

УДК 620.267 : 621.039.58

ШАБАЛІН Б. Г.

Державна установа "Інститут геохімії навколишнього середовища
Національної академії наук України"

СТРАТЕГІЯ ПОВОДЖЕННЯ З ВІДПРАЦЬОВАНИМ ЯДЕРНИМ ПАЛИВОМ І РАДІОАКТИВНИМИ ВІДХОДАМИ МАЛИХ ВОДО- ВОДЯНИХ МОДУЛЬНИХ РЕАКТОРІВ

Енергетична стратегія України на період до 2035 р. передбачає необхідність оптимального вибору реакторних технологій для будівництва перспективних атомних енергоблоків нового покоління на заміщення потужностей АЕС, які виводяться з експлуатації. На сьогодні як перспективні в Україні розглядаються водо-водяні реактори великої потужності AP1000 і малі модульні реактори NuScale -iPWR і/або SMR-160, що мають підвищену безпеку та економічність. Серед низки критеріїв вибору реакторних технологій АЕС важливе значення відводиться поводженню з відпрацьованим ядерним паливом і радіоактивними відходами, що безпосередньо впливають на радіаційно-екологічну безпеку і на всі етапи існуючого в Україні ядерно-паливного циклу. У статті за літературними джерелами узагальнено та проаналізовано перспективи розвитку технологій NuScale -iPWR і SMR-160, їх переваги і недоліки, наведено оціночну характеристику відпрацьованого ядерного палива і радіоактивних відходів, що утворюються під час експлуатації і зняття з експлуатації, а також проблеми їх захоронення.

Ключові слова: водо-водяні малі модульні реактори, радіоактивні відходи, захоронення радіоактивних відходів.

DOI: 10.20535/2617-9741.2.2023.283527

*Corresponding author: b_shabalin@ukr.net

Received 06 April 2023; Accepted 08 June 2023

Вступ

У світі зростає інтерес до реакторів малої потужності (ММР), а їх розробники вбачають перспективність їх впровадження. Наразі у світі існує понад 70 проектів ММР [1], більшість з яких перебувають на ранніх етапах науково-дослідних та дослідно-конструкторських розробок.

За визначенням Міжнародної агенції з атомної енергії (МАГАТЕ), до ММР належать реактори з потужністю до 300 МВт(е), що можуть складатися з модулів, які перед монтажем на майданчику виготовляються на заводі-виробнику. Концепції ММР і їх застосування у виробництві електроенергії багато років залишаються предметом обговорення вчених, представників влади та фахівців у галузі ядерної енергетики. Реальність впровадження ММР наближають зростаючий запит на енергетичну безпеку і низьковуглецеву енергетику в умовах боротьби зі зміною клімату. Вони можуть зайняти частку в диверсифікованому енергобалансі, використовуватися з метою вироблення тепла для технологічних потреб, опріснення води, виробництва водню та ін. і виявитися конкурентоспроможними у разі розміщення в регіонах із менш розвиненою інфраструктурою за рахунок зниження капітальних та експлуатаційних витрат, скорочення термінів будівництва і можливості більш оптимального повернення інвестицій [2]. Серед переваг ММР є: безпекові характеристики, строки будівництва, високий ступінь гнучкості розміщення, спрощення їх обслуговування [3, 4]. Передбачається сумісне використання великих водо-водяних реакторів і ММР [5].

Чільне місце під час розробки і впровадження ММР має надаватись опису та планам щодо поводження з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП) і радіоактивними відходами (РАВ) [6-8], а також передбаченню управління ядерно-паливним циклом (ЯПЦ) з використанням вже наявних компонентів циклу і відповідної інфраструктури. Загалом концепції ММР, в основі яких лежить технологія водо-водяних реакторів, є найбільш зрілими, мають найвищі рівні готовності технології до впровадження і, ймовірно, раніше за інші стануть доступними для широкомасштабного розгортання [9]. Разом з тим, інформацію, яку нині оприлюднюють розробники реакторів ММР, поки що можна розглядати як «рекламну» [10]. Разом з тим,

оцінюючи перспективи застосування технологій MMP в Україні, слід віддати перевагу водо-водяним проектам.

У вересні 2021 р. був підписаний меморандум між "Енергоатом" і американською компанією NuScale Power, який передбачає, що компанія буде надавати підтримку українському оператору АЕС у питаннях експертизи технології MMP, включно з техніко-економічним обґрунтуванням запропонованих майданчиків для них, розробкою термінів і проміжних результатів проектів, дослідженням витрат, технічним аналізом, ліцензуванням та дозвільною діяльністю, а також інженерними дослідженнями і проектуванням. Крім того, ще у 2018 р. "Енергоатом" підписав з американською міжнародною компанією Holtec International меморандум про взаєморозуміння щодо співпраці у використанні в Україні MMP SMR-160 з організацією виробництва обладнання для SMR-160 [11]. Міненерго не планує відновлювати зруйновані енергоблоки ТЕС і хоче замінити їх MMP.

Водо-водяні реактори MMP NuScale (iPWR) і SMR-160

Реактор NuScale (iPWR)

Реактор NuScale (iPWR) з водою під тиском, проект якого ліцензований у США і, ймовірно, стане флагманом у будівництві MMP. Це – розробка однойменної американської компанії NuScale Power.

Один енергоблок NuScale (iPWR) з потужністю 50 МВт(е) може містити до 12 окремих модулів (реакторів), що забезпечують потужність до 600 МВт(е). Розробники реакторів переконують, що реактор має дуже високий рівень безпеки, який забезпечується пасивними системами, а ймовірність помилки персоналу зведена майже до нуля [12]. Перевантаження палива та технічний огляд одного модуля не впливає на роботу інших модулів і складає близько 10 днів. Реактор передбачає швидку зміну потужності в широкому діапазоні – від 20 до 100 % та короткий інтервал виходу на проектну потужність після його запланованої зупинки (близько 13 годин). Такі характеристики дозволять використовувати реактори як маневрові потужності для відновлювальної генерації.

Привабливими є також і очікувані економічні показники реакторів NuScale (iPWR): орієнтовна вартість будівництва АЕС майже вдвічі менша, ніж енергоблоків великої потужності еквівалентної потужності, а кількість персоналу, що обслуговує АЕС з 12 модулів становить близько 300 чоловік [13]. NuScale (iPWR) – перший і поки що єдиний MMP, проект якого проходить останню фазу перевірки Комісією ядерного регулювання США. Замість традиційної установки з бетонним куполом кожен модуль складається з циліндричного корпусу реактора висотою приблизно 19,2 м і шириною 2,8 м та захисної сталеві оболонки 25 м у довжину і 4,6 м в діаметрі, розташованих у наповненому водою басейні зі сталевим футеруванням під землею. Завод NuScale планується побудувати на території Національної лабораторії Айдахо поблизу водоспаду Айдахо.

У NuScale iPWR активна зона реактора та певні допоміжні системи (наприклад, спіральний парогенератор, компресор та теплообмінники) знаходяться всередині корпусу реактора [12]. Парогенератор складається з двох незалежних комплектів пучків труб з окремими лініями входу води і вихідної лінії пари.

Кожен модуль занурений у загальний басейн реактора і має спільні води з басейном-витримки ВЯП, у якому воно зберігатиметься протягом перших п'яти років, а потім розміщуватиметься в сухе сховище на майданчику MMP. За оцінками компанії, такий тип зберігання є безпечним протягом 100 років. Питання, що буде відбуватися з ним після зберігання, поки залишається відкритим, як і управління й утилізація РАВ [6].

Вода першого контуру MMP буде нагріватися і циркулювати вгору через центр корпусу реактора. У верхній частині корпусу теплоносій першого контуру перенаправляється вниз і протікає через теплообмінники, які нагрівають воду другого контуру.

Активна зона кожного з модулів MMP складається з 37 тепловиділяючих збірок (ТВЗ) з паливом UO_2 і 16 вузлів керуючих стрижнів [14]. ТВЗ – це модифікована конструкція палива Framatome НТР2™, яка нині використовується в існуючих водо-водяних реакторах під тиском (PWR). Нове паливо під назвою NuFuelНТР2™ відрізняється від перевіреного палива Framatome НТР™ лише довжиною паливної збірки, яка становить половину її висоти. Керамічні гранули UO_2 збагачені до 4,95 % та інкапсульовані в матеріал оболонки M5® із довжиною приблизно 2 м. Температурний коефіцієнт реактивності активної зони негативний. Стрижні з оксидом гадолінію (Inconel-718/AlC/B4C + 8 % гранул Gd_2O_3) використовуються в певних місцях активної зони реактора. Усі стрижні вирівнюються за допомогою сіткових прокладок Framatome НТР™ і НМР™. Нарешті, активна зона оточена важким відбивачем нейтронів з нержавіючої сталі для покращення ефективності використання палива. Проектний термін експлуатації такого реактора 60 років.

Існує низка важливих особливостей застосування ММР NuScale, які в сукупності відрізняють його від багатьох інших ММР, які нині розробляються. По-перше, це його компактні розміри. ММР може бути повністю зібраний за межами АЕС та доставлений залізницею, вантажівкою або баржею. За своїми розмірами, ММР може бути виготовлений місцевими постачальниками на відповідних підприємствах. По-друге, ядерний реактор охолоджується повністю за рахунок природної циркуляції, яка забезпечує значну перевагу, оскільки усуває необхідність відповідних комплектуючих (насосів, труб та ін.), а отже, обслуговування та потенційні збої, пов'язані з ними. Ця додаткова простота покращує загальну безпеку ядерної установки і підвищує економічність. По-третє, у конструкції використано добре відому технологію водо-водяних реакторів, спираючись на величезну кількість науково-дослідних розробок, перевірені коди та методи роботи. Нарешті, дизайн NuScale є єдиним ММР, який використовує рухому сталеву оболонку, на відміну від традиційної нерухокої литої бетонної конструкції. Використання компактної сталеві оболонки, яка збирається поза межами майданчика АЕС, підвищує економічність і гнучкість розгортання ММР.

Реактор SMR-160

Компанія Holtec International (США), відома у світі як постачальник контейнерів і систем для зберігання ВЯП, а в Україні, ще й як проєктант СВЯП-2 та ЦСВЯП, вирішила увійти до числа розробників реакторних технологій з проєктом SMR-160 (реактор з водою під тиском). Перші повідомлення про те, що Holtec працює над ММР з'явилися ще у 2011 р., тоді реактор мав назву «HI-SMUR 140», згодом проєкт еволюціонував і на зміну прийшов SMR-160 – одно модульний ММР.

Компанія характеризує SMR-160 як ММР з електричною потужністю 160 МВт, конструкція якого забезпечує безпечну експлуатацію, в т.ч. на майданчиках з обмеженим водопостачанням і обмеженими розмірами території, де з цих причин не можуть бути збудовані реактори великої потужності. SMR-160 також мають можливість застосування в промисловості за умов, де не придатні АЕС великої потужності. Крім того, реактор призначений для застосування у різних галузях: виробництва електроенергії і водню, для централізованого опалення або опріснення морської води. На сьогодні триває підготовка до його ліцензування [15].

На відміну від сучасних діючих установок, SMR-160 спроектований таким чином, що вся охолоджуюча вода, необхідна для безпечного відключення станції, навіть за найсерйозніших сценаріїв аварії, є невід'ємною частиною установки та надійно розташована для запобігання перегріванню реактора. Системи безпеки станції, які отримують доступ до запасу охолоджуючої води SMR-160, є пасивними і працюють під дією сили тяжіння, щоб забезпечити відвід тепла, що утворюється внаслідок роботи реактора.

Однією із переваг у компанії вважають рівень безпеки «Walk way safe» – це означає, що в разі аварії, яка виникатиме з будь-яких причин (у тому числі, внаслідок диверсії або теракту) реактор заглушиться і перейде у безпечний стан без втручання операторів. Тобто, безпека SMR-160 є пасивною і є невід'ємною частиною його дизайну.

Згідно з проєктом, розміщення реактора підземне, на позначці 14 м. Також нижче рівня землі розташовується сухе сховище ВЯП з терміном експлуатації до 120 років. Паливна збірка SMR-160 квадратної форми з паливними стрижнями геометрії 17×17 (як у проєкті NuScale), які містять таблетки UO_2 (збагачення до 5 %) [15].

Проєктний термін експлуатації реактора 80-100 років. Терміни будівництва – 2-3 роки.

ВЯП і РАВ водо-водяних ММР

ВЯП. Для розробки технологій поводження з ВЯП слід враховувати не тільки розміри, масу і об'єм, але й радіоактивність, радіотоксичність і енерговиділення, що дозволяють оцінити довгострокову радіаційно-екологічну безпеку, яку представляють окремі радіонукліди або групи радіонуклідів ВЯП з часом.

На момент зупинки великого водо-водяного реактора активність ВЯП може досягати 10^{17} - 10^{18} Бк/т, але швидко падає і після 3-х років витримки активність вивантаженого ВЯП зменшується майже на 2-3 порядки, а через п'ять років вона складе близько 1 % від початкової величини за рахунок розпаду короткоіснуючих радіонуклідів з періодом напіврозпаду $\leq 1 \times$ рік, до яких належать майже 90 % усіх продуктів поділу (ПП) [16]. Труднощі під час поводження з ВЯП можуть викликати лише радіонукліди, період напіврозпаду яких перевищує 15 років. Серед ПП таких радіонуклідів усього 11 – ^{151}Sm , ^{137}Cs , ^{135}Cs , ^{129}I , ^{126}Sn , ^{121m}Sn , ^{107}Pd , ^{99}Tc , ^{93}Zr , ^{90}Sr , ^{79}Se [17].

Існує також велика група довгоіснуючих радіонуклідів – U і трансуранові елементи (ТУЕ) з періодами напіврозпаду більше 15 років, що належать до актинідів. Активність ВЯП визначається радіонуклідами з тривалим періодом напіврозпаду. У перші кілька сотень років це ^{90}Sr і ^{137}Cs , в наступні 1000 років –

^{241}Am , ^{239}Pu і ^{240}Pu , а також довгоіснуючі ПП (^{99}Tc), а потім основний внесок буде вносити ^{237}Np [16]. При цьому активність актинідів, окрім ^{241}Pu , при вивантаженні ВЯП суттєво менша активності ПП. Разом з тим, більшість радіонуклідів ВЯП є довгоіснуючими α -випромінювачами. Їх вміст залежить від глибини вигорання палива, вихідного складу і часу витримки, а радіаційно-екологічна небезпека значно вища порівняно з β - і γ -випромінювачами. Збільшення часу витримки ВЯП призводить до збільшення у паливі ^{241}Am . У подальшому ^{241}Am поряд з ^{237}Np стане основним джерелом активності відповідно до ланцюга ^{241}Pu (14,4 роки) \rightarrow ^{241}Am (432 роки) \rightarrow ^{237}Np ($2,14 \times 10^6$ років). Інший ланцюг ^{244}Cm (18,1 роки) \rightarrow ^{240}Pu (6560 років) призводить до збільшення ^{240}Pu \sim у 4 рази [18].

Радіотоксичність (Rt_i) матеріалів вважається більш наочною характеристикою радіаційно-екологічної небезпеки порівняно з активністю. З ГУЕ найбільший індекс радіотоксичності мають ізотопи плутонію (^{239}Pu , ^{240}Pu і ^{242}Pu) і америцію (^{241}Am і ^{243}Am), небезпека яких для людини зберігається впродовж 100 тис. і більше років [18]. Радіотоксичність ПП у початковий період часу визначається ^{90}Sr , ^{144}Ce і ^{106}Ru , далі при зберіганні до 300 років – значною мірою ^{90}Sr і ^{137}Cs , понад 1000 років – переважно ^{99}Tc і менше ^{93}Zr , ^{129}I і зовсім небагато ^{135}Cs . Отже, в перші 300 років зберігання ВЯП з точки зору радіаційно-екологічної безпеки найбільшу увагу слід приділити найбільш радіотоксичним нуклідам, таким як ^{90}Sr і ^{137}Cs , ^{144}Ce і ^{106}Ru , ^{241}Pu і ^{238}Pu , ^{244}Cm , ^{241}Am , а далі при більш тривалому періоді зберігання ВЯП – ^{240}Pu , ^{239}Pu , ^{99}Tc , ^{93}Zr , ^{129}I і ^{135}Cs . За даними [19] розрахована радіотоксичність Pu у ВЯП у трьох досліджених ММП буде принаймні на 50 % вищою, ніж Pu у ВЯП реакторів LWR на одиницю енергії через 10 000 років після його захоронення.

У розрахунках енерговиділення враховується внесок α -, β - і γ -випромінювання. По мірі розпаду відносно короткоіснуючих радіонуклідів, представлених переважно ^{137}Cs і ^{90}Sr , і зменшенням β - і γ -активності знижується тепловиділення і збільшується роль довгоіснуючих ПП та актинідів [16].

ММП матимуть інші характеристики ВЯП порівняно з великими водо-водяними реакторами через різницю у варіаціях збагачення палива у збірках і більш щільний потік теплових нейтронів, що впливатиме на вигорання та завантаження партії палива [19]. Менша осьова та радіальна активна зона призведе до значного збільшення витoku нейтронів порівняно з більш великою активною зоною і до зниження ефективності використання палива. Крім того, оскільки максимальне збагачення становить менше 5 %, а конструкції ММП можуть використовувати різні збагачення для контролю пікової потужності [10].

Для конструкцій реакторів NuScale (iPWR), у яких використовується паливо UO_2 , збагачене приблизно до 5 мас. % ^{235}U , а витік нейтронів зменшує вигорання палива [20].

Результати серії розрахунків, виконаних у роботі [19], у якій порівняно продуктивність великого водо-водяного реактора (LWR) з гіпотетичним ММП за концепцією ММП NuScale щодо критеріїв управління ядерними відходами, наведено в таблиці 1. Ці результати свідчать, що маса, активність ВЯП, ВАВ і НАВ зазнають негативного впливу у проєктах ММП порівняно з великим LWR, тобто накопичується більше ВЯП, ВАВ і НАВ та збільшується їх активність. Слід зазначити, що ці результати були розраховані на основі односерійних циклів завантаження палива в SMR. Очікується, що SMR з багатосерійним паливним циклом працюватиме краще і утворення експлуатаційних відходів буде дещо меншим порівняно з блоком великої потужності водо-водяної АЕС [19].

У роботі [21] в перерахунку на енергетичний еквівалент маса ВЯП, яка утворюється після зупинки NuScale (iPWR), в 1,7 рази більша, ніж маса, яка утворюється для водо-водяних реакторів великої потужності (PWR) з еквівалентною потужністю модулів NuScale (iPWR).

Таблиця 1 – Оцінки показників поводження з ядерними відходами (нормалізовані на гігават \times електричний рік) для великого еталонного LWR і гіпотетичного SMR за лінійних номінальних потужностей [19]

Показник	Великий водо-водяний реактор (LWR)	ММП	
		19,07 кВт/м	7,60 кВт/м
Маса ВЯП і ВАВ (т/ГВт(е) \times рік)	22,13	36,28	34,16
Активність ВЯП і ВАВ через 100 років (МКі/ ГВт(е) \times рік)	1,34	1,40	1,35
Активність ВЯП і ВАВ через 100000 років (МКі/ ГВт(е) \times рік)	15,1	16,9	16,0

Маса відпрацьованого урану (т/ГВт (е) × рік)	167,98	329,67	310,34
Об'єм НАВ (м ³ / ГВт (е) × рік)	399.6	470.6	462.04

Довгоіснуючі НСАВ. Загалом, довгоіснуючі НСАВ складаються з компонентів поблизу активної зони реактора (активована сталь корпусів реакторів і відбивачів нейтронів), які стали «активованими» після поглинання теплових нейтронів з активної зони MMP NuScale iPWR [22]. Активована сталь містить радіоізотопи з періодом напіврозпаду понад кілька тисяч років (наприклад, ⁵⁹Ni, ¹⁴C, ⁹⁴Nb, ⁹⁹Tc, ⁹³Zr, ⁹³Mo та ³⁶Cl) і тому вважається, що її слід утилізувати в геологічному сховищі, яке обмежить або затримає міграцію радіонуклідів до поверхневої екосистеми (табл. 2). Для MMP NuScale iPWR резервуар високого тиску, розташований на відстані приблизно 35 см від активної зони, піддається дії потоку теплових нейтронів зі щільністю $2,4 \times 10^{11}$ нейтронів/см²×с. Це перевищує тепловий потік нейтронів у великому реакторі під тиском і виправдовує геологічне захоронення довгоіснуючих НСАВ під час виведення з експлуатації MMP. Разом з тим, поки невідомо, чи зможе NuScale iPWR досягти таких довгострокових рівнів активації НСАВ для захоронення у геологічному сховищі, які можуть змінюватись залежно від нормативних актів країни. Оскільки компоненти NuScale iPWR складатимуться з нержавіючої сталі зі складом, подібним до складу сталі PWR, NuScale iPWR може збільшити енергетичний еквівалент об'єму довгоіснуючих відходів НСАВ, які потребують геологічного захоронення, у 9–17 разів [21].

Таблиця 2 – Продукти активації та періоди напіврозпаду (T_{1/2}, рік) активованої паливної збірки, сповільнювача, відбивача нейтронів, матеріалу екранування і теплоносія для різних конструкцій MMP [22]

Матеріал	Продукти активації (T _{1/2})	Примітка
Нержавіюча сталь	54Mn(0,85), 55Fe (2,7), 60Co (5,3), 63Ni (1,0E2), 93Mo (4,0E3), 14C (5,7E3), 94Nb (2,0E4), 59Ni (7,6E4), 99Tc (2,1E5), 36Cl (3,0E5)	Залежить від складу сталі

Слід також враховувати той факт, що кожен модуль MMP занурений у загальний басейн реактора і має спільні води з басейном-витримки ВЯП, яке має свої особливості за хімічним і радіонуклідним складом і, таким чином, є важливим каналом, який під час експлуатації, може забруднювати циркулюючу воду.

Короткоіснуючі НСАВ. Короткоіснуючі НСАВ NuScale iPWR утворюються переважно внаслідок поверхневого забруднення конструкційних матеріалів, що контактували з теплоносієм реактора, який містить радіоізотопи, джерелом яких є пошкоджені паливні стрижні і активовані продукти корозії (рис. 1). Такі радіоізотопи переносяться водою з теплоносія першого контуру і басейну-витримки ВЯП. У розрахунку на енергетичний еквівалент, модулі NuScale iPWR генеруватимуть принаймні вдвічі більший об'єм короткоіснуючих НСАВ під час виведення з експлуатації, ніж 3400 МВт PWR [21]. При цьому не враховано забруднення внутрішніх компонентів iPWR (наприклад, парогенераторів) і конструкційних матеріалів у басейні-витримки ВЯП реактора, тому ця оцінка була розрахована для нижньої межі.

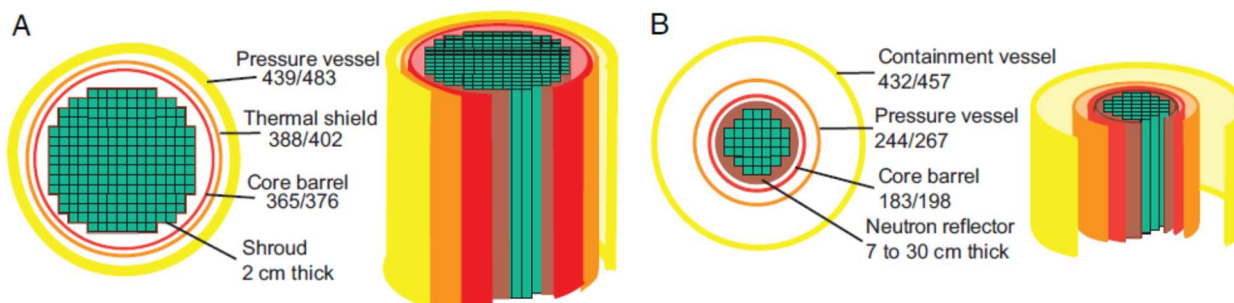


Рис. 1 – Зображення 1000-MW(e) PWR (A) і 50-MWe (e) NuScale iPWR(B), яке показує внутрішній і зовнішній діаметри циліндричних компонентів.

Кольором позначено, відповідно до очікуваного стану, короткоіснуючі (жовті) та довгоіснуючі (світло-червоні та бордові) НСАВ. Помаранчевий колір вказує невизначеність щодо статусу коротко- або довгоіснуючих НСАВ. Запозичено з [21].

На рисунку 2 наведено розраховані еквівалентні за енергією об'єми РАВ для різних конструкцій ММР. Більші об'єми відходів ММР різних типів, порівняно з водо-водяним реактором великої потужності, потрібно буде обробити, зберігати і кондиціонувати перед захороненням. Ці процеси спричинять значні витрати. Наразі інженери і конструктори ММР мають унікальну можливість зайнятися пошуком рішень для поліпшення поводження з ВЯП і РАВ ММР на ранніх етапах їх розробки. Адже такий підхід допоможе усунути невизначеності, пов'язані з кінцевою стадією паливного циклу, та знизити витрати.

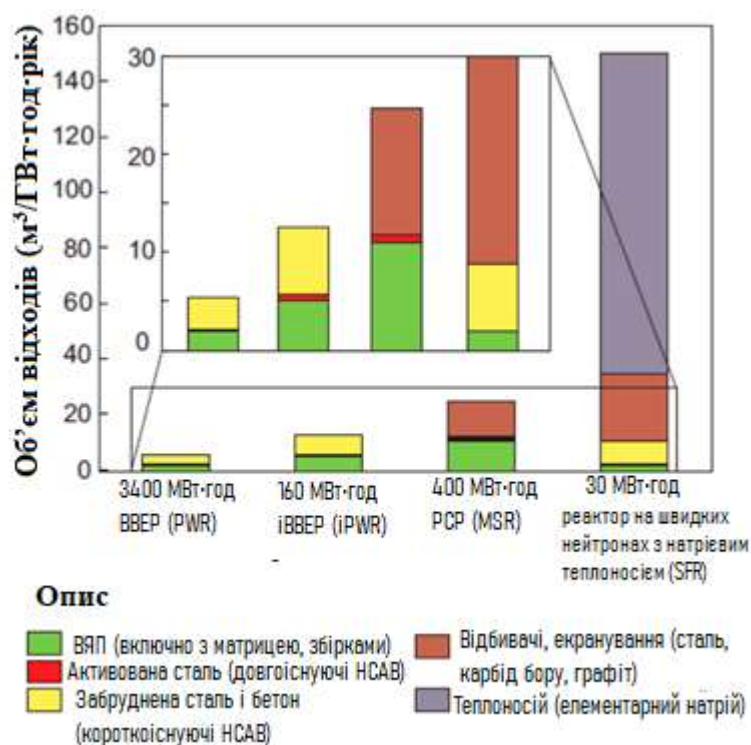


Рис. 2 – Еквівалентні за енергією об'єми відходів для різних конструкцій SMR, включно з NuScale iPWR, Terrestrial Energy IMSR і Toshiba 4S SMR з натрієвим охолодженням [21].

Загалом можна припустити, що потоки РАВ від сумісного використання великих водо-водяних реакторів і ММР подібні, і тому можуть бути попередньо оброблені та захоронені у приповерхневих і геологічному сховищах середньої глибини. Наприклад, технологічну воду потрібно очищати від забруднювачів, що утворюють іонообмінні смоли, які належать до класу НСАВ з короткоіснуючими радіонуклідами. НСАВ з довгоіснуючими радіонуклідами також можуть утворюватись при заміні опромінених компонентів блоку ММР, які мають захоронюватись на середній глибині геологічного сховища за концепцією KBS-3V [23], а через менше енерговиділення може знадобитися менше місця (нижчі витрати на роботи у виробітках) і речовин для матеріалів для засипки на основі глини в сховищі типу KBS-3V.

Багато концепцій ММР все ще знаходяться на ранній стадії розробки, тож важко визначити реальні потоки РАВ і конкретні плани поводження з ними. У той же час, на цій ранній стадії є великі можливості висувати 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, принаймні, до тимчасового зберігання потоків НСАВ так само, як і на водо-водяній АЕС великої потужності. Загалом МАГАТЕ констатує в [24], що РАВ ММР, ймовірно, можна буде утилізувати подібно до утилізації РАВ на

великій водо-водяній АЕС та різними способами зменшити їх об'єм і ущільнити їх. У цьому контексті варто зазначити, що сьогодні майже в усіх країнах немає довгострокового рішення щодо РАВ ММР, і країни, які планують впровадити ММР і створити сховища захоронення РАВ, не очікують додаткових відходів від майбутніх впроваджених ММР у межах своїх поточних проєктів.

Захоронення ВЯП і РАВ ММР

ММР, що розробляються, повинні передбачати управління ЯПЦ з використанням наявної інфраструктури. На сьогодні лише деякі розробники ММР вже повністю визначили або заявили свою стратегію в цій області, зокрема, відносно завершальної стадії ЯПЦ (захоронення РАВ).

Безпека захоронення ВЯП і РАВ базується на принципі багатобар'єрного захисту, який, представлений МАГАТЕ [25], а основа для вибору типів сховищ ґрунтується на класифікації РАВ МАГАТЕ [26].

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 і РАВ має готовність до експлуатації геологічних сховищ стосовно захоронення довгоіснуючих НСАВ, ВАВ і ВЯП (у разі визнання його відходами) і досвід провідних країн щодо створення геологічного сховища, зокрема Фінляндії. Країна планує відкрити перше у світі геологічне сховище ВЯП/ВАВ шахтного типу у 2023 р., використовуючи методи зберігання та захоронення, розроблені шведською компанією SKB (рис. 3): мідні каністри з чавунними вставками зі сферичного графіту, кожна з яких містить 2 тони ВЯП. Бентонітова глина оточує каністри, які розміщені на глибині 500 м у докембрійській вміщуючій породі (граніти) [27]. Фінляндія розраховує захоронити свій останній контейнер з ВЯП у сховищі через 100 років. Разом з тим, країна залишає відкритою можливість того, що протягом наступного століття можуть з'явитися нові технології, які дозволять їм ексгумувати деякі відходи зі сховища, якщо переробка ВЯП стане для них реальністю. Водночас Фінляндія розглядає можливість захоронення ВЯП/ВАВ у глибоких свердловинах (рис. 4), концепція і дослідження захоронення у яких активно ведуться США [28].



Рис. 3 – Спрощена ілюстрація концепції KBS-3V геологічного сховища шахтного типу [29].

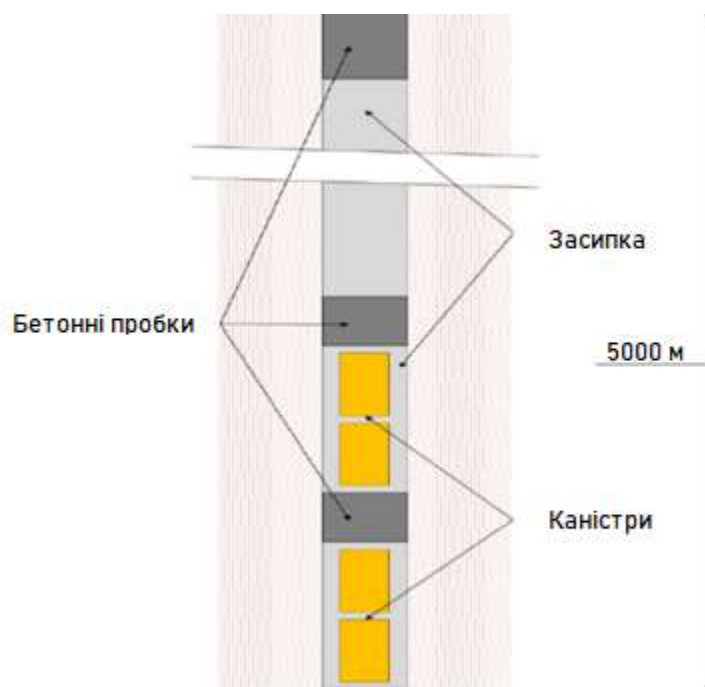


Рис. 4 – Спрощена ілюстрація концепції захоронення ВЯП і ВАВ у глибинних свердловинах [28].

На сьогодні Rosiva (спільне підприємство фінського оператора атомної енергії та енергетичної компанії Fortum), вважає прийнятним використання ММР сумісно з водно-водяними реакторами (LWR) та існуючого в країні ЯПЦ за наступними факторами:

- тепловиділяючі збірки SMR, базуються на паливних конструкціях типу 17×17 ТВЗ і дуже схожі на паливні збірки, що використовуються в LWR, за винятком висоти.
- відсутність суттєвих факторів, що забороняють використання концепції KBS-3V для утилізації ВЯП ММР за типом ВЯП LWR.

Разом з тим, відмінності в розмірах паливних збірок, конфігурації палива, складу ПП, тепловиділення, фізичної і хімічної форми та вміст нуклідів, що розщеплюються, необхідно врахувати при проектуванні сховища (маса ВЯП на каністру, відстань між каністрами тощо). В той же час, підприємство констатує, що невизначеність щодо вибору технології ММР є настільки великою, що для цього необхідний окремий процес розробки, перевірки та ліцензування.

Загалом рішення щодо поводження з ВЯП і РАВ, що утворюються в результаті експлуатації ММР, будуть поряд з надійністю постачання палива входити в число найважливіших факторів, які слід враховувати при виборі тієї або іншої технології ММР.

Україна і ММР

Енергетична стратегія України на період до 2035 р. передбачає необхідність вибору реакторних технологій для будівництва нових атомних енергоблоків на заміщення АЕС, які будуть виводитись з експлуатації. Подальший розвиток ядерного енергетичного сектору до 2035 р. передбачає збільшення виробництва електроенергії на АЕС України до 94 млрд кВт/год [2].

Існуюча система поводження з ВЯП і РАВ в Україні потребує істотного інфраструктурного розвитку, формування якісного кадрового потенціалу, поліпшення системи управління об'єктами поводження з ними. Згідно з законодавством [30], у новій класифікації РАВ, виділяють 4 класи відходів: дуже низькоактивні (ДНАВ), низькоактивні (НАВ), середньоактивні (САВ) і високоактивні (ВАВ) та 4 типи сховищ: "поверхневе" (у споруді з траншеєю на поверхні землі), "приповерхневе" (на глибині до декількох десятків метрів від поверхні), "на середніх глибинах" (від декількох десятків до сотень метрів від поверхні), "геологічне"

(зазвичай на глибині понад 100 метрів від поверхні) з метою забезпечення утримання та ізоляції радіоактивних відходів від біосфери. ВЯП українських АЕС, на сьогодні, не визнано РАВ; для ВЯП передбачається реалізувати так зване "відкладене рішення" – тривале (50-100 років) зберігання у спеціальних сховищах [31]. Насправді, незалежно від визнання ВЯП РАВ чи цінним ресурсом, для захоронення ВЯП або продуктів його переробки треба створити геологічне сховище.

Це потребує запуску механізмів фінансування, які тривалий час не працювали. Наразі в Україні створення геологічного сховища знаходиться на початковому етапі за відсутності його концепції. Аналіз міжнародного досвіду показує, що концепція геологічного сховища KBS-3V знаходиться на найбільш просунутій стадії та може бути адаптована для утилізації ВЯП з водо-водяних ММР. Альтернативою цієї концепції, з огляду на кристалічні породи ЧЗВ, є концепція захоронення ВЯП і ВАВ у глибинні свердловини. Можливість застосування цієї концепції, також, має бути оцінена в Україні. В принципі, можливо розробити в Україні концепції захоронення на основі існуючих концепцій KBS-3V і глибинних свердловин, але їх розробка, випробування (в різних масштабах), обґрунтування безпеки, а також процес ліцензування буде досить трудомістким.

Рекомендації МАГАТЕ щодо подальших досліджень водо-водяних ММР включають [1]:

- розрахунки для кращого розуміння впливу характеристик палива ММР на остаточну утилізацію та на проектну основу захисних бар'єрів сховищ (наприклад, дизайн каністр);
- подальші дослідження для виявлення аспектів, які можуть вплинути на захоронення НСАВ блоків ММР;
- вимоги до розміщення установок ММР та подальшого розміщення проміжних сховищ ВЯП та РАВ;
- розміщення сховищ ММР ВЯП, вимоги та варіанти управління;
- транспортування ВЯП і РАВ ММР для довгострокового зберігання і захоронення.

Те, як на практиці буде організовано поводження з ВЯП і РАВ для ММР, може залежати від різних факторів: транспортування РАВ усередині України та достатніх тимчасових складських потужностей на місці АЕС і сховищ захоронення РАВ. Міжнародний досвід свідчить про позитивну практику раннього залучення регулюючого органу до ліцензійного процесу ММД для забезпечення можливості ліцензування ММР в Україні.

Разом з тим, виникає ціла низка невизначеностей і пов'язаних з ними питань щодо впровадження ММР. Питань у використанні ММР поки що набагато більше, ніж науково-обґрунтованих відповідей для практичної реалізації [32]. Значна увага має бути приділена проблемі поводження з ВЯП і РАВ, вирішення якої безпосередньо впливає на всі етапи існуючого в Україні ЯПЦ.

Список використаної літератури

1. Advances in Small Modular Reactor Technology Developments: A supplement to IAEA Advances Reactors Information System (ARIS). IAEA, Vienna, 2020. URL: https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf.
2. Носовський А. В. Щодо перспектив будівництва нових атомних електричних станцій. *Ядерна енергетика та довкілля*. 2019. № 3 (15). С.3-13.
3. Langdon, K. 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. URL: <https://nucleus.iaea.org/sites/INPRO/df17/IV.5-KenLangdon-NuScale.pdf>.
4. 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. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1785_web.pdf.
5. International Atomic Energy Agency. Small modular reactors. URL: <https://www.iaea.org/topics/small-modular-reactors>.
6. Bradford, A. Fuel and Waste Considerations for Small Modular Reactors and Advanced Reactors. FCIX, 11 June 2014. URL: <https://www.nrc.gov/docs/ML1417/ML14170A133.pdf>.
7. Ahonen, E., Heinonen, J., Lahtinen, N., Tuomainen, M. Preconditions for the safe use of small modular reactors - outlook for the licensing system and regulatory control. Radiation and Nuclear Safety Authority. Helsinki, Finland, 2020. 28 p. URL: <http://urn.fi/URN:ISBN:978-952-309-454-3>.
8. SKB Report. Appendix K:2 Subject-specific replies to supplementary requests. Version 3. Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. Stockholm, Sweden, 2015. URL: https://skb.se/wp-content/uploads/2015/05/Bilaga-K_2-2015.pdf.
9. 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. URL: https://www.oecd-nea.org/ndd/ni2050/ni2050_%20brochure.pdf.
10. Krall, L., Macfarlane, A. Burning waste or playing with fire? Waste management considerations for non-traditional reactors. *Bull. At. Sci.* 74. 2018. С. 326–334.

11. Малые реакторы на смену крупным АЭС: как Украине оседлать волну глобальных изменений в энергетике. УНИАН : веб-сайт. URL: <https://www.unian.net/economics/energetics/10612260-malye-reaktoryna-smenu-krupnym-aes-kak-ukraine-osedlat-volnu-globalnyh-izmeneniy-v-energetike.html>.
12. The NuScale Design. PM-0616-49510-NP. NuScale Power, LLC, 2016. 232 p. URL: <https://www.nrc.gov/docs/ML1616/ML16161A723.pdf>
13. Малые модульные реакторы: проблемы и перспективы. АЯЭ. 2021. № 7560. 55 p.
14. Sadegh-Noedoost, A., Faghihi, F., Fakhraei, A., Amin-Mozafari, M. Investigations of the fresh-core cycle-length and the average fuel depletion analysis of the NuScale core. *Annals of Nuclear Energy*. 2020. Vol. 136. URL: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.106995>.
15. International Atomic Energy Agency. “Advances in Small Modular Reactor Technology Developments”. A Supplement to: *IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS)*. 2020 Edition. URL: https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf.
16. Колобашкин В. М., Радиационные характеристики облученного ядерного топлива: справочник / В. М. Колобашкин, П. М. Рубцов, П. А. Ружанский, В. Д. Сидоренко. Москва, РФ: Энергоиздат, 1983. 384 с.
17. Бабаев Н. С., Очкин А. В., Глаголенко Ю. В. и др. Принципы подбора матриц для включения высокоактивных отходов. *Атомная энергия*. 2003. Т. 94. Вып. 5. С. 353–362.
18. Бабаев Н. С., Меркушкин А. О., Очкин А. В., Ровный С. И. Расчет времени установления радиационной эквивалентности высокоактивных отходов. *Атомная энергия*. 2005. Т. 8. Вып. 2. С. 123–129.
19. Brown, N., Worrall, A., Todosow, M. Impact of thermal spectrum small modular reactors on performance of once-through nuclear fuel cycles with low-enriched uranium. *Annals of Nuclear Energy*. 2017. № 101(2). С. 166–173 URL: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.11.003>.
20. Ingersoll, D. T., Houghton, Z. J., Bromm, R., Desportes, C. NuScale small modular reactor for co-generation of electricity and water. *Desalination*. 2014. Т. 340. С. 84–93.
21. Krall, L. M., Macfarlane, A. M., Ewing, R. C. Nuclear waste from small modular reactors. *PNAS*. 2022. № 23. Т. 119. С. 1-12. URL: <https://doi.org/10.1073/pnas.2111833119>.
22. Mancini, A., Tuite, P., Tuite, K., Woodberry S. 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, 1994. 85 с.
23. The Swedish National Council for Nuclear Waste. Nuclear Waste State of the Art Report 2022. Society, technology and ethics. Stockholm, 2022. 237 p.
24. 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 с. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/PUB1822_web.pdf.
25. The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste (SSG-23). IAEA, Vienna, 2012. URL: <https://www.iaea.org/publications/8790/the-safety-case-and-safety-assessment-for-the-disposal-of-radioactive-waste>.
26. Classification of Radioactive Waste: Safety Guide. IAEA Safety Standards. No. GSG1. IAEA, Vienna, 2009. 68 с.
27. Design Principles and Approaches for Radioactive Waste Repositories (NW-T-1.27). IAEA, Vienna, 2020. 75 с. URL: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1908_web.pdf.
28. Arnold, B. W., Brady, P. V., Bauer, S. J., Herrick, C., Pye, S., Finger J. Reference Design and Operations for Deep Borehole Disposal of High-Level Radioactive Waste (SAND2011-6749). Sandia National Laboratories. California, USA, 2011. URL: https://www.bundestag.de/resource/blob/376828/f869609b4dc4cf133ecc96a47814713a/kmat_26-e-data.pdf.
29. Operating Licence Application for a Spent Nuclear Fuel Encapsulation Plant and Disposal Facility. Posiva, 2021. URL: <https://www.posiva.fi/tietopankki.html>.
30. ЗАКОН УКРАЇНИ «Про внесення змін до деяких законів України щодо вдосконалення законодавства у сфері поводження з радіоактивними відходами» № 208-IX від 17 жовтня 2019 року. URL: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/208-20#Text>.
31. Розпорядження Кабінету Міністрів України від 05.06.2019 № 385 Про схвалення Концепції Державної економічної програми поводження з відпрацьованим ядерним паливом вітчизняних атомних електростанцій на період до 2025 року. *Офіційний вісник України*. 2019. № 47. С. 1626.
32. Дыбач А. М., Плачков Г.И. О лицензировании технологии малых модульных реакторов. *Ядерная та радіаційна безпека*. 2019. № 1(81). С. 3-9. Doi: [https://doi.org/10.32918/nrs.2019.1\(81\).01](https://doi.org/10.32918/nrs.2019.1(81).01)

Boris Shabalin

STRATEGY FOR THE MANAGEMENT OF USED NUCLEAR FUEL AND RADIOACTIVE WASTE OF SMALL WATER-WATER MODULAR REACTORS

Based on the strategy of Ukraine in the energy industry for the period until 2035, advanced reactor technologies should be chosen for construction of new nuclear power units to replace the nuclear power plants that will be decommissioned. Currently, high-capacity water-water reactors AP1000 and small modular reactors NuScale -iPWR and/or SMR-160, which are highly secure and cost-effective, are considered promising. Among a number of criteria for the selection of nuclear power plant reactor technologies, the management of spent nuclear fuel and radioactive waste, which directly affect radiation and environmental safety and all stages of the existing nuclear fuel cycle in Ukraine, is of great importance. Based on published data, the author analysed and summarized prospects of development of water-water SMR technologies (NuScale -iPWR and SMR-160), their advantages and disadvantages, the evaluation criteria of the spent nuclear fuel (SNF) and radioactive waste generated during operation and decommissioning of reactors, and problems of waste disposal.

Key words: water-water small modular reactors, radioactive waste, disposal of radioactive waste.

References

1. Advances in Small Modular Reactor Technology Developments: A supplement to IAEA Advances Reactors Information System (ARIS). IAEA, Vienna, 2020. Available at: https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf.
2. Nosovskiy A. V. *Shchodo perspektyv budivnytstva novykh atomnykh elektrychnykh stantsiy*. [Regarding the prospects for the construction of new nuclear power plants] *Yaderna enerhetyka ta dovykillia*. [Nuclear energy and the environment]. 2019, 3(15), 3-13. [In Ukrainian].
3. Langdon, K. (2019). 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. Available at: <https://nucleus.iaea.org/sites/INPRO/df17/IV.5-KenLangdon-NuScale.pdf>.
4. IAEA-TECDOC-1785 (2016). Design Safety Considerations for Water Cooled Small Modular Reactors Incorporating Lessons Learned from the Fukushima Daiichi Accident. IAEA, Vienna, 2016, 154. Available at: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/TE-1785_web.pdf.
5. International Atomic Energy Agency. Small modular reactors. Available at: <https://www.iaea.org/topics/small-modular-reactors>.
6. Bradford, A. (2014). Fuel and Waste Considerations for Small Modular Reactors and Advanced Reactors. FCIX, 11 June 2014. Available at: www.nrc.gov/docs/ML1417/ML14170A133.pdf.
7. 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. Available at: <http://urn.fi/URN:ISBN:978-952-309-454-3>.
8. SKB (2015). Appendix K:2 Subject-specific replies to supplementary requests. Version 3. Stockholm. Swedish Nuclear Fuel and Waste Management Co. Available at: https://skb.se/wp-content/uploads/2015/05/Bilaga-K_2-2015.pdf.
9. NEA (2018). 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. Available at: https://www.oecd-nea.org/ndd/ni2050/ni2050_%20brochure.pdf.
10. Krall, L., Macfarlane, A. (2018). Burning waste or playing with fire? Waste management considerations for non-traditional reactors. *Bull. At. Sci.* 2018, 74, 326–334.
11. UNIAN Information Agency (2019). *Malye reaktory na smenu krupnym AES: kak Ukraine osedlat' volnu global'nykh izmeneniy v energetike*. [Small reactors to replace large nuclear power plants: how Ukraine can ride the wave of global changes in the energy sector]. [In Russian]. Available at: <https://www.unian.net/economics/energetics/10612260-malye-reaktoryna-smenu-krupnym-aes-kak-ukraine-osedlat-volnu-globalnyh-izmeneniy-v-energetike.html>.
12. NuScale Power LLC (2016). The NuScale Design. PM-0616-49510-NP. NuScale Power, LLC, 2016, 232. Available at: <https://www.nrc.gov/docs/ML1616/ML16161A723.pdf>
13. *Malye modul'nyye reaktory: problemy i perspektivy* [Small modular reactors: problems and prospects]. Nuclear Energy Agency, 2021, 7560, 55. [In Russian].
14. Sadegh-Noedoost, A., Faghihi, F., Fakhraei, A., Amin-Mozafari, M. Investigations of the fresh-core cycle-length and the average fuel depletion analysis of the NuScale core. *Annals of Nuclear Energy*, 2020, 136. Available at: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2019.106995>.

15. IAEA (2020). Advances in Small Modular Reactor Technology Developments. A Supplement to: IAEA Advanced Reactors Information System (ARIS). 2020 Edition. Available at: https://aris.iaea.org/Publications/SMR_Book_2020.pdf.
16. Kolobashkin, V. M., Rubtsov, P. M., Ruzhansky, P. A., Sidorenko, V. D. (1983). *Radiatsionnyye kharakteristiki obluchennogo yadernogo topliva: spravochnik*. [Radiation characteristics of irradiated nuclear fuel. Handbook]. Moscow, RF. *Energoizdat*. 384. [In Russian].
17. Babayev, N. S., Ochkin, A. V., Glagolenko, Yu. V. et al. (2003). *Printsipy podbora matrits dlya vklyucheniya vysokoaktivnykh otkhodov*. [Principles for selection of matrices for inclusion of high-level waste]. *Atomnaya energiya* [Nuclear Energy], 94, 5, 353–362. [In Russian].
18. Babayev, N. S., Merkushin, A. O., Ochkin, A. V., Rovnyy, S. I. (2005). Raschet vremeni ustanovleniya radiatsionnoy ekvivalentnosti vysokoaktivnykh otkhodov. [Calculation of time for determining the radiation equivalence of high-level waste]. *Atomnaya energiya* [Nuclear Energy], 8(2), 123–129. [In Russian].
19. 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*, 101(2), 166–173. Available at: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.11.003>.
20. Ingersoll, D. T., Houghton, Z. J., Bromm, R., Desportes, C. (2014). NuScale small modular reactor for co-generation of electricity and water. *Desalination*, 2014, 340, 84–93.
21. Krall, L. M., Macfarlane, A. M., Ewing R. C. (2022). Nuclear waste from small modular reactors *PNAS*, 119, 23, 1–12. Available at: <https://doi.org/10.1073/pnas.2111833119>.
22. 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).
23. The Swedish National Council for Nuclear Waste (2022). Nuclear Waste State of the Art Report 2022. Society, technology and ethics. Stockholm, 2022.
24. IAEA (2019). 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. Available at: https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/PUB1822_web.pdf.
25. IAEA (2012). The Safety Case and Safety Assessment for the Disposal of Radioactive Waste (SSG-23). Available at: <https://www.iaea.org/publications/8790/the-safety-case-and-safety-assessment-for-the-disposal-of-radioactive-waste>.
26. IAEA (2009). Classification of Radioactive Waste: Safety Guide. IAEA Safety Standards, No. GSG, 168.
27. IAEA (2020). Design Principles and Approaches for Radioactive Waste Repositories (NW-T-1.27). Available at: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/PUB1908_web.pdf.
28. Arnold, B. W., Brady, P. V., Bauer, S. J., Herrick, C., Pye, S., & Finger, J. (2011). Reference Design and Operations for Deep Borehole Disposal of High-Level Radioactive Waste (SAND2011-6749). Sandia National Laboratories. California, USA. Available at: https://www.bundestag.de/resource/blob/376828/f869609b4dc4cf133ecc96a47814713a/kmat_26-e-data.pdf.
29. Posiva. (2021). Operating Licence Application for a Spent Nuclear Fuel Encapsulation Plant and Disposal Facility. Available at: <https://www.posiva.fi/tietopankki.html>.
30. *Zakon pro vnesennyya zmin do deyakykh zakoniv Ukrayiny shchodo vdoskonalennyya zakonodavstva u sferi povodzhennyya z radioaktyvnymy vidkhodamy 2019 (Verkhovna Rada Ukrayiny)*. [Law On Amendments to Laws of Ukraine on Improving Legislation in the Field of Radioactive Waste Management 2019 (Verkhovna Rada of Ukraine)]. Available at: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/208-20#Text>. [In Ukrainian].
31. *Rozporyadzhennyya pro skhvalennyya Kontseptsiyi Derzhavnoyi ekonomichnoyi prohramy povodzhennyya z vidprats'ovanyim yadernym palyvom vitchyznyanykh atomnykh elektrostantsiy na period do 2025 roku. 2019 (Kabinet Ministriv Ukrayiny)* [Order about approval of a concept of the State Economic Program for spent nuclear fuel management from nuclear power plants for the period until 2025. (2019) (Cabinet of Ministers of Ukraine)]. *Ofitsiyyny visnyk Ukrayiny* [Official Gazette of Ukraine], 47, 1626. [In Ukrainian].
32. Dybach, A. M., Plachkov, H. I. (2019). *O litsenzirovaniy tekhnologii malykh modul'nykh reaktorov* [On licensing the technology of small modular reactors]. *Yaderna ta radiatsiyna bezpeka* [Nuclear and radiation safety], 1(81), 3–9. Doi: [https://doi.org/10.32918/nrs.2019.1\(81\).01](https://doi.org/10.32918/nrs.2019.1(81).01). [In Russian].