізу.

До головних розрахункових параметрів, які оцінює NFCSS, належать: потреби в природному і збагаченому урані, обсяги конверсії, збагачення, фабрикації палива для різних типів реакторів, кількість та ізотопний склад ВЯП. Важливою особливістю системи є її здатність моделювати різні стратегії замкнутого ЯПЦ, що передбачають перероблення ВЯП та повторне залучення цінних матеріалів. Зокрема, вона дозволяє оцінювати сценарії з використанням плутонію для виготовлення змішаного оксидного (МОХ) палива, а також повернення в цикл відновленого урану (RepU). Водночас моделювання враховує такі ключові фактори, як кількість циклів перероблення та втрати матеріалів.

Крім того, NFCSS дозволяє інтегрувати сценарії розвитку реакторного парку на основі реальних або прогнозованих даних: користувач може задавати часову динаміку введення нових потужностей, типів реакторів (PWR, BWR, PHWR, WWER, FR тощо), виведення з експлуатації. Це забезпечує можливість оцінити навантаження на ЯПЦ в динаміці – включно з прогнозом потреб у збагаченні, переробленні, зберіганні та захороненні відходів.

Завдяки спрощеній структурі введення даних і узагальненим моделям розрахунків, NFCSS не потребує значних обчислювальних ресурсів, що робить його зручним інструментом для попереднього стратегічного планування, формування політики у сфері поводження з ВЯП, а також для навчальних цілей.

Важливою функціональною особливістю NFCSS є можливість моделювання декількох потоків ядерних матеріалів одночасно: наприклад, коли на окремих енергоблоках використовується як UOX, так і МОХ-паливо. Передбачено також різні варіанти поводження з ВЯП – від проміжного зберігання до остаточного геологічного захоронення.

Важливо зазначити, що результати моделювання в NFCSS базуються на узагальнених припущеннях і усереднених характеристиках реакторів та паливних кампаній, що не є точними інженерними розрахунками, але дозволяють виявити загальні тенденції, визначити стратегічно важливі елементи і здійснити порівняльний аналіз різних стратегій розвитку ЯПЦ.

Складовою частиною NFCSS є модуль CAIN (Calculation of Actinide Inventory), що відповідає за розрахунок радіонуклідного складу ВЯП. Основною функцією CAIN є кількісна оцінка накопичення трансуранових елементів у ВЯП, включно з основними ізотопами урану, плутонію, нептунію, америцію та кюрію, а також розрахунок пов'язаних характеристик – залишкового тепловиділення та радіотоксичності.

CAIN використовує спрощену аналітичну модель на основі розв'язання системи рівнянь Бейтмена для актинидів із залученням усереднених ядерних констант, специфічних для кожного типу

реактора та палива. Вхідними параметрами є збагачення урану, середнє вигорання (ГВт·доб/т), тип паливного матеріалу (UO_2 або MOX), час охолодження, а також варіантні припущення щодо перероблення чи повторного використання матеріалів. Завдяки цьому підходу забезпечується висока обчислювальна ефективність.

CAIN дозволяє розраховувати ізотопний склад ВЯП на момент вивантаження з реактора та після охолодження; визначати накопичення основних трансуранових нуклідів (Pu-239, Pu-240, Am-241, Np-237, Cm-244 тощо); оцінювати динаміку тепловиділення та інтегральної радіотоксичності ВЯП; аналізувати ізотопний склад вторинного MOX-палива.

Модуль не враховує детальний спектральний вплив або продукти поділу з коротким періодом напіврозпаду, однак забезпечує прийнятну точність для стратегічного аналізу ЯПЦ. За оцінками МАГАТЕ, відхилення результатів CAIN від повнофункціональних кодів для розрахунку вигорання (наприклад, ORIGEN) не перевищують 5 % для основних актинідів, що є задовільним для завдань моделювання матеріальних потоків у середньо- та довгостроковій перспективі [14].

Отже, модуль CAIN у NFCSS виконує кількісну оцінку ядерного матеріалу на кожному етапі ЯПЦ, дозволяючи користувачам аналізувати наслідки різних стратегій поводження з ВЯП і замикання циклу без необхідності застосування зовнішніх спеціалізованих нейтронно-фізичних кодів.

Базове рівняння для розрахунку концентрації для кожного ізотопу в CAIN має вигляд:

$$\frac{dN_i(t)}{dt} = -(\lambda_i + \sigma_i\phi)N_i(t) + \sum_j \lambda_j \cdot N_j(t) + \sum_k \sigma_k \phi N_k(t),$$

де $N_i(t)$ – концентрація ізотопу *i*;

λ_i – стала розпаду;

σ_i – ефективний одногруповий мікроскопічний переріз реакції (захоплення, поділу) для ізотопу *i*;

φ – одногрупова густина потоку нейтронів;

$\sum_j \lambda_J \cdot N_j(t)$ та $\sum_k \sigma_k \phi N_k(t)$ – описують утворення ізотопу *i* від розпаду та ядерних реакцій на ізотопах-попередниках *j* та *k* відповідно.

Розрахунки з використанням NFCSS

Для порівняльної оцінки з використанням програмного інструменту NFCSS було змодельовано два сценарії експлуатації енергоблока АЕС з реакторною установкою типу ВВЕР-1000:

сценарій 1 (базовий): використовується винятково уранове паливо (UOX) зі збагаченням 4 %;

сценарій 2 (змішаний): 80 % активної зони завантажується UOX-паливом, 20 % – MOX-паливом, виділеним у процесі перероблення ВЯП, частково напрацьованим у процесі експлуатації.

Перелік вихідних параметрів і їхнє значення для сценаріїв 1 та 2 наведені в таблиці 1 (дані взяті з відкритих джерел, зокрема [5]).

За результатами оціночних розрахунків двох сценаріїв отримано базові характеристики ЯПЦ, включно з оцінкою ізотопного складу ВЯП, матеріальними потоками на всіх етапах ЯПЦ, залишковим тепловиділенням та інтегральною радіотоксичністю. Крім того, було розраховано об'єми ВЯП, необхідні потужності для його проміжного зберігання, а також попередньо визначено площу та параметри геологічного сховища для остаточного захоронення ВАВ. Основні результати наведені в таблиці 2.

Згідно з результатами, наведеними в таблиці 2, у сценарії з переробленням ВЯП та використанням MOX-палива, спостерігається поступове та стійке зниження щорічної потреби в природному урані.

Таблиця 1 – Вихідні параметри для оцінки

Параметри	Сценарій 1 (базовий)	Сценарій 2 (змішаний)
ККД реактора (%)	30	30
КВВП (%)	80	80
Збагачення UOX (U-235 %)	4	4
Частка MOX в активній зоні (%)	0	20
Збагачення MOX (Pufii %)	0	6,5
Середнє вигоряння UOX (ГВт·доба/т)	45	45
Середнє вигоряння MOX (ГВт·доба/т)	0	46
Коефіцієнт перероблення ВЯП (%)	0	25

SSTC NRS ДЕРЖАВНЕ ПІДПРИЄМСТВО ДЕРЖАВНИЙ НАУКОВО-ТЕХНІЧНИЙ ЦЕНТР З ЯДЕРНОЇ ТА РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ

Таблиця 2 – Основні результати оцінки сценаріїв

Параметри	Сценарій 1 (базовий)	Сценарій 2 (змішаний)
Вироблена електроенергія (ГВт·год)	239673,60	239673,60
Потреба в природному урані (т)	6712,78	5239,00
Потреба в урановій руді (т)	6712774,92	5239001,84
Загальна кількість урану після перетворення (т)	6679,38	5319,86
Кількість збідненого урану після перетворення (т)	5919,65	4730,69
Кількість збагаченого урану після перетворення (т)	739,73	589,17
Потреба у свіжому паливі типу 1 (т)	739,73	589,17
Потреба у свіжому паливі типу 2 (т)	–	147,29
Загальна потреба у свіжому паливі (т)	739,73	736,46
Економія природного урану завдяки МОХ (т)	–	967,61
ВЯП типу 1 (т)	739,73	589,17
ВЯП типу 2 (т)	–	147,29
ВЯП (т)	739,73	736,46

Варто зазначити, що загальна економія природного урану (1473,78 т) перевищує вказаний у таблиці 2 показник «Економія природного урану завдяки МОХ» (967,61 т). Ця різниця виникає через те, що модель NFCSS враховує подвійний ефект замкнутого ЯПЦ: крім прямої заміни палива на МОХ, вона також моделює повторне використання відновленого урану (RepU), виділеного під час перероблення. Це забезпечує додаткову, вторинну економію (≈ 506 т), що підкреслює комплексний характер переваг замкнутого ЯПЦ у контексті раціонального використання ядерних матеріалів. Отримані результати підтверджують, що часткова заміна (20 % активної зони) UOX-палива на МОХ дозволяє зменшити залежність від природного урану до 22 % у довгостроковій перспективі [5].

Водночас результати оцінки свідчать, що загальна маса ВЯП скорочується незначно, а інтегральна радіотоксичність (рисунок 2) та залишкове тепловиділення ВЯП (рисунок 3) зростають унаслідок накопичення трансуранових елементів (ізотопів плутонію, нептунію, америцію та кюрію).

Це зумовлює додаткові вимоги до систем зберігання, кондиціювання та остаточного захоронення ВЯП. Зокрема, підвищена радіотоксичність і тепловиділення можуть ускладнити проєктування сховищ і збільшують необхідні обсяги довготривалого активного контролю.

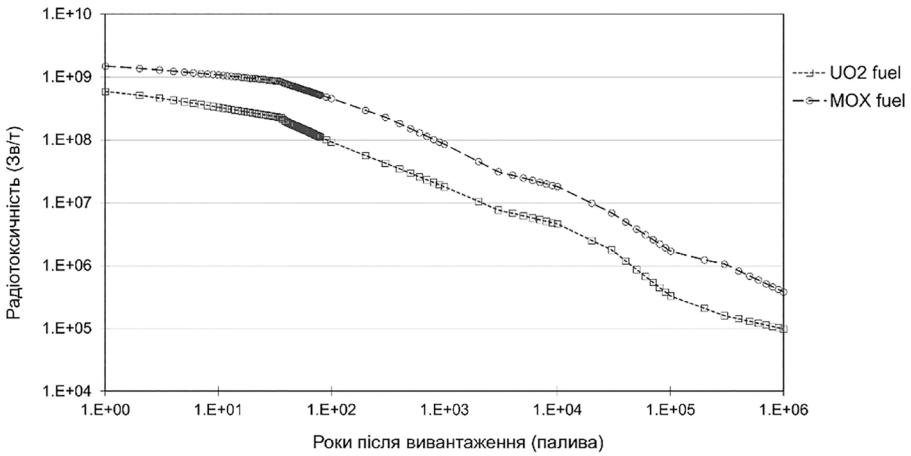

Рисунок 2 – Значення інтегральної радіотоксичності ВЯП

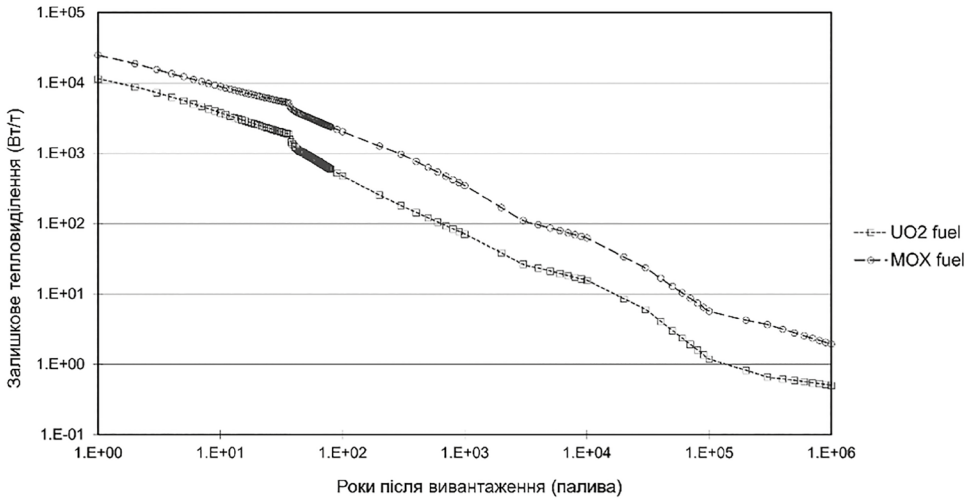

Рисунок 3 – Значення залишкового тепловиділення ВЯП

Варто зазначити, що значне скорочення обсягів ВАВ і їх довгострокової радіотоксичності можливе лише за умови впровадження замкнутого ЯПЦ з глибокою регенерацією плутонію та мінорних актинідів у реакторах на швидких нейтронах.

Висновки

Застосування програмного інструменту МАГАТЕ Nuclear Fuel Cycle Simulation System (NFCSS) дозволило виконати спрощені оцінки матеріальних потоків у ЯПЦ енергоблока з реакторною установкою типу ВВЕР-1000 для двох сценаріїв: базового із завантаженням активної зони урановим паливом та змішаного – з МОХ-паливом (з використанням ізотопів плутонію після перероблення ВЯП).

Оцінки свідчать, що завантаження 20 % МОХ-палива дозволяє знизити річну потребу в природному урані орієнтовно на 22 %, а також скоротити обсяг робіт зі збагачення приблизно на 20 % порівняно з використанням уранового палива.

Водночас загальна маса ВЯП в обох сценаріях практично не змінюється, але істотно трансформується його ізотопний склад. У змішаному сценарії відзначається зростання частки трансуранових елементів (плутонію, нептунію, америцію та кюрію), що суттєво впливає на подальше поводження з ВЯП. Розрахунки, виконані за допомогою вбудованого модуля CAIN, засвідчили збільшення залишкового тепловиділення та інтегральної радіотоксичності ВЯП у змішаному сценарії. Ці зміни формують додаткові інженерні виклики під час проєктування систем зберігання і геологічного захоронення ВАВ, зокрема щодо теплових навантажень і довготривалого радіаційного впливу.

Програмний інструмент NFCSS показав себе як простий у використанні, але ефективний засіб стратегічного аналізу сценаріїв ЯПЦ, що може бути рекомендований для подальших розрахунків ЯПЦ та освітніх цілей.

Список використаної літератури

1. Частка АЕС досягає до 60 % в енергетичному балансі. *Міністерство енергетики України*. URL: https://mev.gov.ua/novyna/chastka-aes-dosyahaye-do-60-v-enerhetychnomu-balansi-herman-halushchenko.

2. Міністерство енергетики України. Стратегія майбутнього: Україна – це енергетичний хаб, який допоможе Європі позбутися залежності від росії. *Урядовий портал.* URL: https://www.kmu.gov.ua/news/stratehiia-maibutnoho-ukraina-tse-enerhetychnyi-khab-iakyi-dopomozhe-ievropi-pozbutysia-zalezhnosti-vid-rosii

3. World Nuclear News. Ukraine aims to produce nuclear fuel by 2026, exports to follow. *World Nuclear News*. URL: https://world-nuclear-news.org/Articles/Energoatom-looking-to-produce-nuclear-fuel-by-2026.

4. Енергоатом повідомив про наміри збудувати завод з конверсії урану. Підписано меморандум з ConverDyn. *InfoAtom*. URL: https://infoatom.news/2023/09/11/110920231611?fbclid=IwAR1tV739fsE8WA_1tF9CrFZxMN53rq5Aeod7VA0s9HSkj6YKoT_sAJG6gXc.

5. Nuclear Fuel Cycle Simulation System: Improvements and Applications. IAEA-TECDOC-1864. Vienna: IAEA, 2019. 212 p. URL: https://www.iaea.org/publications/13502/nuclear-fuel-cycle-simulation-system-improvements-and-applications.

SSTC NRS ДЕРЖАВНЕ ПІДПРИЄМСТВО ДЕРЖАВНИЙ НАУКОВО-ТЕХНІЧНИЙ ЦЕНТР З ЯДЕРНОЇ ТА РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ

6. IAEA Nuclear Safety and Security Glossary. 2022 (Interim) Edition. Vienna: IAEA, 2022. 246 p. URL: https://doi.org/10.61092/iaea.rrxi-t56z.

7. IAEA Safeguards Glossary. 2022 Edition. International Nuclear Verification Series No. 3 (Rev. 1). Vienna: IAEA, 2022. 300 p. URL: https://www.iaea.org/publications/15176/iaea-safeguards-glossary.

8. The nuclear fuel cycle. Vienna: IAEA. URL: https://www.iaea.org/sites/default/files/19/02/the-nuclear-fuel-cycle.pdf.

9. Status and Trends in Spent Fuel Reprocessing. IAEA-TECDOC-1467. Vienna: IAEA, 2005. 116 p. URL: https://www.iaea.org/publications/7107/status-and-trends-in-spent-fuel-reprocessing.

10. Nuclear fuel cycle overview. *World nuclear association*. URL: https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/introduction/nuclear-fuel-cycle-overview.

11. Мороз Є. Як добувають уран в Україні і як його можна використати для енергетичного сектору. European Business Association. URL: https://eba.com.ua/yak-dobuvayut-uran-v-ukrayini-i-yak-jogo-mozhna-vykorystaty-dlya-energetychnogo-sektoru/.

12. Supply of Uranium. *World nuclear association*. URL: https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/uranium-resources/supply-of-uranium.

13. Зінченко Н. Енергоатом отримав ліцензію Westinghouse на виготовлення хвостовиків ТВ3. *Українська енергетика*. URL: https://ua-energy.org/uk/posts/enerhoatom-otrymav-litsenziiu-westinghouse-na-vyhotovlennia-khvostovykiv-tvz.

14. Guidebook for Beginner's on Nuclear Fuel Cycle Simulation System (NFCSS). Addendum to IAEA-TECDOC-1864. Revision 4.0 (Sept, 2024). Vienna: IAEA, 2024. 60 p. URL: https://infcis.iaea.org/nfcss/_content/Iaea.Infcis.Nfcss.UI/documents/Beginners_guide_book_Rev4.0.pdf.

15. IAEA Nuclear Fuel Cycle Simulation System (NFCSS). International Atomic Energy Agency. URL: https://infcis.iaea.org/NFCSS.

References

1. Ministry of Energy of Ukraine. (2024, 7 August). *The Share of NPPs Reaches Up to 60 % in the Energy Balance*. https://mev.gov.ua/novyna/chastka-aes-dosyahaye-do-60-v-enerhetychnomu-balansi-herman-halushchenko.

2. Ministry of Energy of Ukraine. (2023, 21 June). *Strategy of the Future: Ukraine is an Energy Hub that will Help Europe Get Rid of Dependence on russia.* https://www.kmu.gov.ua/news/stratehiia-maibutnoho-ukraina-tse-enerhetychnyi-khab-iakyi-dopomozhe-ievropi-pozbutysia-zalezhnosti-vid-rosii.

3. Ukraine Aims to Produce Nuclear Fuel by 2026, Exports to Follow. (2023, 17 March). World Nuclear News. https://world-nuclear-news.org/Articles/Energoatom-looking-to-produce-nuclear-fuel-by-2026.

4. Energoatom Announced Intentions to Build a Uranium Conversion Plant. A Memorandum with ConverDyn Has Been Signed. (2023, 11 September). *InfoAtom. https://infoatom.news/2023/09/11/110920231611?fbclid=IwAR1tV739fsE8WA_1tF9CrFZxMN53rq5Aeod7VA0s9HSkj6YKoT_sAJG6gXc.*

5. International Atomic Energy Agency. (2019). Nuclear Fuel Cycle Simulation System: Improvements and Applications (IAEA-TECDOC-1864). https://www.iaea.org/publications/13502/nuclear-fuel-cycle-simulation-system-improvements-and-applications.

6. International Atomic Energy Agency. (2022). *IAEA Nuclear Safety and Security Glossary: Terminology Used in Nuclear Safety, Nuclear Security, Radiation Protection and Emergency Preparedness and Response.* 2022 (Interim) Edition.

7. International Atomic Energy Agency. (2022). *IAEA Safeguards Glossary*. 2022 Edition. International Nuclear Verification Series No. 3 (Rev. 1). https://www.iaea.org/publications/15176/iaea-safeguards-glossary.

8. International Atomic Energy Agency. *The Nuclear Fuel Cycle*. https://www.iaea.org/sites/default/files/19/02/the-nuclear-fuel-cycle.pdf.

9. International Atomic Energy Agency. (2005). *Status and Trends in Spent Fuel Reprocessing*. (IAEA-TECDOC-1467). IAEA https://www.iaea.org/publications/7107/status-and-trends-in-spent-fuel-reprocessing.

10. Nuclear Fuel Cycle Overview. (2025, 23 September) World Nuclear Association. https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/introduction/nuclear-fuel-cycle-overview.

11. Moroz Ye. (2023, 23 May). *How Uranium is Mined in Ukraine and How it Can be Used for the Energy Sector.* European Business Association. https://eba.com.ua/yak-dobuvayut-uran-v-ukrayini-i-yak-jogo-mozhna-vykorystaty-dlya-energetychnogo-sektoru/.

12. Supply of Uranium. (2023, 23 May). World Nuclear Association. https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/uranium-resources/supply-of-uranium.

13. Zinchenko N. (2025, 2 January) *Energoatom Received a License from Westinghouse for the Production of Fuel Assembly End Pieces*. Ukrainian Energy ua-energy.org https://ua-energy.org/uk/posts/enerhoatom-otrymav-litsenziiu-westinghouse-na-vyhotovlennia-khvostovykiv-tvz.

14. International Atomic Energy Agency. (2024). *Guidebook for Beginner's on Nuclear Fuel Cycle Simulation System (NFCSS): Addendum to IAEA-TECDOC-1864*. IAEA. https://infcis.iaea.org/nfcss/_content/Iaea.Infcis.Nfcss.UI/documents/Beginners_guide_book_Rev4.0.pdf.

15. International Atomic Energy Agency. *IAEA Nuclear Fuel Cycle Simulation System (NFCSS).* https://infcis.iaea.org/NFCSS.

Assessment of Nuclear Material Flows in the Nuclear Fuel Cycle Using the NFCSS Software Package

H. Spirin[1], V. Dolynkevych[1], Z. Koval[1], T. Bibik[2], O. Dybach[1]

[1]State Enterprise "State Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety", Kyiv, Ukraine
[2]National Technical University of Ukraine "Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute", Kyiv, Ukraine

The paper provides a generalized overview of the components of the nuclear fuel cycle (NFC) in Ukraine and worldwide, as well as specific features of open and closed fuel cycle configurations. Using the Nuclear Fuel Cycle Simulation System (NFCSS) developed by the International Atomic Energy Agency (IAEA), an assessment was performed to model nuclear material flows during VVER-1000 operation under two scenarios: use of uranium oxide fuel (open fuel cycle) and partial core loading with mixed uranium-plutonium oxide (MOX) fuel derived from spent nuclear fuel (SNF) reprocessing (closed fuel cycle).

The impact of SNF reprocessing for natural uranium, enrichment requirements and waste generation was evaluated, as well as changes in isotopic composition, radiotoxicity and residual heat release. It was demonstrated that the use of MOX fuel can reduce natural uranium consumption by approximately 20–25%, decrease the scope of enrichment activities and enable more efficient utilization of available nuclear materials. At the same time, the total mass of SNF remains nearly unchanged in both scenarios, although its isotopic composition undergoes significant transformation.

The calculations revealed an increase in residual heat generation and overall radiotoxicity of spent nuclear fuel in the scenario involving MOX fuel, which introduces additional engineering challenges for the design of storage and geological disposal systems for high-level radioactive waste, particularly regarding thermal loads and long-term radiological impact. The study highlights NFCSS feasibility as an effective tool for strategic analysis of nuclear fuel cycle development scenarios, nuclear fuel utilization planning and evaluation of SNF reprocessing efficiency to support the improvement of nuclear industry in Ukraine.

Keywords: nuclear fuel cycle, nuclear material, spent nuclear fuel reprocessing.

Отримано 13.05.2025

SSTC NRS ДЕРЖАВНЕ ПІДПРИЄМСТВО ДЕРЖАВНИЙ НАУКОВО-ТЕХНІЧНИЙ ЦЕНТР З ЯДЕРНОЇ ТА РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ