

УДК 621.039.59

*В. М. Васильченко, О. М. Масько, Г. М. Новосолов**ДП «Державний науково-інженерний центр систем контролю та аварійного реагування»
(ДП «ДНІЦ СКАР») Міненерговугілля України, м. Київ***ПЕРСПЕКТИВИ ПОВОДЖЕННЯ З ВІДПРАЦЬОВАНИМ ЯДЕРНИМ ПАЛИВОМ
РЕАКТОРІВ ВВЕР-1000 УКРАЇНИ ТА ПРОДУКТАМИ ЙОГО ПЕРЕРОБКИ**

Розглянуто стан та перспективи поводження з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП) реакторів ВВЕР-1000 АЕС України та продуктами його переробки, які будуть отримані за діючими контрактами з Російською Федерацією. Оцінено обсяги цінних продуктів та радіоактивних відходів від переробки ВЯП, що підлягають поверненню до України. Розглянуто три основні можливі варіанти використання цінних продуктів переробки ВЯП; оптимальним визнано варіант, що передбачає виготовлення з них ядерного палива.

Ключові слова: ядерна енергетика, атомна електростанція, водо-водяний енергетичний реактор ВВЕР-1000, відпрацьоване ядерне паливо, радіоактивні відходи, ядерний паливний цикл.

Поводження з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП) діючих АЕС є важливою складовою ядерного паливного циклу будь-якої країни, що використовує ядерну енергію для виробництва електроенергії. Рівень вирішення цієї проблеми визначає спроможність країни максимально використати енергетичний потенціал наявного ядерного палива та якнайбільше скоротити обсяги радіоактивних відходів (РАВ), що захоронюються.

Реактори на теплових нейтронах типу ВВЕР, які експлуатуються в Україні, працюють за рахунок ланцюгової реакції поділу ізотопу уран-235 і за проектними характеристиками можуть забезпечити використання лише до 5 % енергетичного ресурсу ядерного палива. За сьогоденними уявленнями, після завершення періоду тривалого безпечного зберігання ВЯП, його переробка з вилученням матеріалів, що можуть бути повторно використані в реакторах (до 85 % загальної маси ВЯП), є досить перспективною схемою. Однак технології виготовлення свіжого ядерного палива (СЯП) для теплових реакторів шляхом переробки ВЯП на сьогодні суттєво поступаються за цінними показниками виготовленню СЯП з природного урану, а широке комерційне використання реакторів на швидких нейтронах поки що залишається віддаленою перспективою.

**ХАРАКТЕРИСТИКИ ВЯП ЛЕГКОВОДНИХ
РЕАКТОРІВ**

Під час використання палива в активній зоні реактора енергія виділяється, головним чином, внаслідок поділу ядер U-235 і Pu-239 (останній утворюється при захваті нейтронів ядрами U-238). Склад ВЯП залежить від глибини вигорання палива і його початкового збагачення по U-235.

В одній тонні свіжого палива збагаченням 4,4 % (основне збагачення палива реакторів ВВЕР-1000), завантаженого в активну зону, міститься 44 кг

U-235 і 956 кг U-238. Приблизний вміст основних радіонуклідів в 1 т ВЯП наприкінці кампанії наведено в табл. 1 [1].

Однією з основних радіологічних характеристик ВЯП є потужність дози випромінювання. На момент вивантаження палива з реактора приблизно 95 % потужності дози випромінювання ВЯП обумовлені гамма-випромінюванням продуктів поділу. Потужність дози випромінювання помітно зменшується з часом, що минув після вивантаження ВЯП: через три роки вона становить приблизно 1/600 від дози випромінювання тільки що вивантаженого палива. Зміни з часом активності та енерговиділення ВЯП енергетичних водо-водяних реакторів після вивантаження з активної зони наведено в табл. 2.

У легководному реакторі електричною потужністю 1000 МВт щорічно утворюється близько 200 кг ізотопів плутонію. При глибокому вигоранні палива (близько 60 МВт·доб/кг U) склад енергетичного плутонію приблизно такий, %: Pu²³⁹ — 60, Pu²⁴⁰ — 25, Pu²⁴¹ — 10, Pu²⁴² — 3, Pu²³⁸ — 2 %, тобто щорічне накопичення Pu²³⁹ у цьому разі становить 120 кг.

При цьому тільки продукти поділу можуть розглядатися як відходи. ВЯП — коштовне потенційне сировинне джерело ряду важливих ізотопів. Багато радіонуклідів, що містяться у ВЯП, мають практичну цінність у різноманітних сферах життєдіяльності людини: промисловості, наукових дослідженнях, медицині, малій енергетиці тощо. Багато з цих елементів затребувані вже сьогодні, деякі ще чекають свого застосування. Серед них є елементи, які сильно розсіяні в природі, або такі, що не зустрічаються в ній зовсім. У ВЯП є коштовні довгоживучі ізотопи кобальту і цезію, що широко використовуються в промислових джерелах випромінювання; дорогоцінні метали: рутеній, родій, паладій, що застосовуються в багатьох високотехнологічних галузях техніки; технецій — метал, який має здатність

істотно поліпшувати властивості сплавів, але не існує у надрах землі, та ін.

Деякі з трансплутонієвих елементів, що накопичуються у ВЯП, мають критичну масу на три порядки меншу, ніж уран-235, і в майбутньому можуть бути використані для одержання унікальних малогабаритних джерел ядерної енергії. Особливу цінність становить можливість добування з витриманого тривалий час ВЯП енергетичних реакторів радіонуклідів платинової групи — Ru, Rh і Pd, тому що за розрахунками загальна кількість цих металів у ВЯП, яка накопичиться до 2025 року, може бути порівнянною з природними ресурсами цих елементів або навіть перевищить їх [1].

Однак найважливішим серед радіонуклідів, що штучно утворюються в процесі роботи на свіжому низькозбагаченому урановому паливі теплового реактора, є Pu-239, який має першорядне значення в максимальному використанні енергетичного потенціалу природного урану, що складається на 99 % із U-238. ВЯП є високотехнологічним продуктом, основну масу якого складають енергетично цінні діоксиди природних ізотопів урану ($^{238}\text{UO}_2$ і $^{235}\text{UO}_2$) і напрацьований у реакторі плутоній. Завдяки цьому ВЯП може розглядатися як важливий енергетичний ресурс ядерної енергетики.

Таблиця 1. Орієнтовний вміст основних радіонуклідів у ВЯП реактора ВВЕР-1000

Нуклід	Період піврозпаду, роки	Кількість, кг/т U
Актиноїди		
U-235	$7,04 \cdot 10^8$	$1,23 \cdot 10^1$
U-236	$2,34 \cdot 10^7$	5,73
U-238	$4,47 \cdot 10^9$	$9,29 \cdot 10^2$
Pu-238	$8,77 \cdot 10^1$	$1,26 \cdot 10^{-1}$
Pu-239	$2,41 \cdot 10^4$	5,53
Pu-240	$6,57 \cdot 10^3$	2,42
Pu-241	$1,44 \cdot 10^1$	1,47
Pu-242	$3,76 \cdot 10^5$	$5,82 \cdot 10^{-1}$
Am-241	$4,32 \cdot 10^2$	$6,16 \cdot 10^{-1}$
Am-242	$1,50 \cdot 10^2$	$2,64 \cdot 10^{-4}$
Am-243	$7,38 \cdot 10^3$	$1,20 \cdot 10^{-1}$
Cm-242	162 доби	$6,10 \cdot 10^{-3}$
Cm-243	$2,85 \cdot 10^1$	$2,45 \cdot 10^{-4}$
Cm-244	$1,81 \cdot 10^1$	$4,57 \cdot 10^{-2}$
Np-237	$2,14 \cdot 10^6$	
Продукти поділу		
Se-79	$6,5 \cdot 10^4$	$1,7 \cdot 10^{-2}$
Sr-90	$2,9 \cdot 10^1$	1,1
Zr-93	$1,5 \cdot 10^6$	$9,1 \cdot 10^{-1}$
Tc-99	$2,1 \cdot 10^5$	1,1
Pd-107	$6,5 \cdot 10^6$	$2,5 \cdot 10^{-1}$
Sn-126	$1,0 \cdot 10^5$	$2,2 \cdot 10^{-2}$
I-129	$1,6 \cdot 10^7$	$2,2 \cdot 10^{-1}$
Cs-135	$3,0 \cdot 10^6$	$4,2 \cdot 10^{-1}$
Cs-137	$3,0 \cdot 10^1$	1,4
Sm-151	$9,3 \cdot 10^1$	$1,5 \cdot 10^{-2}$

Таблиця 2. Зміна активності та енерговиділення 1 т ВЯП реактора ВВЕР-1000 після вивантаження

Витримка, роки	Активність, кКі/т U	Потужність енерговиділення, кВт/т U
0	$3,2 \cdot 10^5$	$2,84 \cdot 10^3$
1	$3,63 \cdot 10^3$	$1,33 \cdot 10^1$
3	$1,38 \cdot 10^3$	4,27
10	$6,07 \cdot 10^2$	1,49
30	$3,27 \cdot 10^2$	0,960
100 (актиноїди)	$1,00 \cdot 10^1$	0,243

СВІТОВИЙ ДОСВІД ПОВОДЖЕННЯ З ВЯП

Технологія поводження з ВЯП у різних країнах світу визначається, насамперед, типом ядерно-паливного циклу (ЯПЦ), що використовується. Паливний цикл описує шлях, за яким паливо надходить з навколишнього середовища в ядерний реактор і за яким повертається в навколишнє середовище. В загальному випадку ЯПЦ описується так: *видобуток — очищення — збагачення — виготовлення СЯП — використання СЯП в реакторі — технологічна витримка ВЯП у БВ — зберігання ВЯП у сховищі — утилізація ВЯП*.

Розрізняють відкритий і замкнений паливні цикли; різняться вони останньою стадією — утилізацією ВЯП.

За відкритого паливного циклу, ВЯП після технологічної витримки у приреакторних басейнах витримки (БВ) та зберігання у сховищі піддається кондиціонуванню. Після виконання цих операцій ВЯП відправляється на остаточне захоронення в підземне (геологічне) сховище, спроектоване так, щоб утримувати продукти поділу та актиноїди впродовж часу, потрібного для запобігання будь-яким шкідливим для навколишнього середовища впливам.

У разі замкнутого ЯПЦ, паливо проходить такий самий шлях, як і при відкритому, починаючи з уранових рудників та заводів з виробництва СЯП і закінчуючи вивантаженням ВЯП з реактора. Після видалення з реактора паливні стрижні переробляються на заводах з переробки ВЯП. Основним промислово освоєним методом переробки ВЯП є процес, за якого після спеціальної хімічної обробки з ВЯП виділяють два цінних продукти: плутоній та невикористаний уран, які надалі використовуються для виготовлення СЯП для реакторів на швидких нейтронах або МОХ-палива для реакторів на теплових нейтронах. Приблизно 3 % ВЯП при цьому залишаються як високоактивні відходи (ВВВ). Після оскловування ці високорадіоактивні матеріали підлягають захороненню. Переробка ВЯП значно скорочує загальний об'єм ВВВ, що має захоронюватись.

На даний час з промислових реакторних установок в усьому світі вивантажено близько 350 тис. т важкого металу (ВМ) ВЯП. З них приблизно одна

третина перероблена, а решта зберігається в приреакторних басейнах витримки або в окремих «мокрих» або «сухих» сховищах ВЯП. З активних зон 437 реакторів, що експлуатуються, щорічно вивантажується приблизно 11 тис. т ВМ ВЯП. Ще 55 реакторів перебувають у стадії будівництва. За прогнозами МАГАТЕ, до 2030 року загальносвітова встановлена потужність АЕС становитиме 511—807 ГВт по електроенергії, тобто зросте на 40—120 % порівняно з сьогоднішніми 370 ГВт. Відповідно збільшиться й утворення ВЯП, оскільки більшість нових установок буде вдосконаленими версіями нинішнього покоління реакторів — легководними.

Існують два основні варіанти поводження з ВЯП:

- переробка та регенерація ВЯП з виділенням урану і плутонію для використання у складі свіжого палива;

- «пряме» захоронення ВЯП після проміжного зберігання впродовж, принаймні, кількох десятиліть.

Узагальнення світового досвіду в сфері поводження з ВЯП не дає змоги на даний час зробити однозначний вибір єдиної перспективної стратегії, яка найкращим чином відповідала би потребам будь-якої держави. Вирішення проблеми в конкретній країні значною мірою повинно узгоджуватися зі стратегією організації ЯПЦ, яка, в свою чергу, визначається національними пріоритетами і програмами розвитку енергетики.

Ряд країн, що мають потужності з переробки ВЯП (Франція, Великобританія, Росія, Індія), переробляють частину напрацьованого в цих країнах ВЯП, а також ВЯП інших країн (на комерційній основі, з поверненням замовнику цінних продуктів переробки і радіоактивних відходів). Обсяги переробки ВЯП у світі наведено в табл. 3.

Інші країни (Фінляндія, Швеція та, донедавна, США) розглядають ВЯП як відходи, і ними обрано варіант «прямого» захоронення. Оскільки зберігання можливе впродовж тривалого часу (до 100 років), більшість країн ще не визначилися та продовжують зберігати ВЯП до вибору остаточного варіанта (так зване відкладене рішення). У табл. 4 відображено підходи провідних ядерно-енергетичних країн до проблем проміжного зберігання ВЯП і подальшого поводження з ним.

На даний час у Південній Кореї в рамках Міжнародної програми по інноваційних ядерних реакторах і паливних циклах (INPRO) під егідою МАГАТЕ ведуться розробки комерційного варіанта застосування технології DUPIC (англійська абревіатура від «Пряме використання ВЯП вододіючих реакторів під тиском у реакторах CANDU»). У разі успішної реалізації цього проекту відпрацьоване ядерне паливо реакторів PWR/ВВЕР, що містить залишковий U-235 та напрацьований Pu-239 у кількостях, що перевищують

Таблиця 3. Обсяги переробки ВЯП енергетичних реакторів

Вид палива	Місце переробки	Обсяги переробки ВЯП, т/рік
Паливо легководних реакторів	Франція, Ла Аг	1600
	Великобританія, Селафілд	850
	Росія, Челябінськ (Маяк)	400
	Японія	90
	Р а з о м	2940
Інше ядерне паливо	Великобританія, Селафілд	1500
	Франція, Марсель	400
	Індія	200
	Р а з о м	2100
	В с ь о г о	5040

Таблиця 4. Підходи провідних ядерно-енергетичних країн до проблем поводження ВЯП

Країна	Відкладене рішення	Пряме захоронення	Переробка
Бельгія	+		+
Великобританія	+		+
Індія	+		+
Канада		+	
Китай			+
Німеччина		+	+
Росія		+	+
США		+	
Фінляндія		+	
Франція			+
Швеція		+	
Японія			+

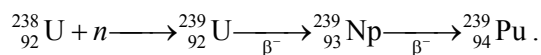
природні, можна буде повторно «спалювати» у важководних реакторах типу CANDU. Підвищуючи ефективність використання ядерного палива, паливний цикл на основі DUPIC, як вважають фахівці Всесвітньої ядерної асоціації, може знизити потреби в захороненні відходів від роботи реакторів PWR на 70 % і зменшити споживання природного урану на 30 %. Для завантаження ВЯП легководних реакторів у CANDU буде потрібна тільки механічна обробка для перетворення твелів PWR у коротші паливні стрижні CANDU, що значно дешевше, ніж радіохімічна переробка ВЯП. Завершення досліджень та комерційний запуск технології DUPIC корейськими фахівцями очікується до 2017 року [2].

Доцільність переробки ВЯП визначається перспективами використання основних матеріалів переробки — урану та плутонію. Теоретично є три варіанти їх використання: як палива початкового

завантаження та підживлення теплових реакторів, а також палива початкового завантаження швидких реакторів. Виділений з ВЯП плутоній може повертатися в паливний цикл теплових реакторів у складі уран-плутонієвого МОХ-палива, а також використовуватися в реакторах-розмножувачах на швидких нейтронах, тому що плутоній найбільш ефективний у швидкій частині спектра. Як приклад, у Франції МОХ-паливо експлуатується понад 35 років на більше, ніж 35 легководних реакторних установках, зокрема на 20 реакторах PWR. Крім економії енергоносіїв це дає змогу скоротити радіоактивність ВАВ у 10 разів, а їхній об'єм — у 5 разів.

Хоча регенерація паливного матеріалу легководних реакторів може забезпечити 25 %-ву економію споживання свіжої уранової сировини, реальна економічна користь від переробки ВЯП, як очікується, виникне тільки з розвитком реакторів на швидких нейтронах. У таких реакторах більшу частину актів поділу ядерного палива викликають нейтрони з енергією понад 0,1 МеВ. При цьому в реакторі відбувається поділ не тільки дуже рідкісного ізотопу U-235, але й U-238 — основної складової природного урану, ймовірність поділу якого в спектрі нейтронів теплового реактора дуже низька.

Принципово важливо, що в «швидкому» реакторі за кожного акту поділу ядер утворюється більша кількість нейтронів, що можуть бути використані для інтенсивного перетворення U-238 на ізоотоп плутонію Pu-239, що ділиться. Це перетворення відбувається в результаті реакції



Процес утворення плутонію може мати характер розширеного відтворення, коли в реакторі утворюється вторинного плутонію більше, ніж вигоряє первісно завантаженого (так званий бридінг-процес, від англ. breed — розмножувати). Реалізація процесу бридінгу дасть змогу практично повністю використовувати природний уран і завдяки цьому майже в 100 разів збільшити «вихід» енергії з кожної тонни природного урану. Це відкриває шлях до величезних паливних ресурсів ядерної енергетики на тривалу історичну перспективу.

Отже, вирішення багатьох проблем щодо поводження з ВЯП залежить від того, коли і якими темпами піде реалізація реакторів на швидких нейтронах. Від відповіді на перше питання залежить очікуваний термін зберігання ВЯП, від відповіді на друге — об'єм ВЯП, що знадобиться для розвитку програми швидких реакторів з урахуванням їхньої розмножувальної здатності.

СУЧАСНИЙ СТАН ПОВОДЖЕННЯ З ВЯП ВВЕР АЕС УКРАЇНИ

Діюча схема поводження з ВЯП ВВЕР АЕС України. Національні нормативно-правові акти, що визначають сценарій поводження з ВЯП на заключній стадії ЯПЦ, на сьогодні в Україні відсутні.

Основна маса раніше утвореного ВЯП ВВЕР усіх АЕС України перебуває на стадії технологічного зберігання в Російській Федерації та в Україні. Таким чином, аналогічно практиці більшості ядерно-енергетичних країн, щодо ВЯП діючих АЕС України на сьогодні фактично реалізується так зване відкладене рішення — тривале (впродовж кількох десятиліть) безпечне зберігання ВЯП з подальшим прийняттям остаточного рішення щодо його переробки або захоронення. Відкладене рішення ухвалено «Енергетичною стратегією України на період до 2030 року» [3], зокрема її оновленою версією [4].

На всіх діючих енергоблоках АЕС України ядерне паливо після закінчення використання в реакторі переважується в басейні витримки, де витримується за проектним регламентом не менше трьох років для зменшення радіоактивності та залишкового тепловиділення.

Для подальшого безпечного зберігання ВЯП на Запорізькій АЕС у 2001 році введено в експлуатацію пристанційне сховище ВЯП ВВЕР-1000 на основі технології «сухого» контейнерного зберігання.

Діюча схема поводження з ВЯП інших АЕС України з реакторами типу ВВЕР (Рівненська, Хмельницька і Южно-Українська АЕС) заснована на технічних рішеннях, закладених у вихідних проектах АЕС, розроблених у 70-х роках минулого століття:

- ВЯП ВВЕР-440 після басейнів витримки відправляється для переробки до РФ на завод РП-1 ФДУП «Маяк». Згідно з діючим контрактом, на РП-1 мають здійснюватись технологічна витримка, переробка ВЯП і повернення до України високоактивних радіоактивних відходів в осклованому вигляді не пізніше, ніж через 20—25 років після прийняття ВЯП на переробку;

- ВЯП ВВЕР-1000 з басейнів витримки відправляється для переробки до РФ на завод РП-2 ФДУП «Гірничо-хімічний комбінат» (ГХК). За контрактом, на РП-2 мають здійснюватись технологічна витримка, переробка ВЯП і повернення до України після регламентного зберігання стверділих ВАВ і цінних продуктів переробки (ЦПП) ВЯП.

Технічні рішення щодо поводження з ВЯП реакторів типу ВВЕР засновані на концепції, що була прийнята в колишньому СРСР, за якою передбачалося залучення цього ВЯП до сценарію замкненого паливного циклу, тобто переробки для виділення і подальшого використання цінних продуктів

переробки — урану та плутонію. Але для ВЯП українських АЕС реалізація цієї концепції на даний час перебуває на різних стадіях: ВЯП ВВЕР-440 переробляється на заводі РП-1 ФДУП «Маяк»; ВЯП ВВЕР-1000 зберігається у сховищі на заводі РП-2 ФДУП «ГХК».

Інфраструктура для поводження з ВЯП ВВЕР-1000 та продуктами його переробки в Україні. На даний час в Україні реалізуються два проекти «сухих» сховищ для довготривалого зберігання відпрацьованого палива ВВЕР:

- проект будівництва «сухого» сховища ВЯП в контейнерах ВКХ-ВВЕР-1000 для ВЯП Запорізької АЕС (ЗСВЯП), розрахованого на зберігання 9120 відпрацьованих тепловидільних збірок (ВТВЗ) впродовж 50 років;

- проект будівництва централізованого сховища відпрацьованого ядерного палива (ЦСВЯП) для реакторів ВВЕР АЕС України [5].

Відповідно до Закону України «Про поводження з відпрацьованим ядерним паливом щодо розміщення, проектування та будівництва централізованого сховища відпрацьованого ядерного палива реакторів типу ВВЕР вітчизняних атомних електростанцій» [6], ЦСВЯП розміщується на майданчику в зоні відчуження і є частиною єдиного комплексу з поводження з ВЯП ДСП «Чорнобильська АЕС». Загальна місткість ЦСВЯП становить 16529 ВТВЗ реакторів типу ВВЕР-440 та ВВЕР-1000, проектний термін зберігання ВЯП — до 100 років.

Сховища для тимчасового зберігання цінних продуктів переробки та РАВ від переробки ВЯП ВВЕР-1000 на сьогодні в Україні відсутні. Для прийняття та тимчасового зберігання цінних продуктів переробки ВЯП, вивезеного до РФ за діючими контрактами, вбачається за необхідне до 2021 року збудувати та ввести в експлуатацію спеціалізоване сховище цінних продуктів переробки з необхідною інфраструктурою.

Можливим місцем розміщення сховища ЦПП є промайданчик заводу з виробництва ядерного палива ДК «Ядерне паливо» поблизу смт. Смоліне Кіровоградської області. Альтернативою спорудження в Україні сховища для зберігання ЦПП ВЯП може бути їх тимчасове зберігання на підприємствах з переробки ВЯП у Російській Федерації за додатковими контрактами.

Для поводження з РАВ від переробки ВЯП ВВЕР-1000 можливим та доцільним є використання інфраструктури комплексу «Вектор» ДСП «ЦППРВ» ДК «УкрДО «Радон»» з відповідною модернізацією та спорудженням додаткових необхідних елементів.

Згідно із «Загальнодержавною цільовою екологічною програмою поводження з РАВ на 2008—2017 роки» [7], на майданчику ДСП «ЦППРВ» ДК «УкрДО «Радон»» має бути збудовано сховище

для довгострокового (до 100 років) зберігання окислених ВАВ від переробки ВЯП ВВЕР українських АЕС у РФ. Термін введення в експлуатацію сховища, визначений в Загальнодержавній програмі, — 2014 рік. Але враховуючи, що на даний час виконуються тільки передпроектні роботи, та зважаючи на терміни розробки проекту, проведення його державної експертизи і суто будівництва, введення в експлуатацію сховища ВАВ прогнозується в 4-му кварталі 2017 року.

ОЦІНКА ОБСЯГІВ ЦІННИХ ПРОДУКТІВ ПЕРЕРОБКИ ВЯП ВВЕР-1000 ТА РАВ, ЩО БУДУТЬ НАПРАЦЬОВАНІ ЗА ДІЮЧИМИ КОНТРАКТАМИ УКРАЇНИ З РФ

Обсяги вивезення ВЯП реакторів ВВЕР-1000 у кількості ВТВЗ та в масі ВМ (сукупність ізотопів урану в ТВЗ за паспортом) за період до 2012 року і плановані до введення в експлуатацію ЦСВЯП наведено в табл. 5.

Таблиця 5. Фактичні обсяги вивезення ВЯП реакторів ВВЕР-1000 за період до 2012 року і плановані до введення в експлуатацію ЦСВЯП

Рік	ВТВЗ, шт.	ВЯП, тонн ВМ
1995	486	204,0
1996	564	231,8
1997	450	186,6
1998	564	233,3
1999	330	136,6
2000	408	165,3
2001	264	108,6
2002	342	137,7
2003	144	57,9
2004	186	76,2
2005	132	54,2
2006	204	82,2
2007	324	130,3
2008	204	82,8
2009	Вивезення не здійснювалося	
2010	132	53,1
2011	144	57,9
2012	204	82,1
2013	288	117,1
2014	300	122,5
2015	300	130,5
2016	300	130,5
2017	300	130,5
Всього	6570	2712

Примітка. При розгляді обсягів вивезення ВЯП реакторів ВВЕР-1000 з українських АЕС до РФ приймалося, що після побудови і введення в експлуатацію ЦСВЯП (орієнтовно в 2018 році) ВЯП реакторів ХАЕС, РАЕС і ЮУАЕС направлятиметься в ЦСВЯП, а вивезення його до РФ припиниться.

Технологія переробки ВЯП реакторів ВВЕР-1000, передбачена на заводі РП-2, заснована на екстракційному процесі, відомому як пурекс-процес. Пурекс-процес охоплює розчинення ВЯП і відділення плутонію та урану від залишкових продуктів поділу та актиноїдів для подальшого повторного використання плутонію та урану. В технології використовується екстракція урану та плутонію трибутилфосфатом з азотнокислого розчину ВЯП, під час якої вилучається 98—99 % урану та плутонію, що містяться у ВЯП. Продукти поділу й актиноїди, що містяться у ВЯП, при переробці на 96 % переходять у високоактивні відходи [8].

За даними презентації А.А.Третьякова «Переробка ВЯП ВВЕР-1000 у дослідно-демонстраційному центрі на ФДУП «ГХК», представленій на нараді українсько-російської робочої групи з питань поводження з ВЯП ВВЕР-1000 (травень 2011 р.), кінцевими продуктами переробки ВЯП є: закис-окис U; суміш оксидів U, Pu та Np; стверділі відходи — оскловані ВАВ (боросилікатне скло), високоактивні фрагменти ВТВЗ та середньоактивний цементний компаунд.

Питома кількість цінних продуктів переробки ВЯП ВВЕР-1000 наведена в табл. 6, питома кількість технологічних відходів переробки — в табл. 7.

Таблиця 6. Питома кількість цінних продуктів переробки ВЯП ВВЕР-1000

Продукти переробки	Маса ЦПП, кг/т ВЯП	Сумарна кількість, кг/т ВЯП	Сумарна кількість, кг/т ВМ
U-232	$1,08 \cdot 10^{-6}$	Ізотопів урану 805,3	Ізотопів урану 913,6
U-235	6,46		
U-236	4,90		
U-238	794		
Pu-236	$2,25 \cdot 10^{-7}$	Ізотопів плутонію 10,9	Ізотопів плутонію 12,3
Pu-238	$2,84 \cdot 10^{-1}$		
Pu-239	5,98		
Pu-240	2,55		
Pu-241	1,27		
Pu-242	$7,84 \cdot 10^{-1}$		
Np-237	$6,27 \cdot 10^{-1}$	Ізотопів непуунію 0,627	Ізотопів непуунію 0,711
Закис-окис урану	925	925	1050
Змішані оксиди урану, плутонію та непуунію. Вміст компонентів, мас. %: U — 65; Pu — 33; Np — 2	37,4	37,4	42,5

Примітки: 1. Вигорання ВЯП не більше 50 ГВт·доб/т U, час витримки 7 років. 2. Маса ВМ — вихідна маса ізотопів урану в ТВЗ за паспортом. 3. Маса ВЯП — вихідна маса оксидів урану в ТВЗ за паспортом.

Таблиця 7. Питома кількість технологічних відходів переробки ВЯП ВВЕР-1000

Найменування РАВ	Матриця зберігання	Питома кількість на тонну ВЯП	Питома кількість на тонну ВМ
Середньоактивні відходи (стверділі)	Цемент	1,8 м ³ 3,80 т	2,04 м ³ 4,37 т
Високоактивні тверді відходи (конструкційні деталі ВТВЗ, оболонки твелів)	Сталевий контейнер (200 л)	$1,4 \cdot 10^{-2}$ м ³ $4,1 \cdot 10^{-2}$ т	$1,6 \cdot 10^{-2}$ м ³ $4,7 \cdot 10^{-2}$ т
Високоактивні відходи (оскловані)	Боросилікатне скло	$7,4 \cdot 10^{-2}$ м ³ 160 кг (20 % включення відходів)	$8,4 \cdot 10^{-2}$ м ³ 180 кг (20 % включення відходів)

У 2011 році Державною корпорацією з атомної енергії «Росатом» розроблено «Програму створення інфраструктури та поводження з ВЯП на 2011—2020 роки і на період до 2030 року» [9].

На першому етапі (до 2015 року) цією програмою щодо об'єктів ФДУП «ГХК» заплановано будівництво пускового комплексу Дослідно-демонстраційного центру (ДДЦ) з переробки ВЯП з введенням в експлуатацію 2015 року.

На другому етапі (2016—2020 роки) заплановано: завершення будівництва та введення в експлуатацію в 2018 році ДДЦ з переробки ВТВЗ ВВЕР-1000;

переробку на ДДЦ ВТВЗ ВВЕР-1000, поставлених з АЕС України і Болгарії, після 2018 року.

З урахуванням вищенаведеного та в припущеннях, що: а) переробка ВЯП ВВЕР-1000 в РФ розпочнеться в 2020 році, тобто після введення в промислово експлуатацію переробних потужностей на заводі РП-2 «ГХК»; б) щорічний обсяг переробки ВЯП ВВЕР-1000 українських АЕС становитиме 500 т ВМ (загальна потужність переробного заводу 1500 т/рік); в) повернення РАВ від переробки ВЯП до України розпочнеться в 2021 році, — були виконані прогнозні оцінки напрацювання цінних продуктів переробки ВЯП ВВЕР-1000 українських АЕС за діючими контрактами з РФ (рис. 1, 2) та обсягів РАВ (рис. 3—5).

Згідно з виконаними оцінками, ВЯП ВВЕР-1000 українських АЕС, що відправляється до РФ на переробку, буде перероблене та повернуте до 2027 року. Сумарна кількість одержаних цінних продуктів переробки ВЯП ВВЕР-1000 становитиме, т: закису-окису урану — 2847; змішаних оксидів U, Pu та Np — 115,3. Сумарна кількість РАВ, одержаних від переробки ВЯП ВВЕР-1000, становитиме, м³: осклованих ВАВ — 227,8; твердих ВАВ — 42,5; стверділих САВ — 5532.

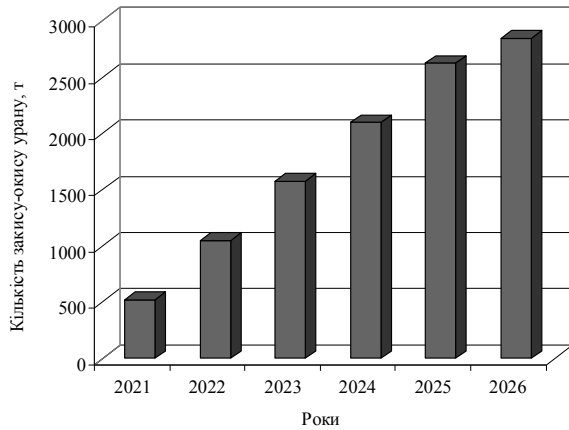


Рис. 1. Динаміка напрацювання закису-окису урану при переробці в РФ ВЯП реакторів ВВЕР-1000 українських АЕС, нарощуваною сумою

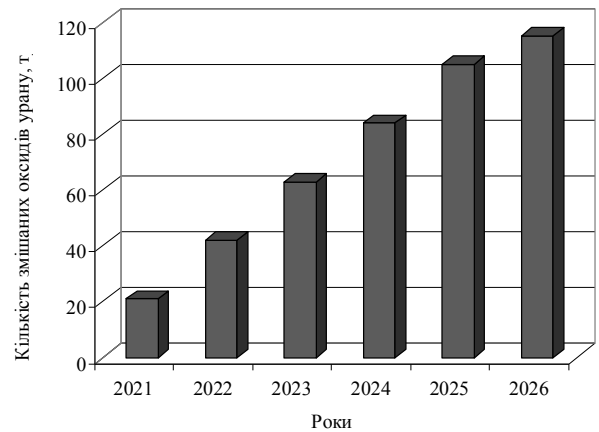


Рис. 2. Динаміка напрацювання змішаних оксидів урану, плутонію та непуганію при переробці в РФ ВЯП реакторів ВВЕР-1000 українських АЕС, нарощуваною сумою

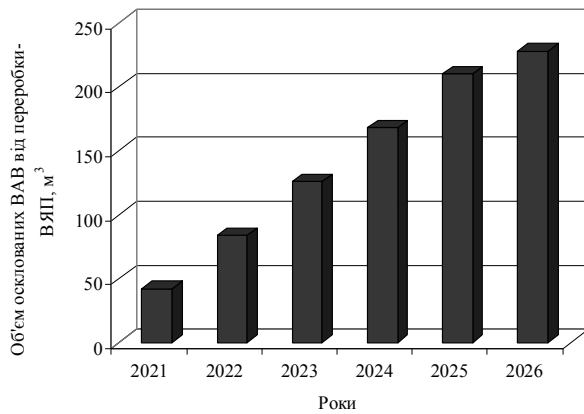


Рис. 3. Динаміка напрацювання осклованих ВАВ при переробці в РФ ВЯП реакторів ВВЕР-1000 українських АЕС, нарощуваною сумою

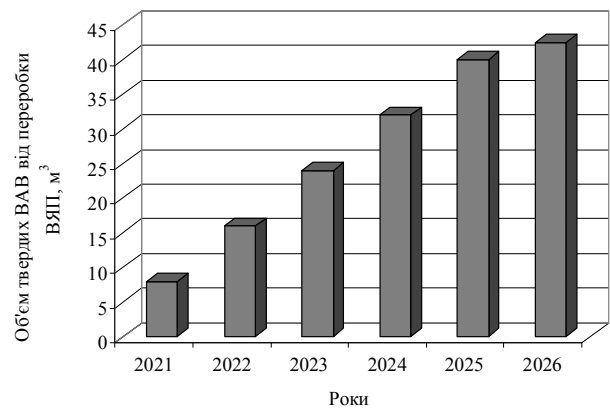


Рис. 4. Динаміка напрацювання твердих ВАВ при переробці в РФ ВЯП реакторів ВВЕР-1000 українських АЕС, нарощуваною сумою

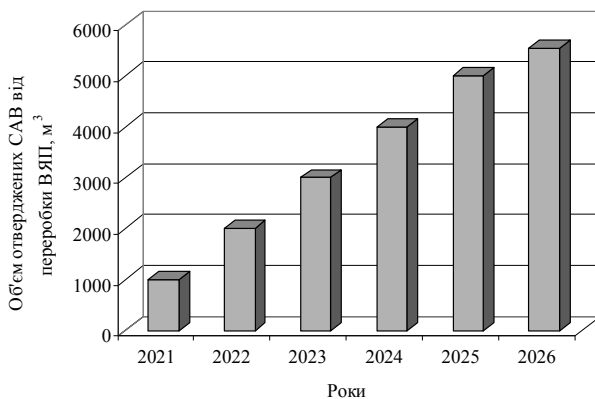


Рис. 5. Динаміка напрацювання стверділих САВ при переробці в РФ ВЯП реакторів ВВЕР-1000 українських АЕС, нарощуваною сумою

ПЕРСПЕКТИВИ ВИКОРИСТАННЯ ЦІННИХ ПРОДУКТІВ ПЕРЕРОБКИ ВЯП

Як зазначалося, переробка ВЯП ВВЕР-1000 українських АЕС за діючими контрактами з РФ здійснюватиметься на заводі РП-2 орієнтовно з 2021 року. Відповідно, надходження цінних продуктів переробки можна чекати з 2022 року.

Вбачаються три найбільш вірогідні варіанти використання одержуваних ЦПП ВЯП ВВЕР-1000, а саме: їх зберігання, експорт або виготовлення ядерного палива з ЦПП.

Варіант 1. Зберігання ЦПП. Починаючи з 2022 року, цінні продукти переробки ВЯП повертаються до України для тимчасового зберігання в спеціалізованому сховищі ЦПП.

У подальшій перспективі (після 2030 року), в разі розвитку відповідних технологій, ЦПП використовуватимуться для виготовлення уран-оксидного та МОХ-палива для легководних реакторів (ВВЕР), МОХ-палива для реакторів на швидких нейтронах (БН) або уран-оксидного палива для реакторів CANDU, якщо буде ухвалено рішення про будівництво реакторів БН та CANDU в Україні. Необхідною умовою для реалізації цього сценарію є будівництво в Україні до 2021 року спеціалізованого сховища для тимчасового зберігання ЦПП з відповідною інфраструктурою. Сховище має забезпечити зберігання до 3000 т ЦПП від переробки ВЯП до їх використання.

Варіант 2. Експорт ЦПП. Цінні продукти переробки ВЯП експортуються до РФ або інших країн. Отримані кошти використовуються для закупівлі свіжого ядерного палива або оплати послуг з поводження з ВЯП.

Варіант 3. Виготовлення ядерного палива з ЦПП. Починаючи з 2022 року змішані оксиди U, Pu та Np (115,3 т) і частина закису-окису урану (836 т) використовуються для виготовлення МОХ-палива для реакторів ВВЕР-1000 енергоблоків №№ 3, 4 Хмельницької АЕС або перспективних реакторів (наприклад, ВВЕР-ТОІ) в разі прийняття рішення про їх будівництво в Україні. Залишок закису-окису урану (2011 т) направляється для зберігання в спеціалізованому сховищі ЦПП в Україні або використовується для виготовлення палива реакторів CANDU в разі прийняття рішення про їх будівництво в Україні (рис. 6).

Необхідними умовами реалізації даного варіанта в повному обсязі є:

прийняття у 2014 році рішення щодо принципової можливості використання МОХ-палива в реакторах ВВЕР-1000 енергоблоків №№ 3, 4 Хмельницької АЕС;

урахування в проектах реакторних установок енергоблоків №№ 3, 4 Хмельницької АЕС забезпечення технічної можливості використання МОХ-палива;

прийняття у 2016 році рішення про будівництво одного-двох реакторів типу ВВЕР-ТОІ з числа трьох—п'яти перспективних реакторів, передбачених «Енергетичною стратегією України до 2030 року»;

прийняття у 2020 році рішення про будівництво одного-двох реакторів CANDU з числа трьох—п'яти перспективних реакторів, передбачених «Енергетичною стратегією України до 2030 року»;

укладання в 2022 році контракту з РФ на виготовлення МОХ-палива для реакторів ВВЕР;

укладання у 2023 році контракту з Канадою на виготовлення палива для реакторів CANDU або будівництво в Україні заводу з фабрикації палива для реакторів CANDU.

Реалізація варіанта 3 використання ЦПП ВЯП ВВЕР-1000 вбачається найбільш оптимальною, оскільки це дозволить вже найближчим часом використати ЦПП для виготовлення ядерного палива та виробництва електроенергії на АЕС України.

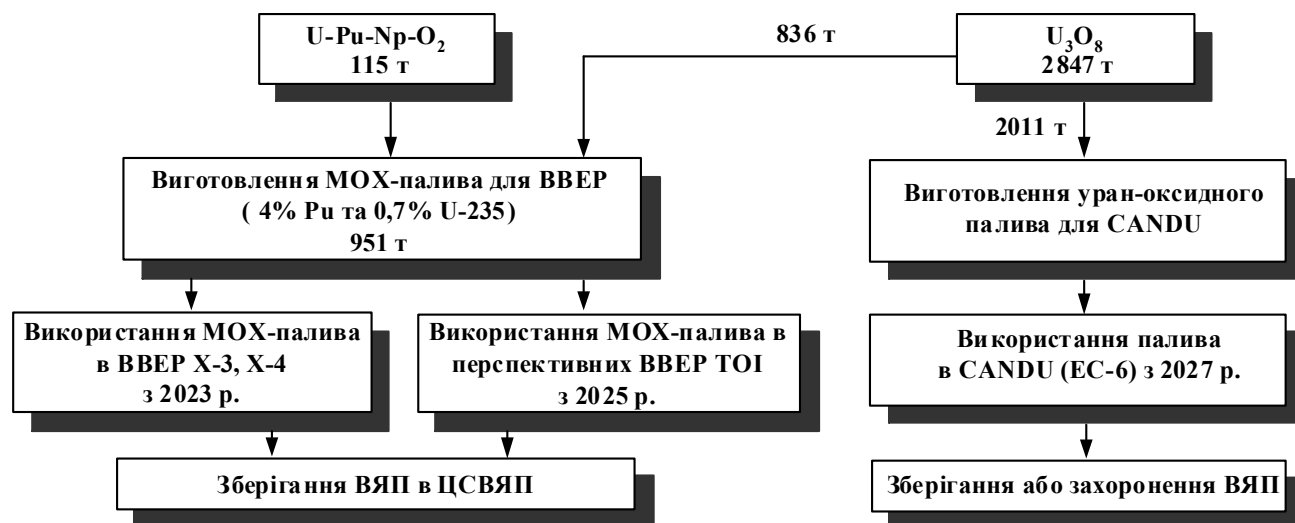


Рис. 6. Принципова схема можливого використання ЦПП для виготовлення ядерного палива при реалізації варіанта 3

Список використаної літератури

1. *Брылева В. А.* Отработавшее ядерное топливо АЭС / Брылева В. А., Войтецкая Е. Ф., Нарейко Л. М.; НАН Беларуси, ГНУ «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований — Сосны» // Информ. бюллетень, серия: Атомная энергетика. — № 7-8 (13-14). — 2010. — С. 1—8.
2. *Hangbok Choi.* Progress of the DUPIC Fuel Compatibility Analysis / Hangbok Choi, Ho Jin Ryu, Gyu-hong Roh // Nuclear Technology. — V. 157, № 1. — January 2007. IV: Fuel Performance. — P. 1—17.
3. Енергетична стратегія України на період до 2030 року: Схвалено Розпорядженням Кабінету Міністрів України від 15.03.2006 № 145-р. — <http://govuadocs.com.ua/docs/298/index-1006759.html>
4. Оновлення Енергетичної стратегії України на період до 2030 року : Проект. — mre.kmu.gov.ua/fuel/doccatalog/document?id=222032
5. Техничко-економическое обоснование инвестиций строительства централизованного хранилища отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины / ОАО «Киевэнергопроект». — 2006.
6. Закон України «Про поводження з відпрацьованим ядерним паливом щодо розміщення, проектування та будівництва централізованого сховища відпрацьованого ядерного палива реакторів типу ВВЕР вітчизняних атомних електростанцій» від 09.02.2012 р. № 4384-VI // Відомості Верховної Ради України (ВВР). — 2012. — № 40. — Ст. 476.
7. Закон України «Про Загальнодержавну цільову екологічну програму поводження з радіоактивними відходами» від 17.09.2008 р. № 516-VI // Відомості Верховної Ради України (ВВР). — 2009. — № 5. — Ст. 8.
8. Технические требования к продуктам переработки ОТВС ВВЭР-1000, подлежащим возврату в Украину : Проект. — Железнодорожск : ФГУП «Горно-химический комбинат», 2012.
9. Программа создания инфраструктуры и обращения с ОЯТ на 2011—2020 годы и на период до 2030 года. — М. : ГК по атомной энергии «Росатом» РФ, 2011.

Отримано 26.11.2013