

УДК 621.039.74

ГЛИБОКА ПЕРЕРОБКА ВІДПРАЦЬОВАНОГО ЯДЕРНОГО ПАЛИВА ЯК КЛЮЧОВИЙ КРОК ДО СТАЛОГО РОЗВИТКУ АТОМНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ

Шабалін Б. Г., Бугера С. П., Закритний Є. Є.

Шабалін Б. Г. докт. г.-мін. н., зав. від. ДУ «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України» igns@i.com.ua; b_shabalin@ukr.net

Бугера С. П. м. н. с. ДУ «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України»

Закритний Є. Є. м. н. с. ДУ «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України»

В статті розглянуто можливі послідовні кроки, з точки зору розвитку ядерного паливного циклу, які дозволять досягти у майбутньому сталого розвитку атомної енергетики. Виділений і перероблений плутоній з відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) легководних реакторів може ще один раз повторно використаний у МОХ-паливі для легководних реакторів. Разом з утилізацією переробленого урану це вже на сьогодні дозволить зберегти приблизно 17 % природного ресурсу урану і обмежитись кінцевими ядерними відходами, що практично не містять U і Pu, в стійкій формі. Наступна мульти-переробка плутонію вимагає введення в експлуатацію швидких реакторів для ефективного використання U-238, який доступний у природному і збідненому стані з утилізованих уранових запасів. Паралельно мають бути розроблені або удосконалені процеси переробки і утилізації UOX-палива ВЯП легководних реакторів і МОХ-палива. У довгостроковій перспективі виділення молодших актинідів і довгоіснуючих продуктів поділу у процесі переробки ВЯП дозволить значно підвищити ефективність використання природного ресурсу (а згодом можливо і відмовитись) і зменшити негативний вплив ядерних відходів на майбутні покоління завдяки зниженню залишкового тепловиділення і радіотоксичності, що дозволить збільшити щільність розміщення ядерних відходів у сховищі і час та ефективність його експлуатації. Покрокова реалізація таких різних процесів визначає шлях до стійкого розвитку атомної енергетики.

Ключові слова: ядерно-паливний цикл, відпрацьоване ядерне паливо, переробка, вилучення α -вмісних радіонуклідів, радіотоксичність

Вступ

За останні роки у багатьох країнах світу спостерігається зріст атомної енергетики у галузі енергозабезпечення. На сьогодні вона забезпечує близько 15 % потреб людства в електроенергії [9]. У середньому, виробництво електроенергії на атомних станціях, за прогнозними оцінками Міжнародної агенції з атомної енергії, буде зростати до 2030 р. приблизно на 2,5 % щорічно.

Важливими принциповими перевагами урану порівняно з іншими видами енергетичних ресурсів, що використовуються для виробництва електроенергії у значних об'ємах, є:

– надзвичайно висока концентрація енергії: 1 кг U за кількістю виробленої енергії еквівалентний приблизно 20 тис. кг вугілля (відповідно у 20 тис. разів менше навантаження на транспорт, сховища, значно менші об'єми відходів), а енергетичний еквівалент 1 г Pu відповідає 1 т нафти;

– мінімальні викиди в атмосферу: 2-6 г діоксиду карбону на кВт × рік. електроенергії, що на два порядки нижче, ніж під час використання вугілля, нафти і навіть природного газу;

– мінімальний шкідливий вплив на здоров'я людини: смертність при роботі АЕС майже у 300 разів нижче порівняно з теплоелектростанціями, що працюють на вугіллі.

Ці фактори обумовлюють переваги АЕС як джерел електроенергії у майбутньому.

Для ядерних джерел енергії характерна компактна форма відходів і технічно обґрунтована можливість їх концентрації та локалізації. Сумарний об'єм РАВ відрізняється від об'єму відходів при спалюванні органічного палива у десятки тисяч разів, а від об'єму токсичних промислових відходів більш ніж на два порядки [5]. Разом з тим, існує потенційна екологічна небезпека для людини і навколишнього природного середовища при використанні ядерної енергії, що пов'язана у першу чергу поводженням з ВЯП і РАВ. Під час роботи ядерних реакторів змінюється баланс радіоактивних речовин за рахунок перетворення радіоактивних ядер, що мають природну радіоактивність, і утворення нових техногенних радіонуклідів. Це визначає вимогу екологічної прийнятності ядерно-паливного циклу (ЯПЦ).

Одним з основних аргументів конкурентоспроможності атомної енергетики є практична необмеженість паливних ресурсів, що обумовлена можливістю відтворення нового ядерного палива (радiонуклідів Pu і U). За цих умов економічно прийнятні запаси U можуть забезпечити паливом ядерну енергетику з використанням нинішніх типів реакторів (в основному водо-водяних) приблизно на 60-80 років, а перспективних (наприклад, реакторів-розмножувачів на швидких нейтронах (брідерів) із „замкнутим” ЯПЦ) перевищило би час використання цих ресурсів у 60-100 разів [8].

Виходячи з цього, паливна база атомної енергетики має бути заснована на відтворенні і повторному використанні подільних ядерних матеріалів, в першу чергу U і Pu у швидких реакторах, і тому переробка ВЯП є обов'язковою умовою її майбутнього. Метою удосконалення існуючих і розробки нових перспективних технологій ЯПЦ є скорочення об'ємів і радіотоксичності відходів, підвищення безпеки та рентабельності, а також забезпечення режиму нерозповсюдження ядерних матеріалів. Ці моменти, які визначають сталий розвиток атомної енергетики, є ключовими факторами і критеріями для вибору найбільш перспективних технологій майбутнього. Майбутня атомна енергетика має створюватись саме за такою перспективою. Метою роботи є окреслення послідовних кроків щодо глибокої переробки відпрацьованого ядерного палива, яка може стати ключовою метою для підвищення сталого розвитку атомної енергетики зі збереженням ресурсів природного урану і соціального сприйняття.

Результати та їх обговорення

Одиночний ядерно-паливний цикл

Сучасні ЯПЦ такі як одиночний («відкритий» ЯПЦ) цикл, у якому ВЯП розглядається у якості відходів, так і подвійний («замкнутий» ЯПЦ) цикл, коли переробляють ВЯП з виділенням U, Pu (реконверсія, репроцес) і виготовленням МОХ-палива, не відповідають критеріям стійкого розвитку атомної енергетики, оскільки обидва паливних цикли, насамперед, не в повній мері зберігають природні ресурси урану для майбутніх поколінь.

Після опромінення в реакторі ВЯП все ще містить приблизно 96 % урану і плутонію (рис. 1), які є потенційно цінним матеріалом для виробництва електроенергії, і мають бути перероблені з метою стійкого розвитку атомної енергетики.

З рис. 1 видно, що ядерне паливо після опромінення містить значну кількість енергетичного матеріалу, цінного урану і плутонію. Це означає, що загальна кількість урану у паливо видільних збірках (ПВЗ) для виробництва електроенергії набагато більша, ніж та кількість, яка нині використовується у реакторах під час ділення або захоплення нейтронів в одиночному циклі. Це визначає ефективність споживання природних енергетичних ресурсів урану.

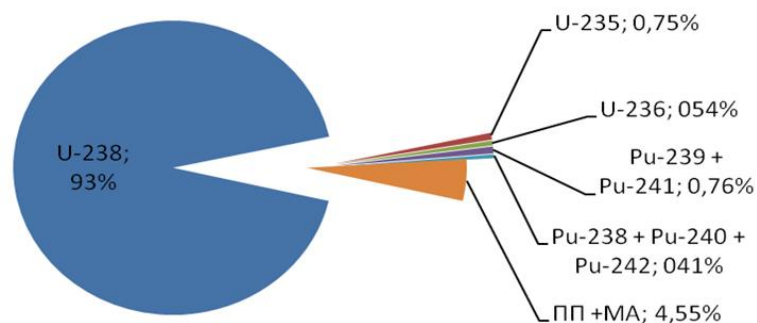


Рис. 1. Відносний відсотковий склад уранового оксидного палива (UOX) після 4 років опромінення (47,5 ГВт/т) в реакторах PWR [11]. Відносний склад для реакторів ВВЕР (аналог реактору PWR) відрізняється несуттєво [4].

На даний час ця цифра менша, ніж 1% (у реакторах на теплових нейтронах коефіцієнт відтворення K_v не перевищує 0,5-0,8). Наприклад, в такій країні, як Франція, з 8000 т природного урану тільки 1100 т використовується для виготовлення UOX-палива (через збагачення), з яких тільки 60-70 т ефективно перетворюються в продукти поділу (ПП) і молодші актиніди (МА) [11]. Тобто, більш ніж 99 % від початкової кількості природного урану буде віднесено до відходів, що є неефективним способом використання такого природного ресурсу.

На користь «замкнутого» ЯПЦ схиляють труднощі «відкритого» паливного циклу, а саме – ненадійність прогнозування безпеки зберігання/захоронення ВЯП на сотні і сотні тисяч років, відсутність даних щодо тривалої стійкості конструкційних матеріалів, необхідність великої кількості витратних матеріалів для захоронення ВЯП, відсутність однозначних методів розрахунку для підтвердження безпеки захоронення, необхідність спеціальних геологорозвідувальних робіт великого обсягу, неможливість дотримання принципу радіаційно-еквівалентного захоронення, значний об'єм високоактивних осклованих відходів (ВАО) для захоронення та ін. Такий стан вказує на необхідність продовження досліджень з метою вибору найбільш ефективного підходу до переробки ВЯП.

Моно-рециклювання плутонію і урану з ВЯП легководних реакторів для виготовлення МОХ-палива (подвійний цикл)

Для отримання можливості використання залишкової енергії, що міститься у ВЯП, деякі країни обрали варіант переробки ВЯП, де з ВЯП уран і плутоній відокремлюються від ПП і МА. Виділення плутонію з ВЯП теоретично може призвести до зниження тривалої радіотоксичності на одиницю виробленої енергії приблизно у 10 разів. Цей варіант паливного циклу має значну перевагу в плані сталого розвитку для країн, що володіють незначними енергетичними ресурсами. Наприклад, в Японії немає власних запасів нафти, газу і вугілля, а також не прокладено трубопроводи нафти і газу. Відповідно, ця країна розробляє стратегію, що включає використання МОХ-палива у легководних реакторах і реакторах-розмножувачах (брідерах) на швидких нейтронах (FB) [10].

На даний час Бельгія, Франція, Німеччина, Швейцарія і Японія експлуатують як PWR, так і BWR з активними зонами, що містять до 30 % ТВЗ з МОХ-паливом (у вдосконалених проектах LWR допускається комплектація активних зон з 50 % завантаженням МОХ-палива у ТВЗ) [6]. При одноразовому рециклюванні плутонію для подальшого його використання в МОХ-паливі реакторів PWR сумарна радіотоксичність плутонію в ОТВЗ з МОХ-паливом буде практично в три рази менше, ніж в еквівалентній по енерговиробленню кількості UOX-палива. Існуючий варіант ЯПЦ з переробкою палива значно зменшує загальну кількість ядерних відходів, що підлягають подальшому захороненню, порівняно з «відкритим» ЯПЦ. З

одної тонни ВЯП, що переробляється, утворюється тільки 0,1-0,12 м³ осклованих ВАВ [6] (у РФ - 0,6-0,65 м³/т [7]), які необхідно розміщувати у глибинному геологічному сховищі. А у випадку прямого захоронення ВЯП, в результаті кондиціонування, об'єм 1 т ВЯП складає 1,5 м³ [6].

Перший крок у напрямку переробки ВЯП легководних реакторів був реалізований впродовж десятиліть у Франції шляхом розробки і запровадження у промислових масштабах одноразового рециклювання Pu і U з реакторів PWR на заводах AREVA в Ла Нагуе (заводи UP2-UP3) для виготовлення MOX-палива (рис. 2). У Франції як відновлювальні процеси, так і рівні очищення дуже високі (до 99,9% виділеного урану і плутонію з роздільним фактором 10⁶ і більше). На заключному етапі переробки, включаючи осадження проміжного оксалату (Pu) або пероксиду (U), виробляються порошки оксидів, що відповідають специфікації процесу виготовлення MOX-палива.

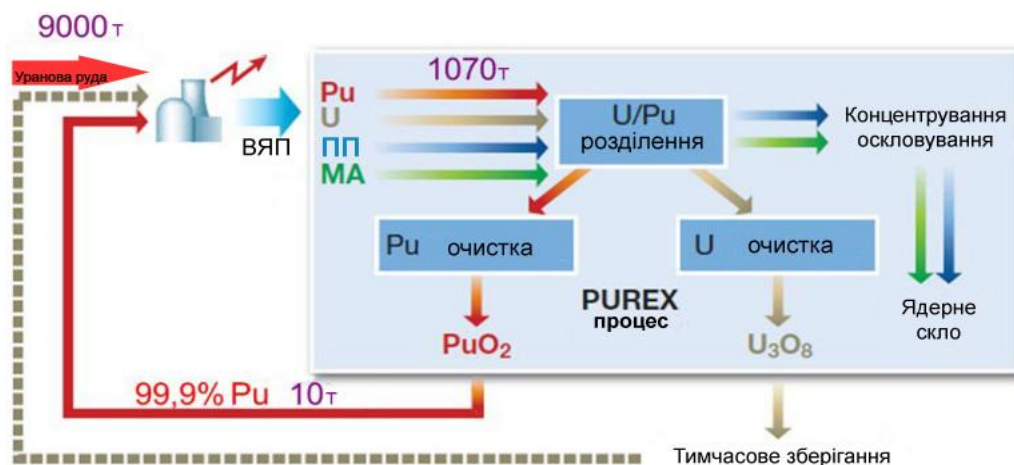


Рис. 2. Схема подвійного паливного циклу з використанням сепарації U, Pu, молодших актинідів і продуктів поділу (Франція) (адаптовано з [13]).

Технологія переробки ВЯП ВВЕР-440 у РФ базується на екстракційному процесі (PUREX-процес). Цей процес включає розчинення ВЯП і відділення плутонію та урану від залишкових продуктів поділу і актинідів для подальшого повторного використання плутонію та урану. У технології використовується екстракція урану та плутонію трибутилфосфатом (ТБФ) з азотнокислого розчину ВЯП, у процесі якої вилучаються 98-99 відсотків урану та плутонію, що міститься у ВЯП. Загальна схема екстракційного пурекс-процесу з декількома циклами очищення урану та плутонію від продуктів поділу показана на рис. 3.

Очищення і переробка ВЯП (PUREX-процес) сьогодні – це ефективна, безпечна, чиста і економічно вигідна технологія. Вона вимагає спочатку розчинення ВЯП для виділення ядерних матеріалів (урану і плутонію), потім їх розділення, отримання осклованих ядерних відходів, які в основному містять ПП і МА.

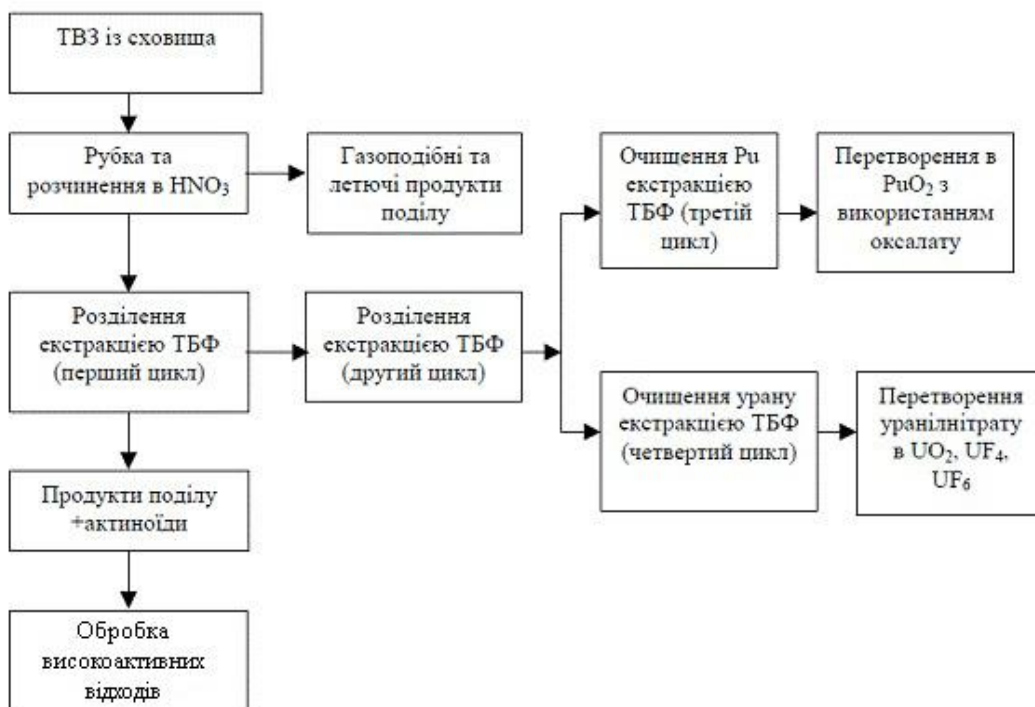


Рис. 3. Загальна схема екстракційного PUREX-процесу на заводі РТ-1 (Челябінськ-65, Маяк РФ), адаптовано з роботи [7]

У порівнянні з одиничним «відкритим» циклом, моно-переробка Pu для виготовлення МОХ-палива – це значний крок до підвищення сталого розвитку атомної енергетики завдяки:

- підвищенню ефективності використання природних уранових ресурсів на 17 % через ділення $^{239+241}\text{Pu}$ в МОХ-паливі замість одного ^{235}U в УОХ-паливі;
- заощадженню відповідних енергетичних витрат на збагачення, які досить значні, зокрема, при використанні газоподібного дифузійного процесу першого покоління;
- суттєвому зниженню об'ємів і довгострокової радіотоксичності кінцевих ядерних відходів за рахунок утилізації плутонію, який більше не відноситься до відходів;
- можливості ефективного кондиціонування кінцевих ядерних відходів, тобто ПП і МА, які упаковані в спеціальне боросилікатне ядерне скло.

Моно-переробка з вилученням Pu вже дозволяє знизити потенційну небезпеку ядерних відходів від декількох сотень тисяч до декількох десятків тисяч років (рис. 4). Це означає також, що робиться суттєвий внесок у зменшення обсягів сховищ Pu і осклованих ВАВ і обмежується ризик розповсюдження ядерних матеріалів.

Мульти-переробка плутонію і вилучення молодших актинідів з МОХ-палива реакторів на швидких нейтронах

Підвищення ефективності подальшого споживання ресурсів природного урану вимагає ефективного його використання. Оскільки U-238 радіонуклід, що не ділиться, єдиним виходом є його перетворення в результаті захоплення нейтрона з метою отримання Pu-239, який, в свою чергу, ділиться і виділяється мульти-переробкою. У порівнянні з тепловим спектром нейтронів, спектр швидких нейтронів збільшує відносно захоплення нейтронів U-238, утворюючи ізомери плутонію, які всі можуть розщеплятися в реакторах на швидких нейтронах.

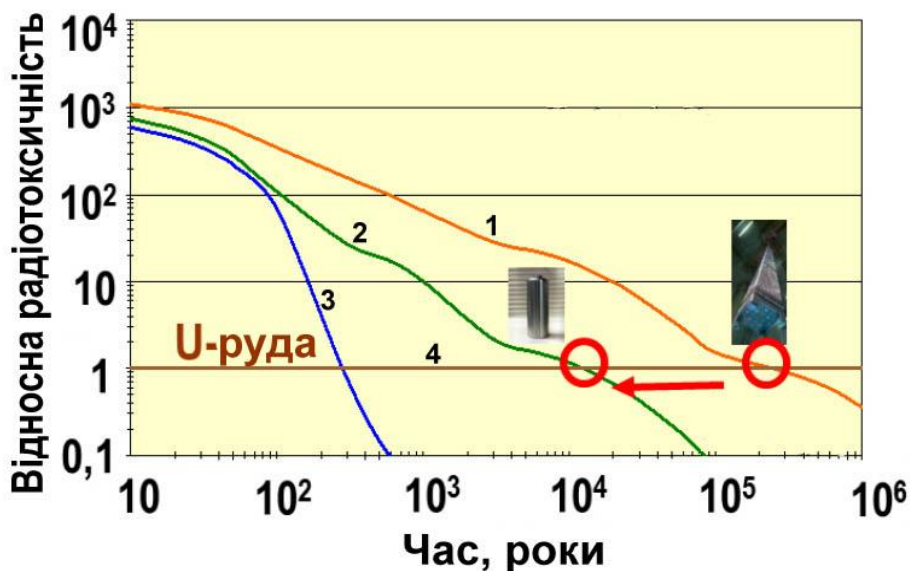


Рис. 4. Динаміка радіотоксичності відпрацьованого ядерного палива (1), осклованих ядерних відходів (2) та середньо активних відходів з довгоіснуючими радіонуклідами (3) по відношенню до радіотоксичності багаті руди природного урану (4).

Отже в реакторах на швидких нейтронах потенційно може використовуватись більш ніж 80 % природного ресурсу урану замість 0,6-0,7%, як у сьогоденному одиночному циклі із використанням легководних реакторів. Це являє собою ще один крок до сталого розвитку атомної енергетики, завдяки якому значно зменшиться кількість споживання природних ресурсів урану, оскільки можна було б використовувати існуючі запаси збідненого урану. Мульти-переробка МОХ-палива швидких реакторів у промисловому масштабі була продемонстрована у Франції, де 25 т важких металів відпрацьованого МОХ-палива вже було перероблено протягом 1980-90-х років.

Наявність америцію і кюрію є основним фактором, що впливає на довгострокове тепловиділення відходів [1]. Тому переробка ВЯП з виділенням Am і Cm дозволить значно зменшити тепловиділення відходів, яке є основним параметром для визначення щільності розташування відходів у сховищі. Вміщуюча порода глибинного сховища повинна знаходитись при певній пороговій температурі для того, щоб не відбувалось структурної трансформації і зміни властивостей породи протягом довготривалого часу. Зниження тепловиділення дозволить проектувати сховище з більшим ущільненням розташування ядерних відходів. Розрахунки і дизайн, виконані на основі французького сховища, показали, що щільність сховища збільшується на один порядок. Це також дозволить значно збільшити час і ефективність експлуатації сховища.

Переробка америцію потребує розробки процесу його відокремлення від інших актинідів і лантанідів. На підставі тривалого досвіду, напрацьованого у Франції, у 2008 р. було розроблено нову схему розділення, за якої вибірково відокремлюють Am від легких лантанідів (EXAm process) (рис. 5).

Цей процес був ефективно продемонстрований на основі експерименту, виконаного в Atalante (США) на кількох кілограмах ВЯП: 98,5% Am було відокремлено від Cm при факторі розділення - 500.

Аналогічні дослідження (лабораторні) проводяться у РФ [6] і пов'язуються у майбутньому із введенням в експлуатацію заводу РТ-2 (Красноярськ), принципова технологічна схема регенерації ВЯП реакторів ВВЕР-1000 якого наведена на рис. 6 (TRUEX-процес).

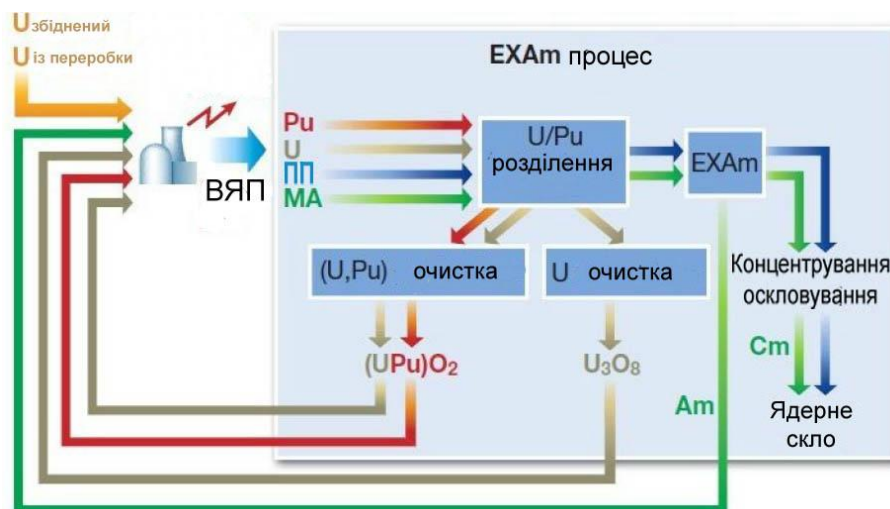


Рис. 5. Схема різних потоків актинідів в паливному циклі, у якому будуть здійснюватися процеси розділення радіонуклідів (адаптовано з [12]).

Соціологічні опитування, проведені в багатьох країнах, свідчать про те, що основними причинами, за яких люди бояться або навіть відхиляють атомну енергетику, є небезпека і значні аварії, що призводять до забруднення оточуючого середовища і впливають на здоров'я людини, а також ядерні відходи, які сприймаються як причини сильного забруднення у майбутньому. Безпека, підвищення надійності функціонування об'єктів і процесів, поглиблене розуміння фізичних і хімічних процесів на всіх етапах ЯПЦ є ключовими моментами.



Рис. 6. Принципова технологічна схема регенерації ВЯП реакторів ВВЕР-1000 на заводі РТ-2 (Росія).

Безпека є обов'язковим питанням дослідження, яка має дотримуватись за будь-якого розвитку ЯПЦ. Що стосується поводження з ядерними відходами, то однією з головних причин їх поганого сприйняття громадськістю є досить довгостроковий період напіврозпаду деяких радіонуклідів, які присутні у ядерних відходах. Протягом довготривалого поводження з відходами (10^6 років) відбуваються процеси, незрозумілі для більшості людей, оскільки вони виходять за рамки історії людства.

Таким чином, будь-який процес, який дозволить знизити час небезпечного впливу від захоронених відходів може схилити громадськість до позитивного сприйняття розвитку ядерної енергетики. Основним вкладом до зменшення довгострокової токсичності відходів є

той факт, що плутоній, який вже вилучається з ВЯП, практично відсутній у відходах, а МА (америцій і кюрій), вилучення яких планується, домінують у довгостроковій (> 300 років) радіотоксичності (рис. 7).

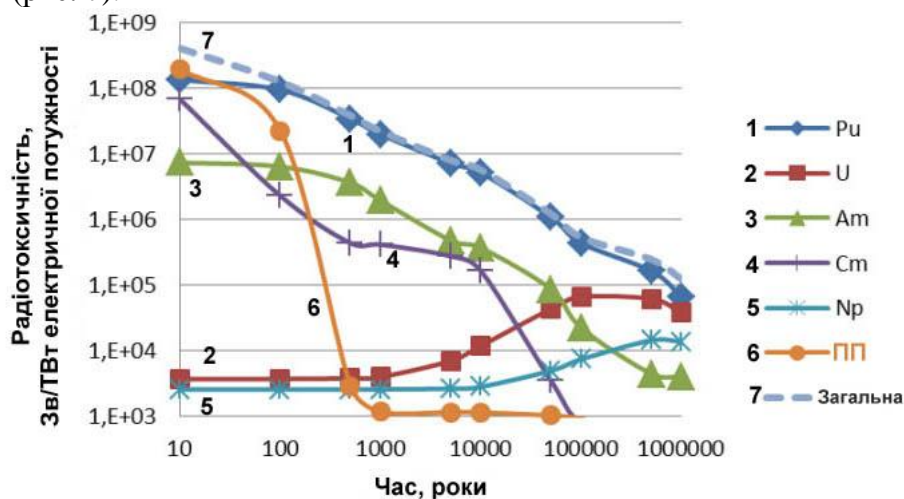


Рис. 7. Радіотоксичність відпрацьованого ядерного палива (Зв/ТВт електричної потужності) як функція часу із внеском різних радіонуклідів (адаптовано з [13]).

Переробка цих радіонуклідів і перетворення їх у подальшому в радіонукліди з меншим часом розпаду за допомогою трансмутації суттєво зменшить об'єми і строк ізоляції ядерних відходів з реальним використанням принципу їх радіаційно-еквівалентного захоронення [2] та поліпшить громадське сприйняття розвитку атомної енергетики.

Висновки

Підвищення сталого розвитку атомної енергетики вимагає підвищення її економічної ефективності, «екологічності» і громадського визнання. У цьому контексті, глибока переробка ВЯП з вилученням актинідів є наріжним каменем стійкого розвитку будь-якого ЯПЦ, оскільки вона дозволяє використовувати ядерне паливо значно більш ефективно і зберігати природні ресурси урану для майбутніх поколінь. Вона також поліпшує загальний вплив на навколишнє природне середовище і це може допомогти збільшити громадське визнання атомної енергетики за рахунок зменшення об'ємів ядерних відходів, терміну небезпеки і токсичності відходів, підвищення ефективності використання сховищ ядерних відходів.

Тим не менш, переробка ВЯП з вилученням актинідів є довготерміновим шляхом, який вимагає поетапного підходу для того, щоб прогресивне промислове впровадження зменшило будь-який ризик. Для цього необхідно:

- перш за все, оптимізувати потреби природного ресурсу для зберігання його для майбутніх поколінь і, таким чином, гарантувати енергетичну незалежність (уранова руда в ідеалі взагалі непотрібна). На сьогодні подвійний цикл з вилученням U і Pu реалізується у Франції, Великій Британії, Японії і найближчим часом буде запроваджений у Китаї і РФ. Цей перший крок у цьому напрямку вже дозволяє проводити розробку і оптимізацію відповідних процесів промислової утилізації Pu і U. Це також дозволяє значно поліпшити кондиціонування кінцевих відходів у стабільну і надійно адаптовану матрицю, тобто ядерне скло або мінеральні матриці.

- по-друге, одночасно впровадити швидкі реактори з мульти-переробкою плутонію, що стане важливим кроком на шляху до більш ефективного використання природних ресурсів урану і значного поліпшення екологічного навантаження, пов'язаним зі скороченням уранової гірничовидобувної діяльності.
- по-третє, переробка ВЯП з видаленням америцію, яка є можливою із застосуванням швидких реакторів, призведе до зниження залишкового енерговиділення кінцевих відходів і дозволить проектування значно більш щільних сховищ РАВ (каністри для відходів можна розміщувати щільніше одну від одної), заощаджуючи, таким чином, дефіцитний ресурс сховища. Це буде означати зменшення навантаження на майбутні покоління і дозволить створити єдині спрощені сховища для розміщення відходів, що будуть утворені за кілька століть експлуатації ядерних реакторів.
- кінцевим варіантом для майбутнього сталого розвитку атомної енергетики, який призвів би до значного зменшення довгострокової радіотоксичності відходів, має стати вилучення всіх молодших актинідів. Це допомогло би вирішити проблеми поводження з відходами і сприяти розумінню громадою перспектив розвитку атомної енергетики.

Чіткий план загального поетапного підходу щодо поводження з ВЯП в частині сировинного ресурсу і відходів підприємств атомної енергетики визначає шлях стійкого розвитку, який дозволить досить ефективно використовувати природні ресурси урану і їхнє збереження для майбутніх поколінь, зменшити об'єми і радіотоксичність відходів, які підлягають утилізації з більшим ущільненням у сховищах РАВ, порівняно з сьогоднішнім. Тому вилучення актинідів з ВЯП, разом з впровадженням в експлуатацію реакторів на швидких нейтронах, є одним з основних завдань для розробки майбутніх стабільних ЯПЦ.

ЛІТЕРАТУРА

1. *Бергельсон Б.Р.* Радиотоксичность и остаточное энергосодержание актиноидов и продуктов деления отработавшего ядерного топлива ВВЭР при длительном хранении отработавшего топлива ВВЭР с повышенным выгоранием / Бергельсон Б.Р., Герасимов А.С., Зарицкая Т.С. [и др.] // Атомная энергия. – 2007. – Т. 102. – Вып. 5. – С. 292–296.
2. *Давиденко В.Д.* Возможность радиационно-эквивалентного захоронения отходов при переработке / Давиденко В.Д., Пономарев-Степной Н.Н., Цибульский В.Ф. // Атомная энергия. – 2014. – т.116.– в. №1. – С. 55-56.
3. *Исаев А.Н.* Проблемы обращения с отработавшим топливом / Исаев А.Н. // Атомная техника за рубежом. – 2008. – № 4. – С. 14–19.
4. *Кузнецов В.М.* Ядерная опасность. Основные проблемы и современное состояние безопасности предприятий ядерного топливного цикла Российской Федерации / Кузнецов В.М. – [2-е изд.]. – М.: ЭПИцентр, 2003. – 462 с.
5. *Россман Г.И.* Хранение и захоронение радиоактивных отходов (системный обзор) / Россман Г.И., Быховский Л.З., Самсонов Б.Г. – М.: ВИМС, 2004. – 240 с.
6. *Соколова И.Д.* Усовершенствованные, перспективные и альтернативные технологии ядерного топливного цикла / Соколова И.Д., Шульга Н.А. // Атомная техника за рубежом. – 2004. – № 10. – С. 3–15.
7. *СОУ-Н ЯЭК 1.027:2010.* Методика расчета количества высокоактивных отходов, возвращаемых Украине после технологического хранения и переработки партии ОТВС ВВЭР-440: Отраслевой стандарт Минэнергоугля Украины.
8. *Уотс Дж.* Стратегические аргументы в пользу ядерной энергетики, основанные на необходимости сохранения окружающей среды / Уотс Дж. // Атомная техника за рубежом. – 1995. – № 11. – С. 27–32.

9. Ядерная энергетика. Обращение с отработанным ядерным топливом и радиоактивными отходами. / [Ажажа В.М., Белоус В.А., Габелков С.В и др.]; под редакцией И.М. Неклюдова. – К.: Наукова думка, 2006 – 253 с.
10. Ямана Х. Проблемы ядерного топливного цикла / Ямана Х. // Атомная техника за рубежом. – 2007. – №2. – С.17-20.
11. Rahman A. Nuclear waste management in France // Nuclear Energy. – 2001.- v.40.-№6.- P.391-395.
12. Poinssot C. Recycling the actinides, the cornerstone of any sustainable nuclear fuel cycles / Poinssot C., Rostaing C., Grandjean S., Boullis B. // Procedia Chemistry. 2012. – №7. – С.349 - 357
13. Poinssot C. Actinide recycling within the closed fuel cycles / Poinssot C., Boullis B // Nuclear Engineering International, Jan. – 2012. – №12, С. 17-21.

REFERENCES

1. Bergelson B. Radiotoksichnost i ostatechnoe energovyidelenie aktinoidov i produktov deleniya otrabotavshego yadernogo topliva VVER pri dlitelnom hranenii otrabotavshego topliva VVER s povyishennym vyigoraniem [Radiotoxicity and residual heat emission of actinides and VVER spent nuclear fuel fission products during prolonged storage of VVER spent fuel with high burnup] / Bergelson B.R., Gerasimov A.S., Zaritskaya T.S. [i dr.] // Atomnaya energiya. – 2007. – Т. 102. – Vyip. 5. – S. 292–296. [in Russian]
2. Davidenko V. Vozmozhnost radiatsionno-ekvivalentnogo zahoroneniya othodov pri pererabotke [The possibility of radiation-equivalent waste disposal during reprocessing]/ Davidenko V.D., Ponomarev-Stepnoy N.N., Tsi bulskiy V.F // Atomnaya energiya. – 2014. – Т.116.– v. №1. – S. 55-56. [in Russian]
3. Isaev A. Problemy obrascheniya s otrabotavshim toplivom [Problems of spent fuel treatment] / Isaev A.N. // Atomnaya tehnika za rubezhom. – 2008. – № 4. – S. 14–19. [in Russian]
4. Kuznetsov V. Yadernaya opasnost. Osnovnyie problemy i sovremennoe sostoyanie bezopasnosti predpriyatiy yadernogo toplivnogo tsikla Rossiyskoy Federatsii [Nuclear danger. Main problems and the current state of the Russian Federation Nuclear fuel cycle enterprises safety] / Kuznetsov V.M. – [2-e izd.]. – М.: EPItsentr, 2003. – 462 s. [in Russian]
5. Rossman G. Hranenie i zahoronenie radioaktivnyih othodov (sistemnyiy obzor) [Storage and Disposal of Radioactive Waste (systematic review)] / Rossman G.I., Byihovskiy L.Z., Samsonov B.G. – М.: VIMS, 2004. – 240 s. [in Russian]
6. Sokolova I. Uovershenstvovannyie, perspektivnyie i alternativnyie tehnologii yadernogo toplivnogo tsikla [Advanced, perspective and alternative nuclear fuel cycle technologies] / Sokolova I.D., Shulga N.A. // Atomnaya tehnika za rubezhom. – 2004. – №. 10. – S. 3–15. [in Russian]
7. SOU-N YaEK 1.027:2010. Metodika rascheta kolichestva vyisokoaktivnyih othodov, vozvraschaemyih Ukraine posle tehnologicheskogo hraneniya i pererabotki partii OTVS VVER-440: Otrasleyvoy standart Minenergo Ukraini [Methods of calculating of quantity of high-level waste that are returned to Ukraine after technological storage and reprocessing of spent fuel assemblies RTEE VVER-440: Industry standard Minenergougol of Ukraine] [in Russian]
8. Yots Dzh. Strategicheskie argumentyi v polzu yadernoy energetiki, osnovannyie na neobhodimosti sohraneniya okruzhayuschey sredyi [Strategic arguments for nuclear energy, based on the need to preserve the environment] / Uots Dzh. // Atomnaya tehnika za rubezhom. – 1995. – № 11. – S. 27–32. [in Russian]
9. Yadernaya energetika. Obraschenie s otrabotannym yadernym toplivom i radioaktivnyimi othodami. [Nuclear power. Treatment of spent nuclear fuel and radioactive waste] /

- [Azhazha V.M., Belous V.A., Gabelkov S.V i dr.]; pod redaktsiey I.M. Neklyudova. – K.: Naukova dumka, 2006 – 253 s.
[in Russian]
10. Yamana H. Problemyi yadernogo toplivnogo tsikla [Problems of the nuclear fuel cycle] / Yamana H.// Atomnaya tehnika za rubezhom. – 2007. – №2. – S.17-20. [in Russian]
 11. Rahman A. Nuclear waste management in France // Nuclear Energy. – 2001.- v.40.-№6.- P.391-395.
 12. Poinssot C. Recycling the actinides, the cornerstone of any sustainable nuclear fuel cycles / Poinssot C., Rostaing C., Grandjean S., Boullis B.// Procedia Chemistry. 2012. – №7. – C.349 - 357
 13. Poinssot C. Actinide recycling within the closed fuel cycles / Poinssot C., Boullis B // Nuclear Engineering International, Jan. – 2012. – №12, C. 17-21.

ГЛУБОКАЯ ПЕРЕРАБОТКА ОТРАБОТАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА КАК КЛЮЧЕВОЙ ШАГ К СТАБИЛЬНОМУ РАЗВИТИЮ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Шабалін Б. Г., Бугера С. П., Закритний Є. Є.

Шабалін Б. Г. докт. г. н., зав. отд. ГУ «Інститут геохімії оточуючої середовища НАН України» igns@i.com.ua ; b_shabalin@ukr.net
Бугера С. П. м. н. с. ГУ «Інститут геохімії оточуючої середовища НАН України»
Закритний Є. Є. м. н. с. ГУ «Інститут геохімії оточуючої середовища НАН України»

В статье рассмотрено возможные последовательные шаги, с точки зрения развития ядерного топливного цикла, которые позволят достичь в будущем стабильного развития атомной энергетики. Выделенный и переработанный плутоний из отработанного ядерного топлива (ОЯТ) легководных реакторов может быть повторно использован в МОХ-топливе для легководных реакторов. Вместе с утилизацией переработанного урана это уже на сегодняшний день позволит сохранить приблизительно 17% природного ресурса урана и ограничиться конечными ядерными отходами, которые практически не содержат U и Pu, в стабильной форме. Следующая мульти-переработка плутония требует введения в эксплуатацию быстрых реакторов для эффективного использования U-238, который доступен в природном и обедненном виде из утилизированных ядерных запасов. Параллельно должны быть разработаны или усовершенствованы процессы переработки и утилизации УОХ-топлива ОЯТ легководных реакторов и МОХ-топлива. В долгосрочной перспективе выделение младших актиноидов и долгоживущих продуктов деления в процессе переработки ОЯТ позволит значительно повысить эффективность использования природного ресурса (а впоследствии, возможно и отказаться) и уменьшить негативное влияние ядерных отходов на будущие поколения благодаря снижению остаточного тепловыделения и радиотоксичности, что позволит увеличить плотность ядерных отходов в хранилище и время его эксплуатации. Пошаговая реализация таких разных процессов определяет путь к устойчивому развитию ядерной энергетики.

Ключевые слова: *ядерно-топливный цикл, отработанное ядерное топливо, переработка, извлечение α -содержащих радионуклидов, радиотоксичность*

DEEP REPROCESSING OF SPENT NUCLEAR FUEL AS A KEY STEP FOR SUSTAINABLE DEVELOPMENT OF NUCLEAR ENERGY

B. Shabalin, S. Bugera, E. Zakrytniy

B. Shabalin, D. Sc (Geol.), Head of the Department, SI «The Institute of Environmental Geochemistry of NAS of Ukraine» b_shabalin@ukr.net, igns@i.com.ua

S. Bugera Junior Researcher, SI «The Institute of Environmental Geochemistry of NAS of Ukraine» igns@i.com.ua

E. Zakrytniy Junior Researcher, SI «The Institute of Environmental Geochemistry of NAS of Ukraine» igns@i.com.ua

The present paper focuses on the possible successive steps, with respect to nuclear fuel cycle improvement, which ensure stable development of the Nuclear Power Industry. Pu extracted from spent nuclear fuel (SNF) from light-water reactors (LWR) may be reused in MOX fuel for LWRs. Along with depleted uranium utilization, this will allow conserving of about 17% of natural uranium stocks using stable ultimate nuclear waste practically free from U and Pu. Further Pu multireprocessing requires fast reactors commissioning for effective use of U-238 available in natural and depleted form in SNF stocks. Processes of reprocessing and recycling of LWR SNF UOX fuel and MOX fuel should be developed and improved as well. In long-term prospect, extraction of minor actinides and long-lived fission products during SNF reprocessing envisages increasing of natural resource utilization efficiency and minimization of hazardous impact of nuclear wastes on the future generations due to reduction of residual heat generation and radiotoxicity which allows increasing of nuclear waste density and operation period of the repository. Step-by-step realization of these processes determines the stable further development of the Nuclear Power Industry.

Keywords: nuclear fuel cycle, spent nuclear fuel, reprocessing, extraction of α -containing radionuclides, radiotoxicity