

УДК 621.039.58

DOI <https://doi.org/10.32347/tb.2024-41.0414>**Володимир Ващенко,**

доктор фіз.-мат. наук, заступник директора,
Міжвідомчий науковий центр енергетики і екології
Національного університету «Одеська політехніка»
просп. Шевченка 1, м. Одеса, 65044, Україна,
ORCID: <https://orcid.org/0000-0003-1585-2129>
E-mail: nucleoroid@gmail.com

Ірина Кордуба,

доктор технічних наук,
доцент кафедри технологій захисту навколишнього середовища та охорони праці,
Київський національний університет будівництва і архітектури,
просп. Повітряних сил 31, м. Київ, 03037, Україна,
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-5135-8465>
E-mail: uaror-korduba@ukr.net

Сергій Цибитовський

аспірант кафедри технологій захисту навколишнього середовища та охорони праці,
Київський національний університет будівництва і архітектури,
просп. Повітряних сил 31, м. Київ, 03037, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0009-0009-1313-9988>
E-mail: serhii.uaror@gmail.com

ЯДЕРНО-ЕКОЛОГІЧНА БЕЗПЕКА ЗБЕРІГАННЯ ВІДПРАЦЬОВАНОВОГО ЯДЕРНОГО ПАЛИВА ТА ПОВОДЖЕННЯ З НИМ

АНОТАЦІЯ. На сьогодні ситуація з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП) все ще залишається складною через відсутність безпечних технологій для економічно вигідної та екологічно чистої його переробки і безпечної фінішної утилізації. Відпрацьоване ядерне паливо не є відходами у класичному визначенні та розумінні. В даній роботі ВЯП визначається як цінна вторинна енергетична сировина. У роботі отримано висновок про те, що подальший, соціально прийнятний та гарантовано безпечний розвиток світової ядерної енергетики можливий лише за умови абсолютного пріоритету ядерно-екологічної безпеки всього ядерного паливного циклу (ЯПЦ). У зв'язку з цим для вирішення складних екологічних проблем, пов'язаних з ВЯП, пропонується нова технологія покоління G5 на базі ядерних енергетичних реакторів фронтального нейтронно-ядерного горіння.

Ключові слова: відпрацьоване ядерне паливо, ядерно-екологічна безпека, зберігання і поводження з відпрацьованим ядерним паливом, реактор фронтального нейтронно-ядерного горіння.

NUCLEAR-ENVIRONMENTAL SAFETY OF STORAGE AND MANAGEMENT OF SPENT NUCLEAR FUEL

ABSTRACT. Today, the situation with spent nuclear fuel (SNF) is still complicated due to the lack of safe technologies for its cost-effective and environmentally friendly reprocessing and safe final disposal. Spent nuclear fuel is not waste in the classical definition and understanding. In this paper, spent nuclear fuel is defined as a valuable secondary energy raw material. The paper concludes that further, socially acceptable and guaranteed safe development of the global nuclear power industry is possible only under the condition of absolute priority of nuclear and environmental safety of the entire nuclear fuel cycle (NFC). In this regard, a new technology of the G5 generation based on frontal neutron-combustion nuclear power reactors is proposed to solve complex environmental problems associated with spent nuclear fuel.

Key words: spent nuclear fuel, nuclear and environmental safety, storage and management of spent nuclear fuel, frontal neutron nuclear combustion reactor.

1. Постановка проблеми. Усі види безпеки ядерної енергетики визначаються інженерно-фізичними та науково-технічними рішеннями, що закладаються в конструкції ядерних енергетичних реакторних установок (ЯЕРУ) в процесі їх проектування, а також від методів і технологій зберігання, переробки, поводження з опроміненим відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП). Крім виробництва тепла і електроенергії кожна ЯЕРУ виробляє ВЯП та інші радіоактивні відходи (РАВ). Крім того на різних ланках енергетичного ядерного паливного циклу (ЯПЦ) також утворюються відвали породи після виробництва жовтого кеку; відвали збідненого урану утворювані в результаті збагачення ядерного палива; відходи після переробки ВЯП на радіохімічних комбінатах і навіть самі АЕС стають відходами після закінчення терміну їх експлуатації та їх ліквідації. При цьому, навіть якщо якась країна відмовляється від власної ядерної енергетики і закриває усі свої АЕС, то разом з цим залишається практично „вічна“ спадщина, що потребує складного та дорогого поводження з нею.

Сучасні ядерні енергетичні технології, як і сама ядерна енергетика, є побічними холодної війни, коли промислові ядерні реактори, в основу яких було покладено уран-плутонієвий цикл стали базовими виробничими одиницями для виробництва воєнних матеріалів. Виробництво ядерної енергії на той час не затребуваним продуктом. як і разом з утилізацією реакторних установок після їх виведення із експлуатації. При цьому екологічно чиста переробка та безпечно зберігання ВЯП та інших РАВ, а точніше, увесь комплекс екологічних питань, були другорядними і не на часі.

За оцінками МАГАТЕ, на сьогодні в 14-и країнах світу накопичено приблизно 450 тисяч тон високоактивного ВЯП. З кожного ядерного водо-водяного реактора (ВВЕР/ВВР) потужністю 1 ГВт щорічно вивантажується близько 25–27 тонн ВЯП. Але на радіохімічних комбінатах перероблюється тільки третя його частина. Решта, понад 300 тис. тонн ВЯП залишається в приреакторних басейнах витримки, в тимчасових поверхневих та приповерхневих сухих або мокрих сховищах, створюючи при цьому довгострокові ядерно-екологічні ризики. До того ж в наступні два десятиліття на багатьох АЕС світу, через закінчення проектних та продовжених експлуатаційних ресурсів ЯЕРУ, додатково буде вивантажено ще 30-40 тисяч тон ВЯП.

В результаті пост чорнобильської епохи застою на сьогодні спорудження нових ЯЕРУ і перспективні плани їх будівництва до 2040-2050 років передбачають зведення енергоблоків на основі теплових ВВЕР старих модернізованих поколінь GII, GIII, GIII+ (Generation). Тому модернізовані таким чином ЯЕРУ продовжують мати низький коефіцієнт корисної дії і низьку ефективність використання подільного та дефіцитного у найближчому майбутньому ізотопу урану-235, а також генерованого ними дефіцитного на сьогодні тепла. Отже, у майбутньому виробництво і накопичення ВЯП буде продовжуватися і тому питання вирішення проблем зберігання, переробки та остаточної утилізації ВЯП стають ще більш актуальними.

Тому на сьогодні, можна говорити про те, що ядерна енергетика світу завершує першу епоху реакторних установок поколінь I, II та III, що залишає після себе надзвичайно небезпечну ядерну спадщину разом з багатьма нерозв'язаними ядерно-екологічними та технологічними проблемами з можливістю ядерних катастроф. Ця «спадщина», як показує досвід Німеччини, вимагає створення нової громіздкої інфраструктури для демонтажу ядерних блоків, для глибокого геологічного поховання високоактивного і небезпечного ВЯП, для утилізації радіоактивного старого обладнання та конструкцій, а також для вирішення довгострокових проблем поводження з ВЯП та з «енергетичним» плутонієм ті з іншими довгоживучими радіонуклідами. При цьому плутоній 239 є особливо небезпечним джерелами радіологічної небезпеки. У разі техногенної аварії, терористичної чи військової атаки його надзвичайно малі кількості здатні перетворити дуже великі території непридатними для життя та будь якої діяльності. Тому цей елемент підлягає спеціальному строгому обліку та контролю на рівні міжнародних організацій і підлягає обов'язковій надійній ізоляції від біосфери. В результаті реалізація нових масштабних ядерних енергетичних програм стає практично неможливою Все це означає, що нові ядерні енергетичні програми для своєї

реалізації змушені шукати принципово нові стратегічні технологічні рішення в порівнянні з тими рішеннями, що приймалися в епоху народження та становлення ядерної енергетики. І така стратегія повинна враховувати бажання країн, що розвиваються, а також тих замовників нових АЕС, у яких відсутня необхідна інфраструктура та висококваліфікований персонал для забезпечення всіх виробничих ланок ядерного паливного циклу та життєвих циклів ЯЕРУ і АЕС.

2. Мета роботи. Проаналізувати сучасний стан та перспективи технологічного забезпечення ядерно-екологічної безпеки при зберіганні та поводженні з ВЯП, а також технологічні проблеми його фінішної „довічної“ утилізації.

3. Матеріали та методи. У роботі використовувалися методи системного аналізу для оцінювання сучасного стану та перспектив накопичення, зберігання відпрацьованого ядерного палива та поводження з ним.

Радіохімічні властивості та ядерно-екологічна небезпека радіохімічної переробки ВЯП. Опромінене ВЯП, що піддається заводській радіохімічній переробці в результаті якої додатково утворюється велика кількість різних нових видів твердих і рідких РАВ [1]. В результаті радіохімічної переробки 1 тони ВЯП з метою вилучення з нього урану та плутонію, утворюється 7500 тон нових твердих і 1000-2200 тон рідких, не менш небезпечних за ВЯП, радіоактивних відходів, котрі потребують подальшого зберігання, поводження з ними та утилізації.

Щоб переробити решту 250 000 тон накопиченого ВЯП знадобиться додатково залучити в радіаційне виробництво і потім перемістити в навколишнє середовище більше як 250-550 млн тон забрудненої радіонуклідами води та вивантажити з виробництва приблизно 1 875 млрд тон твердих небезпечних РАВ.

Технологічне переформатування та нові підходи до вирішення проблеми зберігання ВЯП та поводження з ним. ВЯП являє собою дуже небезпечну, високорадіоактивну суміш ізотопів урану, плутонію, осколків ділення ядер трансуранових елементів і продуктів їхнього розпаду, яка зберігає свою активність упродовж десятків і сотень тисяч років і яку не можна зберігати на поверхні Землі. Однак на сьогодні у світі не існує абсолютно надійних сховищ для ВЯП і в жодній країні світу поки що немає технологій, здатних забезпечити гарантований бар'єр між радіацією і зовнішнім середовищем на такий понад тривалий період часу. Усі наявні тимчасові сховища ВЯП і РАВ у разі аварії, теракту та інших непереборних і випадкових зовнішніх впливів є такими ж небезпечними, як і сама АЕС. Тому успішне вирішення проблеми екологічно безпечної та довгої надтривалої фінішної утилізації ВЯП, як і інших РАВ, і є вирішальними для розширення безпечної ядерної енергетики.

Очевидно, що під час проектування кожного ядерного енергетичного блоку (ЯЕРБ) завжди вирішуються питання тимчасового зберігання ВЯП в приреакторних басейнах на АЕС протягом 5–10 років. Після цього його подальша доля визначається новими окремими документами та угодами між постачальником і замовником, з можливістю включення до них вимог щодо довготривалого зберігання або геологічного поховання ВЯП. Зовнішня інфраструктура за межами промислового майданчика АЕС, повинна включати тимчасове сховище ВЯП на період 50–100 років, а також сховища/могильники для РАВ з різними рівнями радіоактивності та мають бути побудовані глибинні геологічні сховища/могильники у відповідності з особливими вимогами до геологічних формацій.

Постійне вироблення і накопичення ВЯП на АЕС також є однією з головних причин антиядерних настроїв світового спів товариства і відмови багатьох країн-відмовників від ядерної енергетики.

На відміну від більшості власників ядерних енергоблоків та організацій які їх експлуатують і для яких ВЯП сприймається як відходи, принципове наукове визначення статусу ВЯП переводить його у категорію потенційно цінної ядерної промислової енергетичної «вторинної сировини». Водночас, ВЯП є ядерно- та радіаційно небезпечним

матеріалом з точки зору ризику несанкціонованого «поширення» ядерних матеріалів і обов'язково повинне підлягати абсолютній ізоляції/похованню та контролю. Тому доцільно важливо вивчити нові принципи поводження з ядерним паливом, згідно з якими будь-які постачання свіжого ядерного палива для АЕС повинні здійснюватися за умови гарантованого повернення ВЯП, після його технологічної витримки на території АЕС, назад постачальнику ЯЕРУ або ядерного палива, або ж рекомендованій постачальником спеціалізованої ліцензованої організації.

Нові високо радіоактивні відходи (ВРАВ), утворювані в результаті радіохімічної переробки відпрацьованого ядерного палива (ВЯП), також повинні бути капсульовані та розміщені в геологічному сховищі/могильнику. Однією з нових пропозицій є пропозиція того, що за довгострокову долю ВЯП має відповідати постачальник ядерного палива або реакторної установки. При цьому принцип відповідальності постачальників допоможе мінімізувати ризики аварій, оскільки ці організації здатні і можуть розвивати інфраструктуру для проміжного зберігання та переробки ВЯП, з метою повернути його компоненти знову в енергетичний ядерний паливний цикл.

У загальному, для подальшої позитивної еволюції ядерної енергетики необхідно: 1) остаточною відповідальність за зберігання та поводження з ВЯП і ВРАВ слід покласти на постачальників ядерних реакторів та ядерного палива; 2) зменшити залежність від інфраструктур для тих країн, що не мають належного рівня готовності для обробки ВЯП і ВРАВ; 3) удосконалити конвенції, що стосуються переробки і поховання ВЯП, створивши міжнародні центри для його тимчасового зберігання і переробки під наглядом МАГАТЕ; 4) забезпечити надійне фінансування та контроль технологічних процесів, що будуть забезпечувати «зелене» виведення з експлуатації АЕС, дотримуючись принципу «зеленої галявини». Цей підхід може суттєво зменшити ризики, створені через накопичення ВЯП та ВРАВ і водночас забезпечуючи конкурентну спроможність ядерної енергетики на глобальному ринку, підтримуючи її екологічну безпеку.

Невирішеність питання з ядерними паливними відходами здатне впливати як на національну безпеку, так і на глобальну політичну та воєнну стабільність та довкілля, та на прояви катастрофічного ядерного воєнного тероризму при тому, що ядерні об'єкти, що попадають у зони воєнних конфліктів, є незахищеними перед воєнними та терористичними атаками. Прикладом є Запорізька АЕС в Україні.

Стан та перспективи зберігання, поводженням та похованням ВЯП в Україні. В планах розвитку ядерного енергетичного сектору України до 2035 року передбачено зростання ядерної електрогенерації на ядерних енергетичних реакторних установках (ЯЕРУ) на АЕС України до 94 млрд кВт/годин [2]. В цей же період практично усі українські ЯЕРУ закінчать свої проектні та продовжені понад проектні експлуатаційні терміни і повинні бути зупинені та виведені з експлуатації. Для того, щоб компенсувати зменшення вироблення електроенергії за рахунок зупинки та закриття українських ядерних енергоблоків, необхідно здійснити вибір нових реакторних енергетичних установок для будівництва в Україні нових атомних енергоблоків.

Згідно з законодавством України [3] оновлена класифікація поділяє усі РАВ на 4 класи: 1) - дуже низькоактивні, 2) - низькоактивні, 3) - середньоактивні і 4) - високоактивні (ВАВ). Відповідно до цієї класифікації також визначено 4 типи сховищ: поверхневе каньйонне; приповерхневе на глибині декількох десятків метрів; на середніх глибинах на підземних горизонтах від декількох десятків метрів і геологічне сховище з глибиною понад 100 і більше метрів.

Відпрацьоване в активних зонах українських ядерних реакторів типу ВВЕР ядерне паливо (ВЯП) не вважається радіоактивним відходом, а визнається як цінний вторинний ресурс, і тому підпадає під, так зване, "відкладене рішення" до 50-100 років протягом яких воно повинно зберігатися у поверхневих сховищах на АЕС [4]. Проте в майбутньому, воно підлягає підземному похованню в глибинних сховищах споруджуваних в стійких

кристалічних геологічних породах. У зв'язку з цим в Україні булл розроблено концепцію геологічного сховища типу KBS-3V.

Стосовно проблеми відпрацьованого ядерного палива, яке буде додатково вироблятися і накопичуватися в Україні у разі впровадження в її ядерну енергетику малих модульних реакторів (ММР) та великих модульних водо-водяних реакторів типу AP-1000, в Рекомендаціях МАГАТЕ, в списку подальших досліджень водо-водяних ММР [5] присутні зокрема також і напрямки, що стосуються зберігання та поводження з ВЯП від ММР, а саме: дослідження для поглибленого розуміння впливу характеристик палива ММР на особливості його фінішної утилізації та на проектних особливостей захисних бар'єрів сховищ і контейнерів; нові дослідження для виявлення можливих впливів на поховання радіоактивних блоків ММР; вивчення особливостей вимог щодо вибору будівельно-промислових майданчиків для розміщення ММР і проміжних і фінішних сховищ ВЯП; оцінка вимог та варіантів управління при поводженні з ВЯП; аналіз безпеки транспортних операцій з ВЯП; раннє залучення державного регулюючого органу до процесів ліцензування ММР.

Очевидно, що для виконання названих рекомендацій, доведеться вирішувати значний комплекс проблем ядерно-екологічної безпеки та багатьох різних питань, в тому числі і правових, що стосуються прийняття рішень щодо можливого впровадження ММР в українську ядерну енергетику [6].

На сьогодні ситуація з безпекою зберігання та поводженням з ВЯП та з іншими РАВ критично ускладнилась через російсько-українську війну і в першу чергу на тимчасово окупованій ЗАЕС.

Україна має 15 ядерних енергоблоків на чотирьох власних АЕС: 2 енергоблоки з ВВЕР-440 на Рівненській АЕС та 13 енергоблоків з ВВЕР-1000 на решті АЕС. Стратегія тривалого зберігання та поводження з ВЯП в Україні спрямована на його можливу переробку в майбутньому. Станом на 2024 рік в приреакторних басейнах витримки на усіх АЕС України знаходиться приблизно 1600–1800 тонн ВЯП. Після його басейнової витримки протягом 3–5 років ВЯП транспортується на ЦСВЯП, яке розраховане на зберігання більше як 16 000 відпрацьованих тепловидільних збірок (ТВЗ) в спеціальних охолоджуваних контейнерах НІ-STORM виробництва компанії Holtec International.

Станом на 2023 рік, в Україні накопичено близько 3000 тонн відпрацьованого ядерного палива (ВЯП), яке зберігається переважно на тимчасових сховищах при АЕС. Для довготривалого проміжного поверхневого зберігання ВЯП тривалістю до 100 років з Рівненської, Хмельницької та Південноукраїнської АЕС в Україні у зоні відчуження Чорнобильської АЕС було споруджено централізоване сховище ВЯП (ЦСВЯП), яке було введено в експлуатацію в 2021 році.

На Запорізькій АЕС є поверхневе власне сухе сховище відпрацьованого палива (СВЯП) в якому можна розмістити до 380 контейнерів із ВЯП яке експлуатується з 2001 року. Сховище призначене для зберігання ВЯП з усіх шести блоків ЗАЕС в спеціальних герметичних контейнерах з пасивним охолодженням та з проектним експлуатаційним ресурсом на 50 років.

Точна кількість поточного ядерного палива, що знаходиться в активних зонах українських реакторів, у відкритих джерелах не розголошується. Можна говорити лише про максимальну проектну кількість ядерного палива, що може сумарно знаходитися в активних зонах усіх українських реакторів: 13 енергоблоків ВВЕР-1000 \times 50 тонн \sim 650 тонн; 2 енергоблоки ВВЕР-440 \times 36 тонн \sim 72 тонни; всього \sim 722 тонни. Отже, всього в Україні на зберіганні знаходиться приблизно понад 4500 тонн ВЯП частина якого вже перевезена до сухого ЦСВЯП у Чорнобильській зоні відчуження.

В Україні немає власного радіохімічного підприємства для переробки ВЯП. Тому вивчається питання про можливість його спорудження у перспективі. Паралельно розглядається можливість відправлення українського ВЯП на закордонні переробні радіохімічні комбінати у країнах ЄС, таких як Франція або Англія. При цьому головною

метою переробки ВЯП є вилучення плутонію-239 та урану для повторного використання в ядерному паливному циклі України.

Основою ядерного палива для реакторів ВВЕР є діоксид урану (UO_2). У свіжому ядерному паливі збагачення за ізотопом U-235 становить 2–5%. А після 3-х циклів роботи у ВЯП кількість U-235 зменшується до 0.8–1.2%. Під час паливної кампанії в активних зонах реакторів ВВЕР утворюється також нерозщеплюваний ізотоп U-236.

У відпрацьованому ядерному паливі накопичуються продукти поділу та трансуранові хімічні елементи. Загальний процентний склад ВЯП виглядає наступним чином: діоксид урану ~95–96%, продукти поділу ~3–4%, трансуранові елементи ~1% від загальної маси палива до складу яких входять:

- радіоактивні легкі газоподібні елементи криптон (Kr) і ксенон (Xe);
- лантаноїди та перехідні метали цезій (Cs), стронцій (Sr), йод (I), технецій (Tc), рутеній (Ru), паладій (Pd), молібден (Mo);
- трансуранові елементи (приблизно 1% маси палива) які утворюються шляхом захоплення нейтронів; розщеплювані ізотопи U-238: Pu-239, Pu-240, Pu-241, Am-241 (довгоживучий), кюрій (Cm) - 244 (короткоживучий з сильним теплоутворенням);
- кількість U-238 складає близько 94–96% початкової маси, тобто майже не змінюється; кількість U-235 зменшується до 0.8–1.2%;
- інші рідкісні ізотопи, як Np-237 (нептуній), є проміжними продуктами розпаду та трансуранових реакцій.

Особливості виробництва та накопичення ВЯП малими модульними реакторами (ММР) що плануються для впровадження в ядерну енергетику України.

Наразі у світі компаніями розробниками та промоутерами рекламується понад 70 проектів малих модульних реакторів (ММР) [7]. За визначенням Міжнародної агенції з атомної енергії (МАГАТЕ), до ММР відносяться ядерні енергетичні реактори, що мають електричну потужність не більше як 300 Мвт(е). Вони можуть зайняти частку в диверсифікованому енергобалансі, використовуватися з метою вироблення тепла для технологічних потреб, опріснення води, виробництва водню та інше. Вони є зручними в регіонах із менш розвинутою інфраструктурою [8]. В рекламних матеріалах щодо ММР декларуються їх покращені безпекові характеристики, короткі терміни будівництва, високий ступінь гнучкості їх розміщення, спрощене їх обслуговування [9-10]. При цьому кожен проект ММР на етапах його розробки, і далі аж до виведення ММР з експлуатації, повинен мати чіткий план щодо поводження з його ВЯП [11-13], і щодо управління ядерно-паливним циклом (ЯПЦ) на основі наявної інфраструктури циклу.

Шляхом впровадження реакторів ММР в Україні Міненерго України планує перетворити вугільні ТЕС на атомні станції малої потужності (АСМП) на основі ММР. Але на сьогодні важко прогнозувати як саму реальність, так і терміни впровадження водо-водяних ММР в Україні [14] оскільки будь яка конкретна технічна та експлуатаційна інформація про ці ММР відсутня [15]. У 2018 році українська експлуатаційна компанія "Енергоатом" підписала з давнім своїм партнером - компанією Holtec International із США, меморандум про взаєморозуміння щодо співпраці у впровадженні в Україні ММР SMR-160 з частковим місцевим виробництвом реакторних модулів та іншого обладнання [16]. А у вересні 2021 році український "Енергоатом" підписав ще один меморандум з компанією NuScale Power, теж із США, про надання українському оператору АЕС допомоги у формі консультацій, експертного супроводу та техніко-економічного обґрунтування вибраних будівельно-промислових майданчиків, термінів і проміжних результатів проектів, дослідження капітальних витрат, технічного аналізу, ліцензування та дозвільної діяльності та інженерних проектних рішень [17-18]. Проте, спорудження водо-водяного реактора ММР типу NuScale (PWR) з водою під тиском в США було зупинено і проект був закритий. Причиною тому стали високі капітальні витрати на його спорудження, проблеми з фабрикацією для нього свіжого ядерного палива, збагаченого до 4,5%, недоліки його ядерно-екологічної безпеки та, зокрема, негативні висновки експертів.

Інша компанія Holtec International, теж із США, є світовим виробником і постачальником контейнерів і систем для зберігання ВЯП. Ця ж компанія проектувала для України сховища СВЯП-2 та ЦСВЯП і вона ж є розробником одно модульного ММР з водою під тиском SMR-160 потужністю 160 МВт (е) який спочатку, у 2011 році мав назву «HI-SMUR140» і який на сьогодні проходить перші етапи ліцензування [19].

Проект SMR-160 пропонує підземне розташування реактора на глибині 14 метрів разом з сухим сховищем ВЯП проектний робочий ресурс якого розрахований на 120 років, що узгоджується з декларованою компанією-виробником тривалістю проектного експлуатаційного терміну на 80-100 років.

В пасивних системах безпеки атомної станції малої потужності (АСМП) з SMR-160 вода-охолоджувач циркулює під дією сили тяжіння. В теплогенеруючих паливних збірках (твелах) SMR-160 знаходиться таблетки ядерного палива збагаченого по урану-235 до 5%. На момент закінчення паливної кампанії великого ВВЕР активність напрацьованого в ньому ВЯП може становити 10^{17} - 10^{18} Бк/т. А після 3-и річної його витримки в приреакторному басейні активність ВЯП зменшуватиметься на 2-3 порядки. А через п'ять років — його активність впаде приблизно до 1% від початкової величини за рахунок розпаду коротко живучих реакторних радіонуклідів (РН) до яких належать майже 90% усіх продуктів поділу (ПП).

Найбільші труднощі під час зберігання та поводження з ВЯП викликають тільки РН у яких періоди напіврозпаду більші за 15 років. У продуктах поділу ВЯП таких радіонуклідів налічується 11: ^{79}Se , ^{90}Sr , ^{93}Zr , ^{99}Tc , ^{107}Pd , ^{126}Sn , ^{129}I , ^{135}Cs , ^{137}Cs та ^{151}Sm , [20].

У складі ВЯП від великих ВВЕР присутня також значна група довгоживучих радіонуклідів – уранових і трансуранових елементів (актинідів) з періодами напіврозпаду більшими за 15 років. При цьому нагадаємо, що активність ВЯП визначається саме вмістом в ньому радіонуклідів з тривалими періодами напіврозпаду. На протязі перших сотень років такими є ^{90}Sr та ^{137}Cs , а на протязі першої 1000-і років – ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Am , та довгоживучі ПП як ^{99}Tc . Далі головний внесок в радіоактивність ВЯП буде за нептунієм (^{237}Np). З самого початку, на момент вивантаження ВЯП з активної зони ВВЕР, радіаційна активність актинідів, за виключенням плутонію (^{241}Pu), є значно меншою в порівнянні з активністю продуктів поділу. Однак, більша частина радіонуклідів, що присутні у ВЯП, є довгоживучими джерелами α -випромінювання. Їх концентрація у ВЯП визначається глибиною вигорання ядерного палива та первинного складу свіжого ядерного палива і часу витримки в басейнах, а рівень їх радіаційно-екологічної небезпеки є набагато вищим по відношенню до β - і γ -випромінювачів. При цьому, при продовженні тривалості витримки ВЯП, у ньому відбувається також і збільшення америцію (^{241}Am). В подальшому ^{241}Am і ^{237}Np стають головним джерелом радіаційної активності відповідно до ланцюга ядерних реакцій ^{241}Pu (14,4 роки) \rightarrow ^{241}Am (432 роки) \rightarrow ^{237}Np ($2,14 \times 10^6$ років). Ще один ланцюг ядерних реакцій ^{244}Cm (18,1 роки) \rightarrow ^{240}Pu (6560 років) призводить до 4-х кратного збільшення ізоотопів ^{240}Pu [21].

Наочнішою характеристикою радіаційно-екологічної небезпеки може бути радіотоксичність матеріалів *Rti*. Серед трансуранових елементів найбільший індекс радіотоксичності у ізоотопів плутонію: ^{239}Pu , ^{240}Pu та ^{242}Pu , і америцію: ^{241}Am та ^{243}Am радіоекологічна небезпека яких триває на протязі більше як 100 000 років [22.].

На початковому етапі радіотоксичність продуктів поділу визначають ^{90}Sr , ^{144}Ce і ^{106}Ru , а надалі, вповодж 300 років, – переважно ^{90}Sr і ^{137}Cs . А ще на довших періодах часу - понад 1000 років радіотоксичність ВЯП головним чином визначає ^{99}Tc і в меншій мірі — ^{93}Zr та ^{129}I , і найменше — цезій 35 (Cs).

Отже, на першому етапі, який триває 300 років, при зберіганні та поводженні з ВЯП радіаційно-екологічної безпеки максимальної уваги вимагають найбільш радіотоксичні радіонукліди ^{90}Sr і ^{137}Cs , ^{144}Ce і ^{106}Ru , ^{241}Pu і ^{238}Pu , ^{244}Cm , ^{241}Am . А на подальших часових інтервалах зберігання та поводження з ВЯП – ^{240}Pu , ^{239}Pu , ^{99}Tc , ^{93}Zr , ^{129}I і ^{135}Cs . При цьому ВЯП від ММР матиме інші радіохімічні характеристики аніж ВЯП від великих

ВВЕР через те, що різниця у варіаціях рівня збагачення ядерного палива і щільніший потік теплових нейтронів впливатимуть на вигоряння ядерного палива в активних зонах ММР-160 [23-26].

Більші об'єми відходів ММР різних типів, порівняно з водо-водяним реактором великої потужності, потрібно буде обробляти, зберігати і кондиціонувати перед їх похованням, що спричинять додаткові, і без того дорогі, витрати. Тому, інженери і конструктори ММР повинні забезпечити технологічні рішення з метою поліпшення ситуації з виробництвом та поводженням з ВЯП в активних зонах проєктованих ними ММР вже на ранніх етапах їх розробки, що допоможе усунути невизначеності, пов'язані з фінішною стадією ядерного паливного циклу майбутніх ММР.

Загалом можна припустити, що потоки РАВ від сумісного використання великих водо-водяних реакторів і ММР подібні, і тому можуть бути попередньо оброблені та поховані у приповерхневих і глибинних геологічних сховищах глибини. Наприклад, технологічну воду потрібно очищати від забруднювачів, що утворюють іонообмінні смоли, які належать до класу низькоактивних РАВ з коротко живучими радіонуклідами. Низькоактивні РАВ з довго живучими РН також можуть утворюватись при заміні опромінених блоків та вузлів ММР, які також мають бути похованими в сховищах споруджуваних на середніх геологічних глибинах за концепцією KBS-3V [27].

Багато концепцій ММР все ще знаходяться на ранній стадії розробки, тож для них важко визначити реальні потоки РАВ і конкретні плани поводження з ними. У той же час, на цій ранній стадії є широкі можливості висунути вимоги до базових конструкцій систем переробки РАВ і, таким чином, впливати на них. У будь-якому випадку відповідальні за поводження з РАВ мають підготуватися до поводження з ними та до їх фінішної утилізації так само, як і на АЕС з ВВЕР великої потужності. Загалом в [28] МАГАТЕ констатує, що ВЯП та інші РАВ від ММР, ймовірно, можна буде утилізувати подібно до утилізації РАВ на великих АЕС з потужними реакторами типу ВВЕР. Але, невизначеність щодо вибору технології ММР є настільки великою, що для її усунення необхідний окремий процес розробки, перевірки та ліцензування. У цьому контексті варто зазначити, що сьогодні майже в усіх країнах немає довгострокового рішення щодо РАВ від ММР, і країни, які планують впровадити ММР і створити сховища для фінішного поховання напрацьованих ними РАВ, не очікують додаткових відходів від майбутнього впровадження ММР у своїх поточних проєктах в частині зберігання ВЯП та поводження з ним. Отже, з огляду на ситуацію, що складається на ринку ядерних енергетичних технологій, є очевидним, що нові проєкти ММР, вже на стадіях концептуального проєктування та розробки, повинні передбачати управління ЯПЦ з використанням реально наявної інфраструктури. На сьогодні лише деякі розробники ММР повністю визначили або заявили про свою стратегію в цій області, зокрема, відносно поховання ВЯП на завершальній стадії ЯПЦ.

Найпереконливіше всі надзвичайно важливі проблеми стосовно будівництва ММР в Україні були сформульовані академіком НАН України, Директором Інституту проблем безпеки АЕС НАН України А.В. Носовським на спеціальному засіданні Ради нацбезпеки і оборони (РНБО) України [29]. Він висловив свою думку про те, що ММР мають будуватися в тих районах, де немає розвиненої мережі енергопостачання. В Україні вона є. А отже, ця технологія не дуже актуальна для України. В ММР запроєктовані сучасні системи безпеки. Але це лише слова. Ми не бачили ще жодної працюючої ядерної установки з ММР, що вже працює, всі вони тільки проєктуються. І може трапитись так, що ця установка буде дуже безпечною, але економічно не вигідною в порівнянні з іншими видами енергогенерації. Тому тут треба знайти баланс. Але ми ще не бачили документів і самого проєкту. Досліджувати проєкти малих реакторів потрібно заради розвитку науки. Щоправда, на побудову таких ММР в Україні можуть піти десятиліття.

Інженерні бар'єри сховища мають запобігати виносу радіоактивних речовин у навколишнє природне середовище протягом достатнього періоду часу з урахуванням періоду напіврозпаду радіонуклідів, що містяться у відходах. Важливе значення під час поводження

з ВЯП має готовність геологічних сховищ до експлуатації, тобто до глибинного не повністю контрольованого зберігання довгоживучих наявних ВЯП і у разі визнання його відходами, а також досвід провідних країн створення геологічного сховища, зокрема Фінляндії.

Фінський уряд споруджує перше у світі геологічне сховище ВЯП шахтного типу, використовуючи розроблені шведською компанією SKB методи зберігання та поховання ВЯП в мідних 2-х тонних ємностях з чавунними вставками. Ці ємності розміщуються у докембрійській товщі бентонітової глини на глибині 500 м в гранітних породах. При цьому країна залишає можливість того, що протягом наступного століття можуть з'явитися нові технології, які дозволять їм „ексгумувати“ якусь частину відходів зі сховища, якщо екологічно безпечна технологія для переробки ВЯП буде створена реально.

Однак слід пам'ятати, що під час остаточного поховання ВЯП та інших РАВ втрачається прямий контроль за захисними бар'єрами, що забезпечують екологічну безпеку. Тому важливість успішного вирішення проблем зберігання та поводження з ВЯП від ММР повинні враховуватися при виборі тієї або іншої технології ММР.

При цьому проблеми зберігання ВЯП, як і інших високо активних РАВ має два шляхи вирішення: інвестувати в спорудження власних сховищ для ВЯП або платити іншим державам за його переробку та зберігання. Результати систематизації усіх витрат на ядерно-екологічну безпеку показують, що вони спрямовуються на досягнення двох різних цілей:

- Дотримання державних стандартів ядерно-екологічної та експлуатаційної безпеки, які були розроблені та прийняті після катастрофи на АЕС Фукусіма-1, що є головною задачею оператора який зобов'язаний зробити всі необхідні інвестиції в систему і в засоби запобігання та моніторингу, а також в засоби та процедури для мінімізації або повного усунення наслідків потенційних технологічних відмов та аварійних ситуацій. Для досягнення цього на АЕС світу застосовується метод «глибокого ешелонованого захисту» що має кілька ланок послідовних систем безпеки. Їх найважливішими особливостями є здатність керувати реактивністю та охолодженням ядерного палива і локалізувати радіоактивні речовини.

- Захист проти ядерного тероризму та іншої злочинної діяльності, націленої на ядерні об'єкти при тому, що атака на ядерний об'єкт може викликати гігантські соціальні і екологічні наслідки на мільярди доларів і порушить системи енергозабезпечення і тому цей аспект на сьогодні є предметом особливої глобальної уваги з початком повномасштабної воєнної російської агресії на території України.

Технологія п'ятого покоління G5 (Generation 5) для вирішення проблеми ВЯП

Постфукусімска ера ядерної енергетики відзначається посиленнями дискусіями щодо можливостей створення безпечних установок для екологічно чистого й економічно доцільного спалювання накопичених ВЯП та інших радіоактивних відходів від реакторів усіх попередніх поколінь. Хоча фізичні та інженерні ініціативи щодо пошуку рішень у цій сфері ведуться ще з самого початку розвитку ядерної енергетики, жодна з таких технологій ще не досягла свого практичного промислового застосування.

Технологія G5 є результатом багаторічних досліджень та досвіду, накопиченого протягом десятиліть, і зараз вона є логічною відповіддю на всі сучасні екологічні та технологічні виклики світової ядерної енергетики. Вперше ідея безпечної технології, яка отримала назву повільного хвильового горіння, була сформульована С. Файнбергом у 1956 році. Пізніше її теоретичні дослідження в різних країнах велися Л. Феоктистовим, С. Гольдіним, Хіроші Секімото, Ішикавою Вудом, а також творцем водневої бомби Едвардом Теллером в США за ініціативи якого ця технологія під назвою “хвильового реактора” розроблялася підприємством Terra Power, співзасновником якої є Білл Гейтс. Але цей проект не був завершений.

Історія успішних ініціативних теоретичних та модельних досліджень фронтального горіння ядерного палива в реакторній активній зоні G5 в Україні розпочалася на початку 2000-х років. Результати всіх досліджень підтверджують можливість практичної реалізації цієї технології у вигляді ядерної реакторної установки для спалювання усіх видів ядерних відходів та урану 238 з високим екологічним, енергетичним та економічним результатом.

Робота реактора з фронтальним горінням ядерного палива базується на синергетичних принципах «зеленої» технології, заснованої на тих же принципах самоорганізації, що й жива природа, на відміну від традиційної «сірої» технології, в основі якої лежить жорстке механічне креслення, пасивне дотримання команд та людський фактор оператора. У такому реакторі домінуючий внесок у поведінку активної зони роблять процеси самоорганізації нейтронно-ядерного горіння [30-31;].

Основними перевагами РФГ, у порівнянні з реакторами III і IV поколінь є їх внутрішня безпека та внутрішньо замкнений ядерний паливний цикл. У РФГ природно забезпечується локальний критичний стан активної зони. Автоматична підтримка критичного стану внаслідок особливостей нейтронно-ядерного циклу в активній зоні реактора є першим та найважливішим фактором для побудови реактора з внутрішньою безпекою, тобто. такого реактора в якому аварія гаситься не зусиллями зовнішніх систем, а автоматично через закладені в нього фізичні причини.

В історії людства революційні технології не раз змінювали світ, як це ставалося під час науково-технічних та індустріальних революцій, або за цифрової ери. Так само і проривна технологія G5 є не просто результатом еволюції усіх попередніх поколінь ядерних технологій, а є реальною проривною технологією, час якої настав, принаймі в Німеччині. При цьому її промислове впровадження в майбутньому є неминучим, і це лише питання часу.

Технологія G5 ґрунтується на принципово нових підходах до ядерної енергетики, її економіки та поводження з відпрацьованим ядерним паливом. Замість того щоб шукати безпечні місця для поховання ядерних відходів, які неможливо знайти на нашій планеті, G5 дозволяє, перш за все, комплексним чином переробляти відходи, накопичені в процесі експлуатації ядерних реакторів попередніх поколінь, блокуючи при цьому усі інші головні ризики, що пов'язані з ядерною енергетикою. Технологія також передбачає її економічну доцільність та встановлення найвищих еталонних стандартів безпеки для майбутніх поколінь енергетичних установок, на основі непорушних законів фізики, навіть у неконтрольованих ситуаціях. При цьому технологія G5 не допускає радіоактивного чи радіотоксичного забруднення як усередині реакторної зали, так і за її межами. Технологія має біологічну сумісність і соціальну прийнятність на всіх ланках свого внутрішньо реакторного закритого ЯПЦ; повну радіоекологічну безпеку в будь якій нештатній ситуації роботи.

В технології G5 устанавлюються саморегульовані процеси, що усувають небезпечний людський фактор і забезпечують стабільність роботи реакторів навіть у разі нештатних ситуацій. Технологія має внутрішньо замкнений ядерний паливний цикл, забезпечує нове комплексне рішення енергетичного використання ізотопу ^{238}U , мінімізує ризики ядерно-екологічних наслідків і власне самих ядерних катастроф на АЕС, а також технологічним чином вирішує проблему кризи нерозповсюдження, є стійкою до воєнних та терористичних атак. Технологія має: поза конкурентну економічність проектування, будівництва та експлуатації, зниження капітальних, експлуатаційних та після експлуатаційних витрат, можливість застосування серійних матеріалів та обладнання з мінімальною номенклатурою, оптимізує поводження з ВЯП та з іншими високоактивними РАВ, усуває часті перезавантаження вторинного ядерного палива, мінімізує чисельність персоналу, оптимізує витрати на НДКР.

На сьогодні нові результати фундаментальних теоретичних досліджень підтверджують можливість створення першого демонстраційного макетного зразка ЯЕРУ на базі G5 для вторинного спалювання ВЯП та інших ядерних відходів. Цей проєкт фокусується саме на вторинному, екологічно чистому та енергетично вигідному спалюванні відпрацьованого ядерного палива без використання радіохімічних технологій. Однак, для виконання наступних етапів проектування та створення інвестицій демонстраційного макетного прототипу установки потрібні серйозні інвестиції.

З огляду на зміни в європейській ядерній енергетиці після Фукусімської аварії, успішне впровадження технології G5 може започаткувати нову еру безпечної ядерної енергетики та створити новий сегмент на світовому ринку ядерних технологій.

Технологія G5 здатна ліквідувати кризу, в якій знаходиться на сьогодні світова ядерна енергетика шляхом виконання чотирьох імперативних умов: 1) недопущення несанкціонованого перевищення верхнього критичного стану активної зони ядерного реактора; 2) екологічно безпечно і енергетично вигідно зупинити виробництво та накопичення екологічно небезпечного ВЯП та інших радіоактивних відходів; 3) унеможливити розгерметизацію твєлів або корпусу реактора при повній відмові систем теплообміну; технологічним шляхом подолати кризу міжнародного Договору про нерозповсюдження ядерних матеріалів та технологій.

Технологія G5 також здатна змінити ландшафт ядерної енергетики і зайняти провідне місце на світовому ядерному ринку, маючи наступні особливості:

- значне зниження обсягів виробництва ВЯП та розширення паливної бази для ядерної енергетики шляхом глибокого вигорання, до 20-50%, вторинного ядерного палива у формі ВЯП виробленого в ядерних реакторах попередніх поколінь або збідненого технічного урану, або незбагаченого природного урану 238. При цьому увесь ЯПЦ організовується безпосередньо в активній зоні реактора G5 з повним саморегулюванням процесів нейтронно-ядерного горіння усіх видів ядерних відходів які для технології G5 є вторинним ядерним паливом;

- автоматично підтримує стабільний критичний стан ЯЕРУ без втручання оператора, що виключає людський фактор і знижує ризик ядерних аварій і катастроф;

- для свого створення не потребує дорогих рідкісних та конструкційних матеріалів;

- може застосовуватися для газифікації вугілля, для зменшення споживання нафти і газу та для збільшення частки місцевих енергоресурсів і для виробництва дешевої зеленої ядерної енергії, зеленого водню, тепла для промислових і комунальних потреб на заміну викопним енергоресурсам;

- технологія здатна створити передумови для формування нового сегменту на ядерному світовому енергетичному ринку як основи для переходу до еталонно екологічної, безпечної і енергетично вигідної ядерної енергетики.

Створення та впровадження такої технології, основною метою якої є ефективна та безпечна переробка і фінішна утилізація відпрацьованого ядерного палива максимально відповідає глобальній стратегії зниження викидів “Net Zero by 2050”.

Невідворотність промислової необхідності створення та впровадження технології виникне вже в найближче десятиліття. Поштовхом для цього стане масове виведення з експлуатації більше як 200 ядерних енергетичних установок на різних АЕС світу та масове вивантаження з них небезпечної ядерної спадщини у формі відпрацьованого ядерного палива. Однак ядерна енергетика продовжить своє існування, але вже на новому технологічному рівні абсолютним пріоритетом якого буде ядерно-екологічна безпека. А це означає, що вже сьогодні в науковому середовищі, а конкретно в головах фізиків, формуються передумови становлення нової соціально прийнятної ядерної енергетики без небезпечних ядерних відходів, вибухів та ядерно-екологічних катастроф.

4. Висновки:

1. На сьогодні у всьому світі накопичено приблизно 450 тисяч тон відпрацьованого ядерного палива. З них в Україні зберігається приблизно 3000 тон. На радіохімічних комбінатах світу переробляється близько третини накопиченого ВЯП в результаті чого утворюються нові вторинні радіоактивні відходи не менш небезпечні за ВЯП. Це означає, що традиційна радіохімічна переробка ВЯП не вирішує жодних питань екологізації сучасного ядерного паливного циклу в частині переробки ВЯП.

2. У разі очікуваного масового впровадження в світову енергетику ММР ситуація з накопиченням ВЯП може погіршитися за рахунок того, що водо-водяні ММР, які є зменшеними копіями великих ВВЕР (LWR), здатні виробляти, в перерахунку на енергетичний еквівалент, більше ВЯП ніж великі реактори. Причому таке ВЯП матиме дещо інший склад, відмінний від складу ВЯП великих ВВЕР (LWR) а значить і дещо інші норми його зберігання і поводження з ним.

3. Міжнародне співробітництво в сфері створення спеціальних міжнародних центрів та сховищ, в тому числі і підземних в глибинних геологічних породах, через політичні, юридичні та технологічні труднощі виявилось малопродуктивним і тому якихось конкретних результатів цього співробітництва можна очікувати не раніше 2050-2060-х років.

4. Найперспективнішою, екологічно чистою і економічно вигідною технологією може стати революційна проривна технологія покоління G5 в основі якої покладено фізичний принцип фронтального надповільного нейтронно-ядерного горіння. Такі установки можна створювати як на теплових або швидких, так і на надтеплових нейтронах. Створення та впровадження технології G5 значно спростить увесь організаційний та технологічний процес зберігання, на всіх етапах та технологічних ланках процесу поводження та остаточної фінішної і екологічно безпечної утилізації ВЯП практично повністю усуне переважну більшість організаційних та технологічних небезпечних проблем в системі ядерного паливного циклу.

7. У контексті розробки нової архітектури безпеки світової ядерної енергетики з метою прискорення вирішення проблем накопичення ВЯП та інших РАВ доцільно і необхідно залучати міжнародні інтелектуальні, технологічні, економічні та інші ресурси для вирішення цих проблем як на національному рівні, так і на рівні світової ядерної спільноти.

References:

1. V. Ramana (Aug. 2018) "Technical and social problems of nuclear waste," Wiley Interdiscip. Rev. Energy Environ., vol. 7, no. 4, p. e289, [Electronic resource] doi: 10.1002/wene.289.
2. Nosovskiy A. V. (2019) Shchodo perspektiv budivnitstva novikh atomnikh elektrichnikh stantsiy. [On the prospects for the construction of new nuclear power plants.]. Nuclear energy and the environment, No 3 (15). С.3-13
3. Закон України «Про внесення змін до деяких законів України щодо вдосконалення законодавства у сфері поводження з радіоактивними відходами» No 208-ІKh від 17 жовтня 2019 року. [The Law of Ukraine "On Amendments to Certain Laws of Ukraine on Improving Legislation in the Field of Radioactive Waste Management" No. 208-IX of October 17, 2019] [Electronic resource] URL: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/208-20#Text>
4. Rozporyadzhennya Kabinetu Ministriv Ukraini vid 05.06.2019 No 385 Pro skhvalennya Kontseptsii Derzhavnoi ekonomichnoi programi povodzhennya z vidpratsovanim yadernim palivom vitchiznyanikh atomnikh elektrostantsiy na period do 2025 roku. Ofitsiynyi visnik Ukraini. 2019. No 47. С. 1626. [Order of the Cabinet of Ministers of Ukraine dated 05.06.2019 No. 385 On Approval of the Concept of the State Economic Program for Spent Nuclear Fuel Management of Domestic Nuclear Power Plants for the Period up to 2025. Official Gazette of Ukraine. 2019. No. 47. С. 1626]
5. Advances in Small Modular Reactor Technology Developments: A supplement to IAEA Advances Reactors Information System (ARIS). IAEA, Vienna, 2020. [Electronic resource] URL: https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf
6. Dybach A. M., Plachkov G.I. (2019) O litsenzirovannii tekhnologii malykh modulnykh reaktorov [On licensing of small modular reactor technology]. Nuclear and radiation safety. No 1(81). P. 3-9. [Electronic resource] Doi: [https://doi.org/10.32918/nrs.2019.1\(81\).01](https://doi.org/10.32918/nrs.2019.1(81).01)
7. in Small Modular Reactor Technology Developments: A supplement to IAEA Advances Reactors Information System (ARIS). IAEA, Vienna, 2020. [Electronic resource] URL: https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf
8. Nosovskiy A. V. Shchodo perspektiv budivnitstva novikh atomnikh elektrichnikh stantsiy. (2019) [On the prospects for the construction of new nuclear power plants]. Nuclear energy and the environment. No 3 (15). P.3-13
9. NuScale Small Modular Reactor (SMR) Overview INPRO. Dialogue Forum on Opportunities and Challenges in Small Modular Reactors. Ulsan, Republic of Korea 2-5 July 2019. 33 p. [Electronic resource] URL: <https://nucleus.iaea.org/sites/INPRO/df17/IV.5-KenLangdon-NuScale.pdf>.
10. IAEA-TECDOC-1785. Design Safety Considerations for Water Cooled Small Modular Reactors Incorporating Lessons Learned from the Fukushima Daiichi Accident. IAEA, Vienna, 2016. 154 p. [Electronic resource] URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1785_web.pdf.

11. Bradford, A. Fuel and Waste Considerations for Small Modular Reactors and Advanced Reactors. FCIX, 11 June 2014. [Electronic resource] URL: <https://www.nrc.gov/docs/ML1417/ML14170A133.pdf>;
12. Ahonen, E., Heinonen, J., Lahtinen, N., Tuomainen, M. (2020) Preconditions for the safe use of small modular reactors - outlook for the licensing system and regulatory control. Radiation and Nuclear Safety Authority. Helsinki, Finland, 28 p. [Electronic resource] URL: <http://urn.fi/URN:ISBN:978-952-309-454-3>;
13. SKB Report. Appendix K:2 Subject-specific replies to supplementary requests. Version 3. Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. Stockholm, Sweden, 2015. [Electronic resource] URL: https://skb.se/wp-content/uploads/2015/05/Bilaga-K_2-2015.pdf.
14. Nuclear Innovation 2050: An NEA initiative to accelerate R&D and market deployment of innovative nuclear fission technologies to contribute to a sustainable energy future. OECD Publishing, Paris, 2018. [Electronic resource] URL: https://www.oecd-nea.org/ndd/ni2050/ni2050_%20brochure.pdf
15. Krall, L., Macfarlane, A. (2023) Burning waste or playing with fire? Waste management considerations for non-traditional reactors. Bull. At. Sci. 74. 2018. C. 326–334. Bulletin of National Technical University of Ukraine «Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute» Series «Chemical Engineering, Ecology and Resource Saving». No 2 (22).
16. Malye reaktory na smenu krupnym AES: kak Ukraine osedlat volnu globalnykh izmeneniy v energetike. UNIAN [Small reactors to replace large NPPs: How Ukraine can ride the wave of global energy changes. UNIAN] [Electronic resource] URL: <https://www.unian.net/economics/energetics/10612260-malye-reaktoryna-smenu-krupnym-aes-kak-ukraine-osedlat-volnu-globalnyh-izmeneniy-v-energetike.html>
17. NuScale Design. PM-0616-49510-NP. NuScale Power, LLC, 2016. 232 p. [Electronic resource] URL: <https://www.nrc.gov/docs/ML1616/ML16161A723.pdf>,
18. Malye modulnyye reaktory: problemy i perspektivy. AYAE. [Small Modular Reactors: Problems and Prospects. NEA.] 2021. No 7560. 55 p.
19. International Atomic Energy Agency. “Advances in Small Modular Reactor Technology Developments”. A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). 2020 Edition. [Electronic resource] URL: https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf
20. Babayev N. S., Ochkin A. V., Glagolenko Yu. V. i dr. (2003) Printsipy podbora matrity dlya vklyucheniya vysokoaktivnykh otkhodov. [Principles of matrix selection for inclusion of high-level wastes] Atomic Energy, T. 94. Issue. 5. P. 353-362
21. Babayev N. S., Merkushkin A. O., Ochkin A. V., Rovnyy S. I. (2005) Raschet vremeni ustanovleniya radiatsionnoy ekvivalentnosti vysokoaktivnykh otkhodov. [Calculation of the time to establish radiation equivalence of high-level waste]. Atomic Energy. T. 8. Vol. 2. P. 123-129.
22. Babayev N. S., Merkushkin A. O., Ochkin A. V., Rovnyy S. I. (2005) Raschet vremeni ustanovleniya radiatsionnoy ekvivalentnosti vysokoaktivnykh otkhodov. [Calculation of the time to establish radiation equivalence of high-level waste]. Atomic Energy. T. 8. Vol. 2. P. 123-129.
23. Brown, N., Worrall, A., Todosow, M. (2017) Impact of thermal spectrum small modular reactors on performance of once-through nuclear fuel cycles with low-enriched uranium. Annals of Nuclear Energy. No 101(2). P. 166-173 [Electronic resource] URL: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.11.003>;
24. Mancini, A., Tuite, P., Tuite, K., Woodberry S. (1994) Greater-Than-Class-C Low-Level Radioactive Waste Characterization. Appendix A-3: Basis for Greater-Than-Class-C Low-Level Radioactive Wastes Light Water Reactor Projections. Rep. DOE/LLW-114A-3. Idaho National Engineering Laboratory. Idaho, USA, 85 p.
25. Krall, L. M., Macfarlane, A. M., Ewing, R. C. (2022.) Nuclear waste from small modular reactors. PNAS. No 23. V. 119. P. 1-12. [Electronic resource] URL: <https://doi.org/10.1073/pnas.2111833119>.
26. Krall, L. M., Macfarlane, A. M., Ewing, R. C. (2022) Nuclear waste from small modular reactors. PNAS. No 23. V. 119. P. 1-12. [Electronic resource] URL: <https://doi.org/10.1073/pnas.2111833119>
27. The Swedish National Council for Nuclear Waste. Nuclear Waste State of the Art Report 2022. Society, technology and ethics. Stockholm, 2022. 237 p.
28. Waste from Innovative Types of Reactors and Fuel Cycles. A Preliminary Study. IAEA Nuclear Energy Series. No. NW-T-1.7. International Atomic Energy Agency, Vienna, 2019. 117 p. [Electronic resource] URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/PUB1822_web.pdf,

29. Komentar akademika NAN Ukraïni Anatoliya Nosovskogo «Chi potribno Ukraïni buduvati mali yaderni reaktori i naskilki voni bezpechni» [Commentary by Academician of the National Academy of Sciences of Ukraine Anatoliy Nosovsky «Does Ukraine need to build small nuclear reactors and how safe are they»]- 13.12.2022, [Electronic resource] URL: <https://www.bbc.com/ukrainian/features-63894426>
30. Rusov V.D., Tarasov V.A., Vashchenko V.M (2013) Travelling wave nuclear reactor, - Science, Technology, Sustainable development, monogr., Kiev,130 p.
31. Vitaliy D. Rusov, Victor A. Tarasov, Volodymyr N., Vashchenko, Sergei A. Chernenchenko, Andrei A. Kakaev, Oksana I. Pantak. (2016) Fast traveling-wave reactor of the channel type. Interdisciplinary Studies of Complex Systems. No. 9. P. 36–57.