

**КИЇВСЬКИЙ НАЦІОНАЛЬНИЙ УНІВЕРСИТЕТ
ІМЕНІ ТАРАСА ШЕВЧЕНКА**

ННЦ «Інститут біології та медицини»
Кафедра екології та зоології

В.о. завідувача кафедри
доц. Анатолій ПОДОБАЙЛО
Протокол №___ засідання кафедри
від “___” _____ 20___р.

**ОЦІНКА ЕКОЛОГІЧНИХ АСПЕКТІВ ЖИТТЄВОГО ЦИКЛУ
ПРОДУКЦІЇ ЯДЕРНОЇ ЕНЕРГЕТИКИ З ВИКОРИСТАННЯМ МЕТОДУ
LCA**

Кваліфікаційна робота бакалавра,
студентки 4 курсу денної форми
навчання за спеціальністю 101
“Екологія” Гржегоржевської Марії
Олександрівни

Науковий керівник від кафедри
к. с. г. н., асистент
Карлащук С. В.

Робота виконана _____
під керівництвом _____

Оцінка захисту роботи

Київ – 2025 рік

ПЕРЕЛІК УМОВНИХ СКОРОЧЕНЬ

- АВС – автоматизована вимірювальна система;
- ВАВ – високо активні відходи;
- ВЯП – відпрацьоване ядерне паливо;
- КВВП – коефіцієнт використання встановленої потужності;
- МАГАТЕ – міжнародне агентство з атомної енергії;
- НАВ – низько активні відходи;
- НПС – навколишнє природне середовище;
- РАВ – радіоактивні відходи;
- САВ – середньо активні відходи;
- ХАЕС – Хмельницька атомна електростанція;
- CFR – вартість та фрахт;
- MOX – mixed oxide fuel;
- NRC – nuclear regulatory commission (комісія з ядерного регулювання);
- LCA – life cycle assessment.

ЗМІСТ

ПЕРЕЛІК УМОВНИХ СКОРОЧЕНЬ	2
ВСТУП	4
РОЗДІЛ 1. Атомні електростанції, їх принцип роботи.....	6
1.1. Класифікація атомних електростанцій.....	6
1.2. Робота основного технологічного устаткування АЕС.....	9
1.3. Методологія LCA.....	12
РОЗДІЛ 2. Матеріали та методи досліджень	15
2.1. Послідовність технологічних процесів у ядерно-паливному циклі ...	15
2.1.1. Добування урану.....	16
2.1.2. Процес збагачення урану.....	18
2.1.3. Процес виготовлення ядерного палива.....	20
2.2. Ядерно-паливний цикл після АЕС: категорії відходів, їх зберігання та переробка.....	21
2.3. Повторна обробка та переробка відпрацьованого ядерного палива (ВЯП)	27
РОЗДІЛ 3. Результати досліджень та їхнє обговорення	30
3.1. Оцінка LCA до Хмельницької АЕС.....	30
3.2. Основні детермінанти ядерної економіки.....	35
3.3. Екологічні проблеми в атомній енергетиці.....	37
ВИСНОВКИ	41
СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ.....	42

ВСТУП

Важливою умовою збереження здоров'я населення є забезпечення доступу до достовірної інформації про екологічні загрози. Така інформація має містити відомості про шкідливі виробництва, їхні викиди, способи захисту від впливу небезпечних факторів, а також про позицію державних органів та інженерів-ядерників щодо місцевих громад. Одним із головних джерел утворення радіоактивних відходів високого рівня небезпеки залишаються функціонуючі атомні електростанції. Станом на 2023 рік у світі експлуатуються 191 атомна електростанція, що включає 448 енергоблоків із загальною потужністю 391 744 МВт. Разом з тим, 162 енергоблоки були виведені з експлуатації, один залишився діючим. У період із 1977 по 2023 рік зупинено будівництво 92 ядерних реакторів у 17 країнах [2]. Зокрема, у першій половині 2016 року не було розпочато жодного нового проєкту з будівництва АЕС. Згідно з даними міжнародного звіту про стан атомної енергетики, обсяги генерації електроенергії з вітрових джерел зросли на 17%, із сонячних – на 33%, тоді як з атомних – лише на 1,3% [2]. Такі країни, як Китай, Індія, Бразилія, Японія та Нідерланди, вже сьогодні виробляють більше електроенергії з вітру, ніж з атомних джерел. Суттєвою екологічною проблемою залишається процес видобутку урану: для отримання однієї тонни цього елемента необхідно переробити приблизно 1000 тонн уранової руди, решта з якої стає джерелом радіоактивних відходів [1]. Крім того, для генерації 1 кВт/год електроенергії теплові електростанції споживають у середньому близько 3 літрів води, тоді як АЕС — від 6 до 8 літрів. Скиди стічних вод з АЕС несуть як теплове, так і радіоактивне забруднення, що становить додаткову загрозу для довкілля.

У даній роботі оцінено та досліджено екологічні цикл ядерного палива Хмельницької атомної електростанції та екологічні аспекти роботи атомних електростанцій.

Метою дослідження є аналіз життєвого циклу ядерного палива на всіх етапах виробництва Хмельницької атомної електростанції (ХАЕС) з

врахуванням впливу радіоактивних благородних газів на навколишнє середовище і населення.

Відповідно до мети були поставлені такі завдання:

1. Розглянути повний життєвий цикл виробництва, застосування та утилізації ядерного палива.

2. Провести оцінку впливу на довкілля етапів виробництва ядерного палива на Хмельницькій атомній електростанції згідно методики LCA

3. Оцінити вплив радіоактивних благородних газів, що утворюються в результаті діяльності ХАЕС на навколишнє середовище та населення.

4. Обчислити річну дозу опромінення населення, що знаходяться у зоні впливу ХАЕС.

Об'єкт дослідження - об'єкти атомної енергетики, заходи їх екологізації.

Предмет дослідження - екологічні аспекти життєвого циклу ядерного палива ХАЕС, які оцінюються за допомогою LCA.

РОЗДІЛ 1

АТОМНІ ЕЛЕКТРОСТАНЦІЇ, ЇХ ПРИНЦИП РОБОТИ

1.1. Класифікація атомних електростанцій

Ядерна енергетика (також відома як атомна) є галуззю промисловості, що займається виробництвом енергії, яку надалі можна трансформувати в електричну або теплову. Основу цієї галузі становлять атомні електростанції, які оснащені спеціальними установками — ядерними реакторами. У цих реакторах відбуваються контрольовані ядерні реакції, в результаті яких вивільняється значна кількість енергії.

Під ядерною реакцією зазвичай мається на увазі процес поділу атомного ядра ізотопу урану-235 (U-235). Під час розщеплення ядра цього елемента виділяється енергія, а також нейтрони, які здатні викликати подальші реакції поділу, утворюючи ланцюгову реакцію. Крім U-235, у ядерних реакторах також застосовують уран-238 (U-238) — інший ізотоп урану. Проте для його ефективного використання потрібні спеціальні типи реакторів, здатні перетворювати U-238 у плутоній-239 (Pu-239) шляхом опромінення. Останній, своєю чергою, є ще одним цінним ядерним паливом.

Ключовим параметром реактора є його потужність, яка визначається числом ядерних поділів за одиницю часу. Величині потужності, що дорівнює 1 Вт, відповідає $3,2 \cdot 10^{10}$ поділ./с. Наприклад в 1 кг U-235 (уран-235) міститься $6,0228 \cdot 10^{26} / 235 = 2,563 \cdot 10^{24}$ ядер, і вже при повному поділі виділяється енергія, що дорівнює $8 \cdot 10^{13}$ Дж. Приблизно така ж кількість енергії виділяється при поділі 1 кг U-233 (уран-233) або Pu-239 (плутоній-239).

Типовий ядерний реактор складається з низки основних елементів: ядерного палива, сповільнювача нейтронів, теплоносія, регулювальних

стрижнів, системи контролю з детекторами, корпусу та внутрішніх конструкцій реакторного відділення. Центральним елементом реактора є активна зона — саме тут розміщено паливо, сповільнювач, стрижні управління та частину вимірювальних приладів. Саме через активну зону циркулює теплоносіє, що відводить тепло, яке утворюється під час ядерних реакцій.

В залежності від способу розміщення палива і сповільнювача в активній зоні, реактори поділяються на два основних типи: гомогенні та гетерогенні. У гомогенних реакторах ядерне паливо, сповільнювач і теплоносіє утворюють однорідну суміш — зазвичай у вигляді розчинів або розплавів, які рівномірно розподіляються в об'ємі активної зони та циркулюють по замкненому контуру. У гетерогенних реакторах паливо представлено у вигляді окремих елементів, розміщених у сповільнювачі. Такі паливні елементи, відомі як тепловидільні елементи (твели), можуть мати різну форму і геометричні розміри.

«Перший у світі ядерний реактор був створений у 1942 році в США під керівництвом видатного фізика-теоретика Енріко Фермі. Установа отримала назву «Чиказька дровітня» (англ. Chicago Pile-1, CP-1)» [6]. Термін pile, який використав Фермі, буквально означає «стопка» і відображає конструкцію реактора — послідовне розміщення шарів ядерного палива та модератора. Реактор CP-1 слугував головним чином для експериментальних досліджень із метою довести можливість контрольованого поділу атомних ядер. Цей експеримент заклав основу як для подальших мирних застосувань атомної енергії, так і для розвитку ядерних технологій у військовій сфері.

Таблиця 1.1 ориг.

Типи ядерних реакторів у світі

Тип реактора	Повна назва українською	Кількість у світі	Ємність [МВт]
PWR	Водно-водяний реактор	274	253510
BWR	Киплячий ядерний реактор	81	75773
PHWR	Реактор на важкій воді	48	23900
GCR	Графіто-газовий ядерний реактор	15	8040
LWGR	Графіто-водний ядерний реактор	15	10219
FBR	Швидкий реактор-розмножувач	2	580

«Упродовж останніх десятиліть у світі було розроблено та збудовано велику кількість типів атомних електростанцій, проте лише деякі з них були впроваджені у масштабне промислове використання. Найбільше поширення отримали два типи ядерних реакторів — це реактори з водою під тиском (Pressurized Water Reactor, PWR) та реактори з киплячою водою (Boiling Water Reactor, BWR)» [13]. Залежно від енергетичних характеристик нейтронів, що спричиняють поділ ядер, ядерні реактори поділяються на теплові та швидкі. Переважна більшість сучасних енергетичних реакторів є тепловими — у них поділ ядер ініціюється так званими тепловими (сповільненими) нейтронами, що мають нижчу енергію. Ці реактори використовують гідрогенізовані речовини як сповільнювачі, а їхня ефективність дозволяє залучити лише невеликий відсоток енергії, яка міститься у природному урані.

У перспективі розробляються експериментальні установки — так звані реактори на відтворення палива або комунальні реактори, які здатні продукувати більше нового ядерного палива з природного урану, ніж споживати. Це відкриває можливості для більш сталого та ефективного використання ресурсів.

Класифікація теплових реакторів ґрунтується на типі речовин, які виконують функції сповільнювача нейтронів та теплоносія. Найбільш поширеними є легководні реактори, які поділяються на два основні типи. У таких системах звичайна (легка) вода одночасно виконує дві функції — вона сповільнює нейтрони та слугує теплоносієм, що переносить тепло від активної зони до енергетичної установки.

У реакторах з **киплячою водою (Boiling Water Reactor, BWR)** активна зона складається з паливних елементів, що являють собою стрижні з металевою оболонкою, всередині яких розміщено ядерне паливо у вигляді керамічних таблеток діоксиду урану (UO_2). Стрижні формуються в тепловидільні збірки, кожна з яких містить від 60 до 100 елементів. Загальна кількість таких стрижнів у реакторі може сягати десятків тисяч.

Активна зона розташована всередині герметичного резервуара, який витримує високий тиск. В процесі роботи тепло, що утворюється внаслідок поділу ядер урану, передається воді, яка циркулює через активну зону. У результаті вода нагрівається і частково перетворюється на пару. Водяна пара підіймається до верхньої частини резервуара, де відокремлюється від рідини та спрямовується на парову турбіну. Під дією пари турбіна обертається, приводячи в дію електрогенератор. Після цього пара проходить через конденсатор, де охолоджується і знову переходить у рідкий стан. Вода, що утворилася, знову надходить у реактор, утворюючи замкнутий цикл.

Потужність BWR-ректора регулюється за допомогою керуючих стрижнів, які містять матеріали з високим коефіцієнтом поглинання нейтронів, зокрема бор. Введення цих стрижнів в активну зону дозволяє зменшити інтенсивність ланцюгової реакції, а отже — знизити теплову потужність. У випадках аварійного вимкнення реактора стрижні миттєво опускаються у зону поділу. Додаткове регулювання здійснюється зміною витрати теплоносія.

Найпоширенішим типом реакторів у світі залишаються реактори з **водою під тиском (Pressurized Water Reactor, PWR)**. Їхня конструкція передбачає, що вода в активній зоні не закипає, оскільки перебуває під високим тиском. Тепло, яке генерується в реакторі, передається воді вторинного контуру через парогенератор (випарник). У цьому теплообміннику вода первинного контуру циркулює трубками, нагріваючи воду вторинного контуру, яка перетворюється на пару й подається до турбіни. У PWR-ректорах потужність регулюється як введенням або виведенням регулювальних стрижнів, так і зміною концентрації бору в теплоносії, що впливає на швидкість ядерної реакції.

1.2. Робота основного технологічного устаткування АЕС

Ядерні реактори є інженерними установками, що забезпечують контрольоване проведення ланцюгових ядерних реакцій, під час яких вивільняється значна кількість енергії. Основними ізотопами, що беруть участь у таких процесах, є уран-235 (U-235), уран-238 (U-238) та плутоній-239 (Pu-239). Вивільнена енергія використовується для нагрівання теплоносія, який перетворюється на пару. Ця пара спрямовується на турбіну, де, розширюючись, обертає турбогенератор. У результаті обертання генератора виробляється електроенергія, яка через трансформатори приводиться до високої напруги та передається в електромережу.

Основні компоненти ядерного реактора:

1. «Паливо є джерелом енергії, і воно повинно відповідати міжнародним стандартам безпеки, зокрема вимогам, викладеним у документі “AEA Safety Standards for Protecting People and the Environment”, опублікованому Міжнародним агентством з атомної енергії (МАГАТЕ) у 2017 році» [17]. Найпоширенішим паливом для енергетичних реакторів є ізоотоп урану-235. Уран застосовується у вигляді оксиду (UO_2), карбїду, нітриду або в металевому стані. Найчастіше використовують керамічні гранули оксиду урану, які поміщають у металеві трубки — паливні стрижні. Стрижні об'єднуються у паливні касети та розміщуються в активній зоні реактора. Наприклад, у водо-водяному енергетичному реакторі (PWR) потужністю 1000 МВт активна зона може містити до 51 000 паливних стрижнів, у яких знаходиться понад 18 мільйонів гранул.

2. Сповільнювач нейтронів. Сповільнювач використовується для зменшення кінетичної енергії (швидкості) нейтронів, які вивільняються при поділі ядер. Сповільнені (теплові) нейтрони з більшою ймовірністю викликають нові поділи ядер U-235, що сприяє підтриманню ланцюгової

реакції. Найбільш поширеними сповільнювачами є легка вода (H_2O), важка вода (D_2O) або графіт.

3. Керуючі стрижні (керувальні стяги). Вони відіграють ключову роль у регулюванні ланцюгової ядерної реакції в активній зоні реактора. Вони виготовлені з матеріалів, які мають високу здатність поглинати нейтрони (наприклад, бор, кадмій або гафній). Завдяки своїй рухливості, стрижні можуть змінювати своє положення в активній зоні — повністю або частково занурюючись у неї. Це дозволяє зменшувати або збільшувати інтенсивність реакції в залежності від необхідного рівня потужності. У разі аварійної ситуації або для термінового зупинення реактора (так званий "SCRAM"), стрижні швидко опускаються в паливну зону, миттєво поглинаючи надлишок нейтронів і припиняючи ядерну реакцію.

4. Охолоджувальна рідина (теплоносій). Основна функція теплоносія — ефективне відведення тепла, що утворюється під час процесу поділу ядер. Охолоджувальна рідина не тільки запобігає перегріванню активної зони, але й сприяє підтриманню оптимального теплового режиму в паливних елементах. Тип рідини залежить від конструкції реактора і може включати легку або важку воду, гелій, рідкі метали (наприклад, натрій або свинець), а також спеціальні розплавлені солі (наприклад, солі на основі берилію). У більшості енергетичних реакторів у ролі теплоносія використовується звичайна вода під тиском.

5. Парогенератор. Він забезпечує передачу тепла від первинного контуру реактора до вторинного, де вода випаровується й утворює пару для приводу турбін. У реакторах типу PWR (реактори з водою під тиском) нагріта вода з активної зони циркулює по теплообміннику — парогенератору — не випаровуючись, передаючи своє тепло вторинному контуру. У результаті утворюється пара, яка обертає турбіну й приводить у дію генератор електроенергії. Пара, що утворюється, може містити короткоживучі радіоактивні ізотопи, наприклад, азот-16, однак

радіоактивність є незначною і швидко розпадається. Варто зазначити, що процес випаровування води у реакторі змінює її щільність: утворення парових пустот призводить до зменшення кількості сповільнювача, що впливає на швидкість ланцюгової реакції — це природний механізм зворотного зв'язку, який допомагає стабілізувати реактор.

6. Контеймент або герметична оболонка. Він виготовляється зі сталі або залізобетонна, розташована навколо ядерного реактора та парогенераторів. Він герметичний і призначений для того, щоб запобігти витоку радіоактивних елементів в навколишнє середовище, особливо у випадку аварії.

1.3. Методологія LCA

«Life Cycle Assessment (Оцінка життєвого циклу, LCA) є ключовим інструментом сучасної екологічної аналітики, що дозволяє комплексно оцінити вплив продукції, послуг або процесів на довкілля протягом усього їхнього життєвого циклу — від видобутку сировини до остаточної утилізації (від колиски до могили)» [21]. Метод LCA широко застосовується в промисловості, енергетиці, сільському господарстві, транспортуванні та інших секторах, де є потреба у прийнятті рішень з урахуванням екологічної складової. Ця методологія базується на чотирьох ключових етапах, визначених у міжнародних стандартах ISO 14040 та ISO 14044

— **Стандарт ISO 14040:2006.**

«Міжнародний стандарт ISO 14040:2006 має назву «Environmental management — Life cycle assessment — Principles and framework» (Екологічне управління — Оцінювання життєвого циклу — Принципи та структура)» [22]. Цей документ визначає загальні принципи та рамкову структуру для проведення оцінки життєвого циклу. Він не встановлює жорстких методик,

натомість надає методологічну основу, яка дозволяє адаптувати підхід до конкретних об'єктів дослідження.

У контексті ядерної енергетики, застосування ISO 14040 набуває особливої ваги. LCA-аналіз ядерного палива охоплює всі етапи паливного циклу — видобуток уранової руди, її збагачення, виготовлення тепловидільних елементів, експлуатацію реактора, управління відпрацьованим паливом і остаточну утилізацію радіоактивних відходів. Під час оцінки враховуються такі параметри, як:

- споживання природних ресурсів;
- викиди парникових газів;
- кількість і тип радіоактивних відходів;
- використання земельних і водних ресурсів;
- інші показники впливу на довкілля.

Зібрана в результаті оцінювання інформація дозволяє порівнювати ядерну енергетику з іншими джерелами енергії за критеріями сталого розвитку. Зокрема, результати LCA часто слугують базою для розробки екологічної політики, ухвалення стратегічних рішень щодо розвитку енергетичного сектору та оптимізації ядерно-паливного циклу з метою зменшення негативного впливу на навколишнє середовище.

— Стандарт ISO 14044.

Для оцінки життєвого циклу ядерного палива є детальним методологічним документом, який доповнює загальні принципи стандарту ISO 14040 і встановлює конкретні вимоги щодо проведення всебічного аналізу екологічного впливу. Застосування цього стандарту дозволяє здійснювати науково обґрунтоване оцінювання життєвого циклу, що є важливим для прийняття рішень у сфері ядерної енергетики. Використання ISO 14044 у практиці сприяє оптимізації технологій ядерно-паливного циклу, зниженню обсягів викидів і забезпечує можливість об'єктивного порівняння з альтернативними джерелами енергії. Результати оцінки життєвого циклу на

основі цього стандарту нерідко слугують основою для розробки екологічної стратегії, формування політики у сфері енергетики та ухвалення управлінських рішень на державному або корпоративному рівні.

У залежності від цілей дослідження та специфіки аналізованої системи можуть застосовуватись різні підходи до оцінки життєвого циклу.

- Атрибутивний підхід використовується для аналізу безпосереднього екологічного сліду конкретного продукту або технології у межах існуючої системи виробництва.
- Консеквенційний підхід дозволяє оцінити зміни екологічного навантаження внаслідок трансформацій у виробництві, змін у попиті чи політичних рішеннях.
- Гібридний підхід поєднує елементи обох попередніх і дає змогу враховувати не лише технічні, але й економічні та соціальні аспекти.

Попри широке застосування та інструментальну цінність, метод LCA має певні обмеження. Серед основних — неповнота або відсутність доступу до якісних даних, труднощі у прогнозуванні довготривалих наслідків, різниця у методологічних підходах та нестача уніфікованих баз даних. Водночас розвиток цифрових технологій, автоматизованих систем обробки даних, моделювання та впровадження інструментів на основі штучного інтелекту відкриває нові можливості для вдосконалення та підвищення ефективності оцінки життєвого циклу в ядерній енергетиці.

РОЗДІЛ 2

МАТЕРІАЛИ ТА МЕТОДИ ДОСЛІДЖЕНЬ

«Ядерний паливний цикл являє собою сукупність виробничих процесів, що забезпечують функціонування ядерних реакторів паливом та визначають порядок поводження з відпрацьованим паливом після його використання» [11]. Цей цикл починається з видобутку уранової руди, її збагачення та виготовлення паливних елементів, далі включає використання палива в реакторі для генерації енергії, після чого охоплює етапи поводження з відпрацьованим паливом, його тимчасове зберігання, переробку або остаточне захоронення. Ефективне управління ядерним паливним циклом має вирішальне значення як для стабільного забезпечення енергосистеми ядерним паливом, так і для мінімізації екологічних ризиків, пов'язаних з утворенням радіоактивних відходів. У зв'язку з цим цикл потребує ретельного нагляду, відповідності міжнародним стандартам безпеки та постійного вдосконалення технологій, що дозволяє забезпечити довгострокову екологічну та енергетичну стабільність.

2.1. Послідовність технологічних процесів у ядерно-паливному циклі

Ядерний паливний цикл охоплює комплекс послідовних технологічних етапів, які забезпечують підготовку, використання та подальше поводження з ядерним паливом у процесі його застосування в енергетичних реакторах. «Відправною точкою циклу є видобування уранової сировини з природних родовищ, що здійснюється як шахтним способом, так і відкритим видобутком» [12]. Видобутий матеріал переробляється з метою отримання концентрату триоксиду урану (U_3O_8), який надалі піддається процесу

збагачення для підвищення концентрації ізотопу U-235. Збагачений уран переводиться в хімічну форму гексафториду урану, який потім перетворюється на діоксид урану (UO_2) і формує паливні елементи у вигляді таблеток, що розміщуються в трубках із цирконієвого сплаву. Такі елементи об'єднуються у паливні збірки, які розміщуються в активній зоні ядерного реактора. У процесі контрольованої ядерної реакції відбувається поділ ядер урану з виділенням тепла, що використовується для перетворення води на пару та виробництва електроенергії. Після завершення використання паливо вилучається з реактора і зберігається у спеціальних водяних басейнах на території станції, що забезпечує охолодження та зниження радіоактивності. Подальший етап передбачає або переробку відпрацьованого палива з метою повторного використання залишкового урану та плутонію, або його довготривале зберігання у сховищах. У різних країнах застосовуються як відкриті цикли, де паливо після використання не переробляється, так і замкнені цикли, що передбачають вторинне використання ядерних матеріалів. Обидва підходи мають свої переваги й обмеження, але ключовим фактором залишається дотримання принципів екологічної безпеки та ефективного використання ресурсів.

2.1.1. Добування урану

Першим етапом у структурі ядерного паливного циклу є експлораційні роботи, які полягають у вивченні потенційних уранових родовищ з метою підтвердження їхнього існування та оцінки промислового значення. До таких досліджень належать геологічна та геофізична розвідка, буріння свердловин, аналіз кернів, а також дослідження поверхневих шарів ґрунту. Тільки після того, як отримано підтвердження наявності уранових мінералів у достатній концентрації, розпочинається наступний етап –

видобування. Уран можуть добувати як відкритим способом у кар'єрах, так і підземними технологіями. «Серед альтернативних методів особливо виділяється технологія *in-situ recovery* (ISR), яка передбачає вилуговування урану без фізичного видобутку руди на поверхню» [16]. Цей метод передбачає закачування спеціального розчину (кислотного або лужного) у водопроникні пласти, внаслідок чого уран розчиняється і виводиться на поверхню для подальшої обробки. Ця технологія придатна лише для геологічних умов, де поклади урану розміщуються між водотривкими шарами на відносно малій глибині — орієнтовно до 200 метрів. Її основними перевагами є зменшення ризиків для персоналу, менші фінансові витрати та зменшення потреби в інфраструктурі. Водночас наявні й недоліки, зокрема ризик розповсюдження вилуговувальних розчинів за межі родовища з подальшим забрудненням підземних вод, а також складність відновлення природного стану ґрунтів після завершення видобутку. В процесі можуть утворюватися токсичні шлами, які або утилізують у спеціальні наземні резервуари, або закачують у глибинні свердловини.

Подальший технологічний процес передбачає первинну підготовку уранової руди. Після видобутку відбувається оцінка якості руди, визначається вміст урану та інші параметри, що впливають на ефективність подальшої переробки. Руда розмелюється, проходить через фільтраційні установки або піддається хімічній обробці для отримання концентрату урану у вигляді триоксиду (U_3O_8), що візуально має колір від жовтуватого до темного, залежно від складу. У результаті вміст урану в концентраті може досягати близько 80%. Отриманий матеріал транспортується на спеціалізовані підприємства для подальшого збагачення та виготовлення паливних елементів.

«У разі виготовлення палива для легководних ядерних реакторів частину урану-235 можна замінити на ізотоп плутонію-239, утворюючи змішане оксидне паливо MOX (mixed oxide fuel)» [15]. Це паливо формується

шляхом комбінування плутонію, вилученого з опроміненого палива або з надлишкових збройних запасів, з природним або частково збагаченим ураном. Незважаючи на технічні переваги, впровадження МОХ-палива викликає окремі занепокоєння, зокрема щодо екологічних ризиків, пов'язаних із переробкою та транспортуванням плутонію, які вимагають особливо жорстких заходів безпеки.

Комплексний підхід до аналізу життєвого циклу ядерного палива дозволяє оцінити вплив кожного з етапів — від геологічної розвідки до остаточного використання — на довкілля та здоров'я населення, що забезпечує основу для формування стратегії сталого розвитку ядерної енергетики.

2.1.2. Процес збагачення урану

«Збагачення урану є ключовим етапом ядерного паливного циклу, що передбачає підвищення концентрації ізотопу урану-235 (U-235) у природному урані» [14]. Цей ізотоп відіграє вирішальну роль у підтриманні ланцюгової ядерної реакції, тому збагачений уран є основною сировиною для виробництва ядерного палива. Найбільш поширеною технологією збагачення є газова центрифуга, хоча також застосовуються метод газової дифузії, електромагнітне розділення та лазерна сепарація.

Газова дифузія. Метод газової дифузії базується на різниці швидкостей молекул гексафториду урану (UF_6), яка зумовлена відмінністю маси ізотопів U-235 та U-238. Основою цього методу є принцип статистичної механіки, згідно з яким усі молекули газу мають однакову середню кінетичну енергію. Через різну масу молекули U-235 рухаються дещо швидше за молекули U-238, що дозволяє частіше проходити через пористі бар'єри з мікроскопічними отворами. Завдяки багаторазовому повторенню цього

процесу у спеціальних установках поступово збільшується вміст легшого ізотопу у суміші. Хоча цей метод був широко застосовуваним у середині ХХ століття (зокрема, на заводах у штатах Огайо та Кентуккі, США), з часом він втратив актуальність через високу енергозатратність.

Газова центрифуга. Найефективнішим і найсучаснішим способом збагачення є використання газових центрифуг. У цьому методі циліндричний барабан обертається з надзвичайно високою швидкістю (до 50 000 об/хв), внаслідок чого важчі молекули U-238 концентруються ближче до стінок, а легші U-235 — ближче до осі обертання. Збагачення досягається поетапно — через каскадне з'єднання багатьох центрифуг, де частково збагачений газ переміщується далі, а збіднений — повертається на початок процесу. Завдяки високій ефективності та відносно низькому споживанню енергії цей метод переважає в сучасній ядерній промисловості.

Електромагнітна сепарація. Менш поширений, але науково значущий метод — електромагнітне розділення, засноване на використанні магнітних та електричних полів для поділу іонізованих частинок урану. Після іонізації атоми урану прискорюються у магнітному полі, внаслідок чого траєкторії їхнього руху залежать від маси частинки: іони U-235 відхиляються сильніше, ніж U-238. Метод має високу точність, проте низьку продуктивність через обмеження щільності іонних пучків, тому здебільшого використовується для лабораторних або спеціалізованих потреб.

Лазерне збагачення. Лазерна сепарація ізотопів — це найсучасніший та найперспективніший метод. Його суть полягає в опроміненні гексафториду урану лазерами з точно підбраною довжиною хвилі, що збуджує лише молекули U-235, не впливаючи на U-238. Після вибіркового збудження молекули U-235 легше піддаються фізичному чи хімічному впливу (наприклад, іонізації або реакції з іншими речовинами), що дає змогу їх відокремити. Перевагою методу є висока селективність та

потенційно менші витрати енергії, однак він потребує надточного обладнання та все ще знаходиться на стадії комерційного вдосконалення.

2.1.3. Процес виготовлення ядерного палива

Фінальним етапом у створенні палива, придатного для використання в ядерних реакторах, є процес його безпосереднього виготовлення. На спеціалізованих підприємствах збагачений уран перетворюють на оксид урану (UO_2) у вигляді керамічного порошку. Цей порошок піддається ретельному подрібненню з метою досягнення однорідної структури та однакового розміру частинок.

У подальшому порошок дозовано подається у формувальні матриці, де під високим тиском пресується у невеликі циліндричні таблетки. Після цього пресовані заготовки проходять етап спікання в печах при високих температурах, що надає їм необхідної міцності та стабільності. Отримані керамічні таблетки (гранули) мають діаметр приблизно 1 см та становлять основу майбутніх паливних елементів.

Ці гранули завантажують у металеві трубки, які утворюють паливні стрижні. Матеріал оболонки зазвичай стійкий до високих температур і корозії, зокрема використовується цирконієвий сплав. Стрижні, у свою чергу, формують у стандартні паливні збірки (або ТВЕЛі — тепловиділяючі елементи), які є структурними компонентами активної зони ядерного реактора.

Паливні збірки компонуються у «пучки», геометрія та склад яких залежать від конструкції конкретного типу реактора (наприклад, реактори типу PWR, BWR тощо). Кожна така збірка має визначену щільність розташування стрижнів і відповідний рівень збагачення урану для забезпечення необхідного реакційного потенціалу.

Після встановлення в активну зону реактора, паливні елементи починають випромінювати нейтрони внаслідок реакцій поділу ядер U-235. Ці нейтрони ініціюють подальші акти поділу, підтримуючи ланцюгову ядерну реакцію, що супроводжується виділенням великої кількості теплової енергії, яка використовується для виробництва електроенергії.

2.2. Ядерно-паливний цикл після АЕС: категорії відходів, та їх зберігання

У процесі експлуатації кожної атомної електростанції (АЕС) неминуче утворюються радіоактивні відходи (РАВ). «Вони класифікуються за рівнем радіоактивності на низькоактивні (НАВ), середньоактивні (САВ) та високоактивні відходи (ВАВ). Додатково РАВ диференціюються за типом радіоактивності (альфа-, бета-, гамма-випромінювання), фізико-хімічним складом, питомою активністю та тривалістю періоду напіврозпаду.» [27]. Перед подальшим поводженням з відходами здійснюється їх первинна обробка, яка передбачає сортування за видами, зменшення об'ємів, хімічну стабілізацію та дезактивацію. Після цього відходи проходять стадію кондиціонування, що забезпечує їх безпечне зберігання, як тимчасове (на майданчику АЕС), так і остаточне захоронення у спеціалізованих сховищах. У переважній більшості випадків відходи, що генеруються на АЕС, належать до категорій НАВ та САВ.

На всіх діючих АЕС України функціонує система безперервного радіаційного моніторингу, яка спрямована на гарантування безпеки персоналу та захист довкілля. «Згідно з даними контролю, річне індивідуальне опромінення персоналу залишається значно нижчим від встановленої межі в 5 сЗв/рік» [4]. Окрім того, здійснюється постійний аналіз викидів у повітряне середовище — зокрема інертних газів, довгоживучих

ізотопів і йоду-131. За результатами вимірювань, концентрації викидів перебувають на 1–3 порядки нижче встановлених нормативів.

Щорічне зростання об'ємів накопичення РАВ на вітчизняних АЕС становить приблизно 4–6 % для твердих і 11–13 % для рідких відходів відносно проектних потужностей сховищ. Хоча високоактивні відходи об'ємно займають незначну частку загальної маси, їхня радіоактивність на декілька порядків перевищує показники НАВ і САВ. Основні джерела ВАВ — це відпрацьоване ядерне паливо, оскловані продукти ядерного поділу, а також активовані компоненти ядерних реакторів.

Утворення НАВ і САВ відбувається на всіх етапах життєвого циклу ядерного палива — від видобутку урану до його утилізації. Обсяги відходів значною мірою залежать від типу реактора та вимог до поводження з РАВ у тій чи іншій країні. Наприклад, «У Німеччині реактор типу PWR потужністю 1300 МВт щороку генерує близько 60 м³ НАВ і САВ та близько 26 мегаграмів використаного палива.» [29]. За весь період експлуатації (приблизно 35 років) такий реактор продукує близько 5700 м³ НАВ. Загалом, у межах національної ядерної програми, Німеччина розраховує на необхідність остаточного захоронення приблизно 300000 м³ радіоактивних відходів.

Під час процесу збагачення урану утворюється значний обсяг побічної речовини — збідненого урану. Незважаючи на те, що він не класифікується як типовий відхід, завдяки своїй залишковій енергетичній цінності та можливостям застосування у промислових і військових сферах, він часто вважається вторинним ресурсом. Загалом, етапи збагачення урану та виробництва палива для ядерних реакторів супроводжуються формуванням певних обсягів відходів, хоча їх кількість, як правило, є обмеженою. Серед типових відходів, що виникають у цих процесах, можна виокремити такі:

- **Використана тара та ємності**, що слугували для зберігання і транспортування матеріалів ядерного циклу;

- **Тверді залишки**, здебільшого з кремнеземною основою, що з'являються внаслідок очищення сировинного урану. Часто вони містять радіоактивні компоненти та токсичні хімічні сполуки у підвищених концентраціях;
- **Технологічні і побутові відходи** (наприклад, іонообмінні матеріали, фільтрувальні елементи, паперові вироби), які можуть бути забруднені радіонуклідами, зокрема ізотопами урану (U-235, U-238), а також такими елементами, як торій (Th) і радій (Ra);
- **Рідкі відходи**, серед яких — промивні води, залишки технологічних розчинів і рідин, що використовувалися для очищення обладнання. У складі таких рідин часто фіксується наявність як радіоактивних, так і токсичних хімічних речовин;
- **Газоподібні викиди**, що виникають у результаті технологічних процесів. Серед них — сполуки азоту й сірки, а також інші гази, здатні містити радіоізотопи та шкідливі домішки хімічного походження.

Радіоактивні відходи, що виникають переважно в ході переробки відпрацьованого ядерного палива, можуть мати різну фізичну форму. Зокрема, газоподібні відходи є одним із типових продуктів ядерно-паливного циклу. Вони утворюються як в результаті ядерного розпаду, так і внаслідок хімічних реакцій, що супроводжують переробку радіоактивних речовин. Такі гази часто містять радіоізотопи, які становлять серйозну загрозу як для людського здоров'я, так і для екосистем.

Одним із джерел появи газоподібних радіоактивних викидів є розпад продуктів делення, що відбувається під час функціонування ядерних реакторів або у процесах вторинної переробки палива. У таких випадках можуть виділятися радіоактивні гази, зокрема радон (Rn), криптон (Kr), ксенон (Xe), а також вуглекислий газ (CO₂), у складі якого можуть бути присутні домішки радіонуклідів.

Ще одним потенційним джерелом газоподібних радіоактивних викидів є випаровування з водних розчинів, у разі, коли в них потрапляють радіоактивні компоненти. При нагріванні або випаровуванні таких рідин у повітря може виділятися, наприклад, радон або CO_2 з радіоактивними домішками.

З метою зниження ризиків, пов'язаних із цим типом відходів, при зберіганні радіоактивних речовин застосовується технологія дегазації, що дозволяє запобігти неконтрольованому викиду шкідливих газів. Варто враховувати, що навіть на етапі довготривалого зберігання певні ізотопи здатні вивільнятися у газоподібній формі, що потребує ретельного моніторингу та регулювання.

Системи поводження з газоподібними радіоактивними відходами передбачають збір, очищення та дезактивацію у спеціалізованих установках. Лише після проходження відповідних процедур очищення ці речовини можуть бути безпечно знешкоджені або ізольовані. Така діяльність потребує впровадження сучасних технологічних рішень та дотримання високих стандартів безпеки, оскільки газоподібні радіоактивні речовини є особливо небезпечними через їхню здатність швидко поширюватися в атмосфері.

Високоактивні відходи (ВВВ) можуть проявлятися у різних агрегатних станах, зокрема у рідкій формі, яка виникає внаслідок розчинення радіоактивних елементів, таких як цезій-137 (Cs-137), стронцій-90 (Sr-90), плутоній (Pu) та інші продукти розпаду урану та споріднених ізотопів. У такому стані радіоактивні речовини можуть входити до складу складних хімічних сполук, зокрема утворювати хімічні реагенти в процесах очищення та переробки ядерного палива. Деякі технологічні методи, що застосовуються у цих процесах, передбачають використання органічних розчинників, які виконують роль екстрагентів для вилучення цінних радіонуклідів. Ці органічні рідини також самі стають джерелом рідких радіоактивних відходів.

Крім рідких, ВАВ також існують у твердій формі. Серед них — контаміновані матеріали, такі як забруднене технологічне сміття, лабораторне скло, засоби індивідуального захисту та обладнання. У багатьох випадках скляні матеріали з високим рівнем радіоактивності перетворюють шляхом вітрифікації (склування), що дозволяє забезпечити їх довготривале безпечне зберігання. Також до твердих ВАВ належать залишки урану та плутонію, які залишаються після процесів переробки або збагачення ядерних матеріалів. Ці рештки можуть бути повторно використані в ядерному паливному циклі або підлягають безпечній утилізації відповідно до чинних регламентів.

Важливу групу складають тверді відходи, що виникають під час роботи ядерних реакторів, зокрема відпрацьовані паливні касети та пошкоджені або зношені внутрішні компоненти реактора. У процесі збагачення, переробки та очищення ядерного палива також утворюються тверді залишки у вигляді фільтрувального осаду, шламу та інших продуктів, що можуть містити високу концентрацію радіонуклідів. Зважаючи на високий рівень небезпеки, поводження з такими відходами потребує спеціалізованих технічних рішень і суворого контролю на всіх етапах — від збирання до остаточного захоронення.

Усі види радіоактивних відходів потребують спеціальної переробки та організації тимчасового зберігання. Незалежно від того, чи включає паливний цикл повторну переробку відпрацьованого ядерного палива, тимчасове зберігання як самого палива, так і супутніх радіоактивних відходів є обов'язковим етапом.

Особливістю зберігання відпрацьованого палива та високоактивних відходів (ВАВ) є необхідність тривалої витримки перед остаточною утилізацією або подальшою переробкою. Така витримка дає змогу зменшити тепловиділення та знизити рівень активності короткоживучих ізотопів. Низько- та середньоактивні відходи (НАВ та САВ), навпаки, не вимагають

тривалого зберігання між стадіями обробки, і їхнє зберігання має носити мінімальний за тривалістю технічний характер.

Міжнародне агентство з атомної енергії (МАГАТЕ) ще у 1995 році виділило три основні підходи до зберігання відпрацьованого палива:

- Водяні басейни – традиційна технологія мокрого зберігання;
- Сухі герметичні контейнери — забезпечують безконтактне середовище;
- Контейнери у бетонних сховищах — горизонтальне або вертикальне розміщення в залізобетонних укриттях.

Лише обмежена кількість об'єктів зберігання реалізована під землею – прикладами є водне сховище у Швеції та один із чотирнадцяти німецьких сухих сховищ. Водночас сухий метод усе більше набуває популярності через меншу вірогідність аварій, пов'язаних із корозією або відмовою охолоджувальних систем, що властиві мокрому зберіганню. Крім того, витрати на сухі сховища зазвичай нижчі.

Проте сухе зберігання має і свої технічні виклики: зокрема, підвищене механічне навантаження на паливні елементи, а також необхідність збереження герметичності контейнерів упродовж десятиліть. Тривала стабільність систем зберігання залежить від низки факторів: типу палива, конструкції контейнерів, умов завантаження. Через обмежену кількість експлуатаційних даних передбачити поведінку палива на тривалому інтервалі важко.

Більшість наявних сховищ не гарантують повного захисту від потенційних витоків радіонуклідів у нормальних умовах (як у водних басейнах), а також не забезпечують належного контролю у разі надзвичайних ситуацій, включаючи падіння літака чи теракт. Системи захисту, як правило, обмежуються лише одним фізичним бар'єром, зокрема при сухому зберіганні у контейнерах. У деяких випадках, наприклад, у La Hague (Франція), такий захист взагалі відсутній.

З огляду на аналіз безпеки, сухе зберігання в герметичних контейнерах наразі визнається найбільш надійною технологією, хоч і не позбавленою ризиків. Підвищити рівень безпеки можливо за рахунок модернізації інфраструктури, проте це вимагає значних фінансових інвестицій, що часто стримує держави та операторів.

Усі три згадані стратегії зберігання можуть бути реалізовані як безпосередньо на території АЕС, так і в окремих сховищах. Водночас, з міркувань зменшення транспортного навантаження, підвищення безпеки та зниження витрат, найбільш доцільним рішенням у багатьох країнах є організація зберігання безпосередньо на майданчику станції. Саме такий підхід було обрано у Німеччині протягом останніх років (BFS, 2005).

За 10 років Україна заплатила країні-агресору близько 1,5 млрд. дол. США за зберігання відпрацьованого палива. Вже на сьогодні від виробників накопичено іонізуючого випромінювання, а саме радіоактивних відходів: в зоні відчуження Чорнобильської АЕС — близько 1,1 млрд. м³ РАВ; в уранодобувній і переробній промисловості — 65,5 млн. м³ РАВ; на працюючих АЕС — 70 тис. м³.

2.3. Повторна обробка та переробка відпрацьованого ядерного палива (ВЯП)

Проблематика поводження з відпрацьованим ядерним паливом залишається однією з найскладніших у сфері екологічної безпеки. Це питання має не лише технічну, а й значну політичну, економічну та соціальну складову. З огляду на постійне збільшення обсягів такого палива в усьому світі, його зберігання та переробка стають усе більш актуальними, і ця проблема не втратить своєї гостроти у майбутньому.

«У середньому, відпрацьоване ядерне паливо (ВЯП) містить близько 96% урану (U), приблизно 1% плутонію (Pu) та близько 3% високоактивних радіоактивних елементів.» [9] І уран, і плутоній можуть бути вилучені шляхом хімічної переробки, зокрема за допомогою екстракційних технологій, які дозволяють виокремити ці елементи з розчину та концентрувати у вигляді оксидів або солей. Така обробка дає змогу використовувати вилучені компоненти повторно.

Уран, наприклад, піддають перетворенню на гексафторид урану (UF_6), який згодом проходить повторне збагачення. Завдяки повторному використанню урану підприємства мають можливість заощадити до 30% природного ресурсу. Плутоній, у свою чергу, може бути поєднаний з ураном для виготовлення змішаного оксидного палива (MOX), що знижує потребу у додатковому збагаченні урану або виробництві збідненого пального.

Однак економічна доцільність повторного використання плутонію значною мірою залежить від ринкової вартості природного урану. Поки ціна на свіжий уран залишається відносно низькою, багато країн утримуються від масової переробки ВЯП, обмежуючись лише частковими програмами. Водночас низка енергоблоків у країнах Західної Європи вже активно використовують перероблений плутоній для роботи в комерційних реакторах.

Процес переробки починається з розчинення відпрацьованого палива в кислотному середовищі — зазвичай це сірчана або азотна кислота. У результаті паливо розділяється на три основні фракції: уран, плутоній та високоактивні відходи. Залежно від подальшої мети, кожен із компонентів піддається спеціалізованій обробці.

Як уже зазначалося, уран і плутоній після обробки знову можуть бути використані у паливному циклі. Високоактивні відходи, натомість, не підлягають подальшому застосуванню і потребують спеціального поводження. Їх вилучають у різних фізичних і хімічних формах, і залежно від властивостей (радіоактивність, термічна активність, леткість), здійснюється

їх технічна кондиціонування, знезараження, упаковка та зберігання до моменту остаточного захоронення.

РОЗДІЛ 3

РЕЗУЛЬТАТИ ДОСЛІДЖЕНЬ ТА ЇХНЄ ОБГОВОРЕННЯ

3.1. Оцінка LCA до Хмельницької АЕС

Проведення оцінки життєвого циклу (LCA — Life Cycle Assessment) для Хмельницької атомної електростанції (ХАЕС) дає змогу отримати цілісне уявлення про екологічне навантаження протягом усього «життя» ядерного палива: від початкового видобутку уранової сировини до остаточного поводження з відпрацьованим паливом. У контексті екологічного аналізу Хмельницької атомної електростанції (ХАЕС) доцільно застосувати методологію оцінки життєвого циклу (Life Cycle Assessment, LCA), що базується на міжнародних стандартах ISO 14040 та ISO 14044.

Видобуток і переробка урану

Основним паливом для реакторів типу ВВЕР-1000 на ХАЕС є оксид урану (UO_2), збагачений до 3–5% ізотопом U-235. Уран надходить з родовищ Казахстану, Канади, Австралії, іноді — з внутрішніх джерел. На етапі видобутку, особливо за технології in-situ recovery (ISR), вилуговування, відбувається значне навантаження на підземні води через застосування кислотних або лужних розчинів. Для отримання 1 тонни урану необхідно переробити до 1000 тонн руди, що потребує близько **5,5 ГДж енергії**. З огляду на це, повний цикл підготовки 1 тонни збагаченого палива супроводжується споживанням понад **5,4 млн МДж**, або приблизно **1,5 ГВт·год електроенергії**.

Екологічний вплив:

- Атмосферні викиди: У процесі видобутку 1000 тонн руди на рік використовується орієнтовно 50 000 літрів дизеля. За умови, що кожен

літр дизельного палива спричиняє викид 2,68 кг CO₂, загальна кількість викидів становить 134 тонни CO₂ на рік.

- Радіаційне навантаження: Відвали породи навколо шахт мають підвищену концентрацію радіонуклідів, що в десятки разів перевищує природний радіаційний фон (до 3 мкЗв/год при нормі 0,1–0,2 мкЗв/год).
- Забруднення водних об'єктів: Через вилуговування радіоактивних речовин із руд, існує ризик потрапляння урану та продуктів його розпаду у ґрунтові та поверхневі води.

За даними МАГАТЕ «концентрація радіонуклідів у відвалах породи може перевищувати природний фон у десятки разів». Дослідження територій біля уранових шахт показали підвищений радіаційний фон до 0,5-3 мкЗв/год норма якої є 0,1-0,2 мкЗв/год. Важливим аспектом є забруднення води через вилуговування уранових сполук, які вимагають застосування сучасних технологій очищення. Розрахунок викидів CO₂ на етапі видобутку урану:

- середня витрата дизельного палива на 1 тонну уранової руди – 50 л.
- викиди CO₂ від згоряння 1 л дизеля – 2,68 кг.
- якщо для потреб ХАЕС видобувається 1000 тонн руди на рік, загальні викиди CO₂ становлять: **50 л × 1000 т × 2,68 кг = 134 000 кг CO₂ (134 т CO₂ на рік)**. Після того, як уран (U) видобули, він збагачується, що передбачає використання великої кількості електроенергії, основним постачальником якої є теплові електростанції, і враховуючи те, що на стадії генерації електроенергії на ХАЕС, викиди CO₂ в атмосферне повітря мінімальні, непрямий вуглецевий слід формується ще на стадії переробки палива.

Генерація електроенергії на ХАЕС:

На території ХАЕС функціонують два енергоблоки типу ВВЕР-1000. Річне виробництво електроенергії сягає 14–15 млрд кВт·год, що забезпечує частку понад 10% у загальному виробництві електроенергії України. Прямі

викиди CO₂ від роботи реакторів фактично відсутні (<0,01 г/кВт·год). Проте споживання води для охолодження становить близько 35 млн м³/рік (7 л/кВт·год), що впливає на гідроекосистему річки Горинь. Підігріта вода, що повертається у природне середовище, призводить до локального термічного забруднення, зокрема, підвищення температури в зоні скиду на 2–3°C.

Серед непрямих викидів — благородні радіоактивні гази (ксенон, криптон), які виділяються у контрольованих межах. Річна доза опромінення для населення в зоні спостереження становить 0,5 мЗв/рік, що не перевищує встановлений міжнародними стандартами поріг у 1 мЗв/рік.

Основні етапи зовнішнього виробництва ядерного палива:

- Конверсія уранової руди (U₃O₈) у гексафторид урану (UF₆).
- Збагачення ізотопу U-235 до необхідного рівня (~3 – 5%) – найбільш енергоємний етап.
- Перетворення UF₆ у діоксид урану (UO₂).
- Формування паливних таблеток і збірок (ТВЕЛів).

За наявними оцінками, загальна енерговитратність становить орієнтовно 100 МДж на 1 кг палива. Оскільки ХАЕС споживає ~54 000 кг палива на рік, загальне енергоспоживання буде становити: **54 000 × 100 МДж = 5 400 000 МДж або 1,5 ГВт·год/рік**. Також в процесі використовують хімічні реагенти, метали, воду і таким чином створюються промислові відходи. Оскільки виробництво здійснюється на інших підприємствах, точні викиди CO₂ варіюються залежно від технологій, які використовують ті підприємства. Проте за середніми оцінками, цей етап формує до 40–60% загального вуглецевого сліду ядерної електроенергії (без врахування аварій чи відпрацьованого палива). Процес виробництва електроенергії на ХАЕС відбувається з використанням теплової енергії ядерного поділу в реакторах типу ВВЕР-1000. Важливо зазначити, що саме цей етап життєвого циклу характеризується мінімальними прямими викидами CO₂, що є головною перевагою генерації ядерної енергії над процесом добування урану (U), але

станція використовує воду з річок Горинь та Південний Буг. Після охолодження вона повертається назад у водойми з підвищеною температурою, що може негативно впливати на водні екосистеми.

Розрахунок водоспоживання:

- Середнє споживання води для охолодження $2,5 \text{ м}^3$ на $1 \text{ МВт} \times \text{год}$.
- Річне виробництво електроенергії – $14\,000 \text{ ГВт} \times \text{год}$.

Отже: $14\,000\,000 \text{ МВт} \times \text{год} \times 2,5 \text{ м}^3 = 35\,000\,000 \text{ м}^3$ води на рік.

Транспортування відпрацьованого палива та відходів:

Відпрацьоване ядерне паливо яке охолоджується у басейнах витримки на території ХАЕС потім транспортується до централізованого сховища в зоні відчуження або інших об'єктів. Для цього використовуються захищені контейнери типу ТК-6 та спеціалізовані залізничні вагони або автотранспорт. Весь процес проходить за затвердженими маршрутами та супроводжується відповідними службами безпеки. Оцінка викидів CO_2 :

- Витрата дизеля: 30 л на 100 км .
- Відстань до сховища: 300 км .
- Перевезення 54 тонн палива на рік (10 рейсів): $30 \text{ л} \times 10 \times 3 \times 2,68 \text{ кг} = 2\,412 \text{ кг CO}_2$ на рік.

Цей показник є незначним у загальному LCA аналізі, однак транспортування має бути здійснене з дотриманням стандартам безпеки.

Управління відходами:

Управління радіоактивними відходами на ХАЕС охоплює весь цикл поводження з відпрацьованим паливом та іншими забрудненими матеріалами. Основні категорії відходів:

- високоактивні відходи (ВВВ) відпрацьоване ядерне паливо,
- середньоактивні та низькоактивні відходи (САВ, НАВ) – забруднений інвентар, спецодяг, фільтри.

ВВВ тимчасово зберігається у водних басейнах, а згодом переводиться у сухі сховища. САВ та НАВ проходять сортування, дезактивацію, цементацію або битумування і поміщаються в контейнери для довготривалого зберігання.

Розрахунок кількості ВВВ:

- Один реактор ВВЕР-1000 споживає ~27 тонн уранового палива на рік.
- На ХАЕС діє два реактори: $27 \times 2 = 54$ **тонни відпрацьованого палива на рік.**

Довготривале зберігання відходів потребує ізолюваних споруд із системами контролю витоків, моніторингу та захисту. Крім того, передбачається участь України в будівництві централізованого сховища відпрацьованого палива.

Для об'єктивного аналізу екологічного профілю ХАЕС проведено порівняння з іншими джерелами енергії. Дані зведено у таблицю 3.2.:

Таблиця 3.2. ориг.

Порівняльна таблиця джерел енергії

Джерело енергії	Викиди CO ₂ (г/кВт·год)	Водоспоживання (л/кВт·год)	Радіоактивні відходи	Джерело
Вугільна ТЕС	900	3	відсутні	IEA, 2022; Ecoinvent v3.9
Газова ТЕС	450	2	відсутні	IEA, 2022
ХАЕС	10	7	наявні	Оцінка LCA ХАЕС, власні розрахунки, 2025
Вітрова енергетика	15	0,2	відсутні	IPCC, 2021; REN21, 2023
Сонячна енергетика	50	0,1	відсутні	IPCC, 2021; REN21, 2023

Згідно з цими даними, АЕС демонструє низький рівень викидів CO₂, однак поступається відновлюваним джерелам у контексті поводження з відходами та використання водних ресурсів. Основним екологічним обмеженням є утворення радіоактивних відходів, які зберігають небезпеку протягом тисячоліть.

3.2. Основні детермінанти ядерної економіки

Економіку ядерної енергетики слід розглядати як галузь прикладної науки, що вивчає оптимальні шляхи розвитку, організації та функціонування технологій, пов'язаних з ядерним паливом та виробництвом електроенергії. Ця галузь охоплює не лише обрахунок вартості кіловат-години, а й пов'язана з аналізом капіталовкладень, операційних витрат, довгострокових ризиків, витрат на поводження з відходами та зняття з експлуатації.

Особливістю ядерної енергетики є домінування фіксованих витрат у структурі собівартості. Близько двох третин вартості електроенергії припадає на капітальні витрати, незалежні від режиму експлуатації станції. Лише третина становить змінні витрати, пов'язані з закупівлею палива, обслуговуванням і технічним персоналом.

Станом на 2017 рік у 31 країні світу діяло 191 атомна електростанція, які сумарно експлуатували 448 енергоблоків. З них 162 були виведені з експлуатації. «У період з 1977 по 2016 роки було зупинено будівництво 92 ядерних реакторів у 17 державах. Особливо показовим є той факт, що у першій половині 2016 року не розпочато будівництво жодного нового енергоблоку. Згідно з міжнародними звітами, за цей самий період спостерігалось активне зростання генерації електроенергії з відновлюваних джерел: виробництво вітрової енергії зросло на 17%, сонячної – на 33%, а з атомної – лише на 1,3%.» [17].

«У ряді країн, зокрема Китаї, Індії, Бразилії, Японії та Нідерландах, вже спостерігається переважання обсягів виробництва електроенергії з вітру над атомною. Це пов'язано не лише з екологічними чинниками, а й з економічними: згідно з даними компанії Lazard, виробництво електроенергії з вітру та сонця може бути на 80% дешевшим у порівнянні з атомною енергетикою.» [17].

Важливим фактором є значне споживання ресурсів. Для отримання однієї тонни урану необхідно переробити приблизно 1000 тонн уранової руди, з утворенням великого обсягу радіоактивних відходів. Також атомні станції використовують приблизно 6–8 літрів води на кожну кіловат-годину, що вдвічі більше, ніж на теплових електростанціях. Стічні води АЕС несуть як теплове, так і радіоактивне навантаження на довкілля.

Ще однією проблемою є старіння енергоблоків. «У період 2010–2020 років приблизно 80% діючих у світі енергоблоків досягли або перевищили проектний термін експлуатації (30 років).» [16]. Виведення з експлуатації вимагає значних фінансових ресурсів, наявність яких часто є під питанням.

За розрахунками дослідника Open Pease, «Перехід на відновлювану енергетику в країнах ОЕСР дозволив би заощадити понад 1500 млрд доларів США та створити близько 2,9 млн нових робочих місць до 2050 року.» [39].

Незважаючи на вищу вартість електроенергії, атомна енергетика має потенціал зниження витрат за рахунок:

1. Скорочення термінів будівництва (приклад Китаю): завдяки стандартизації та ефективному управлінню можливе зменшення термінів спорудження енергоблоків з 8 до 5 років, що позитивно впливає на економіку проєктів.
2. Зменшення витрат на поводження з відпрацьованим паливом шляхом більш ефективного використання палива (глибше вигорання) та оптимізації паливного циклу.
3. Підвищення коефіцієнта використання встановленої потужності (КВВП): при підвищенні КВВП з 84% до 90% продуктивність електростанції зростає на 7%, що знижує питомі витрати.
4. Подовження проектного терміну служби станції: нові енергоблоки проєктуються з розрахунку на 60 років експлуатації, що дозволяє розподілити витрати на довший період та інвестувати накопичені фонди в ефективні інструменти.

Таким чином, сучасна атомна енергетика, яка використовує теплові реактори 2-го і 3-го покоління, які працюють на урановому паливі у відкритому паливному циклі, економічно нежиттєздатна, навіть з державними гарантіями, елімінуються частина ринкових ризиків. Зростання витрат в ядерній енергетиці відбувається на тлі постійно дешевшають неядерних типів енергетики, як традиційних, так і нових. Подальший розвиток ядерної енергетики буде пов'язано з впровадженням нових типів реакторів, нових видів палива, способів переробки ВЯП і методів повного знищення екологічно небезпечних радіонуклідів.

3.3. Екологічні проблеми в атомній енергетиці

Атомна енергетика базується на використанні ядерного палива, що містить ізотопи з високим атомним числом, здатні до самопідтримуваних реакцій поділу з виділенням значної кількості теплової енергії. Ця енергія трансформується в електричну шляхом приводу турбогенераторів. Утім, радіоактивна природа ядерного палива зумовлює виникнення значного обсягу відходів, які потребують багаторічного, а подекуди й багатівікового ізолюваного зберігання. «Питання безпечного поводження з цими відходами набуває особливої актуальності в контексті ризиків контамінації ґрунтів і водоносних горизонтів» [6].

Безпекові аспекти експлуатації АЕС залишаються ключовим вектором екологічних досліджень, що зумовлено прикладами масштабних інцидентів, таких як аварії на ЧАЕС та Фукусімі. Для мінімізації антропогенного навантаження перспективними напрямками є впровадження реакторів нового покоління, що характеризуються зменшенням обсягів РАВ, удосконаленням технологій довготривалого зберігання і утилізації РАВ, а також активізація переходу до альтернативних енергетичних систем. Відновлювана енергетика,

зокрема вітрові установки, практично не утворює парникових газів та споживає мінімум водних ресурсів, хоча розміщення турбін теж супроводжується екологічними викликами.

Фактори впливу атомної енергетики на довкілля умовно поділяються на прямі (операційні) та непрямі (опосередковані). До перших належать зміни землекористування, теплова деградація повітря і води, генерація рідких, газових та твердих радіоактивних відходів, електромагнітне забруднення, акустичні впливи, а також вилучення територій для інфраструктури АЕС. До непрямих відносяться процеси, пов'язані з видобутком та транспортуванням палива, а також виготовленням обладнання для АЕС.

Комплексний негативний вплив на природно-природні системи (НПС) обумовлює зарахування АЕС до категорії об'єктів з високим ступенем екологічної небезпеки. Наприклад, у 2012 році викиди хімічних речовин від стаціонарних джерел в Україні становили 0,25% від загального обсягу, скиди забруднених стічних вод – 0,6%, утворення промислових відходів – 0,5%. Особливу екологічну загрозу становить теплова деструкція водних об'єктів, пов'язана з обсягами теплоносія для охолодження енергетичних установок.

Вплив АЕС на довкілля класифікується як: радіоактивне забруднення атмосфери, гідросфери та біоти; трансформація природних режимів водокористування; зміна структури землекористування через створення інфраструктурних об'єктів та накопичення РАВ. За даними досліджень, у процесі функціонування енергоблоків відбувається суттєве зростання активності радіонуклідів, що є потенційною небезпекою навіть за відсутності аварій.

Серед штучних радіонуклідів особливу небезпеку становлять «Цезій-137, стронцій-90 і плутоній не мають аналогів у природному середовищі й проявляють високу токсичність для біоти» [7]. Їх накопичення веде до мутаційних процесів, канцерогенних захворювань та екологічної деградації.

Окрему увагу фахівців привертає проблема теплового забруднення, що інтенсифікує кліматичні зміни. Незважаючи на численні наукові публікації, повний обсяг довгострокових наслідків діяльності АЕС залишається недостатньо вивченим.

Усі технологічні цикли ядерної енергетики супроводжуються викидами радіонуклідів у середовище, що створює потенційний радіаційний ризик. Радіоактивні викиди бувають газоподібними та аерозольними, а скиди – у вигляді розчинів або суспензій. За характером надходження вони можуть бути плановими, контрольованими, або непередбаченими (аварійними). Радіонукліди поширюються в атмосфері, воді, ґрунтах, переходять у біологічні ланцюги.

У штатному режимі найбільш значущий внесок у дозове навантаження населення мають інертні радіоактивні гази (ІРГ), зокрема ізомери ксенону й криптону. До 90% опромінення населення поблизу АЕС пов'язане саме з цими елементами. Інші джерела опромінення включають харчову ланку (радіонукліди ^{131}I , ^{137}Cs , ^{90}Sr) і ґрунт, але їх внесок значно нижчий. Річна доза від експлуатації АЕС зазвичай не перевищує частки мкЗв/рік і є у 10 000 разів меншою за природний фон.

Благородні гази, зокрема ксенон і криптон, хоча й класифікуються як парникові, мають незначний внесок у зміну клімату через малі концентрації. Вони не взаємодіють із озоновим шаром напряму, але за певних умов можуть бути залучені в хімічні процеси, що опосередковано впливають на атмосферу. Їх інертність водночас сприяє тривалому збереженню в атмосфері.

У разі надзвичайних ситуацій, як-от руйнування захисних оболонок реактора, домінуючими джерелами опромінення стають ізомери йоду, а згодом – довгоживучі ^{137}Cs і ^{90}Sr . Їх дія проявляється у вигляді хронічного накопичення в органах, тканинах, екосистемах. Геохімічна міграція забезпечує поступове зростання їх концентрацій.

У контексті впливу на людину варто зазначити, що будь-який ядерний об'єкт зобов'язаний надавати звітність про склад і обсяги викидів. Наприклад, у 2009 році такі звіти охоплювали близько 10 000 сторінок, в яких вказувалися типи, обсяги та дози опромінення. Всі параметри відповідали межах, встановленим NRC. Навіть у пікові роки радіаційне навантаження на населення залишалось в сотні разів нижчим за допустимі рівні.

Людський організм постійно піддається впливу природного радіаційного фону, зокрема від ізотопів вуглецю та калію. Додаткові джерела – медичні процедури, технічне обладнання, промислові відходи – також формують радіаційний баланс. Сумарна доза від природного випромінювання оцінюється в 3 мЗв/рік, де 1,2 мЗв припадає на радон. Інші благородні гази, як-от аргон чи гелій, хоча й інертні, при високій концентрації можуть мати фізіологічний ефект шляхом витіснення кисню.

Контроль за дозовим навантаженням забезпечується через обчислення на основі активності викидів, моделей розповсюдження та біокінетичних характеристик. Ці заходи гарантують відповідність стандартам 10 CFR 50, додаток I.

Таким чином, хоча дози, які отримує населення внаслідок діяльності АЕС, залишаються на безпечному рівні, необхідність системного екологічного моніторингу, попереджувальних заходів та інноваційних технологій зберігається в довгостроковій перспективі.

ВИСНОВКИ

1. Розглянуто повний життєвий цикл ядерного палива, а саме процес видобутку урану, процес збагачення урану та процес виготовлення ядерного палива, на цих етапах також розглядалися відходи, які виникають під час конкретного процесу. Було окремо розглянути категорію ядерних відходів, різні види відходів, процедури зберігання, утилізації, переробки.

2. Оцінка життєвого циклу (LCA) для Хмельницької АЕС дозволила виявити основні джерела екологічного навантаження, що виникають протягом усіх етапів функціонування станції. Найбільш вуглецеємним виявився етап видобутку уранової руди, який спричиняє 134 тонни CO₂ щорічно внаслідок споживання 50 000 л дизельного пального. Радіаційне навантаження в зонах видобутку досягає 3 мкЗв/год, що в 15–30 разів перевищує природний фон (0,1–0,2 мкЗв/год).

3. Виробництво ядерного палива, хоч і здійснюється поза межами ХАЕС, потребує близько 5 400 000 МДж (1,5 ГВт·год) енергії на рік, що становить до 40–60% непрямого вуглецевого сліду. Генерація електроенергії на самій станції має мінімальні викиди CO₂, проте споживає приблизно 35 млн м³ води на рік для охолодження. Етап транспортування відпрацьованого палива спричиняє лише 2,41 тонни CO₂ на рік, але вимагає дотримання суворих норм безпеки. Загалом на ХАЕС щороку утворюється 54 тонни відпрацьованого ядерного палива, що потребує складних і тривалих заходів зберігання.

4. Розглянуто викиди радіоактивних благородних газів, таких як криптон (Kr), ксенон (Xe), які утворюються на етапі (додати якому) в кількості (вкіжіть якій). Ризик для довкілля від криптону та ксенону є помірним.

5. Річна доза опромінення населення, що проживає біля ХАЕС, в середньому становить близько 3 мЗв.

СПИСОК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ

1. Азаров С., Сидоренко В., Задунай О. Аналіз факторів техногенного впливу АЕС на довкілля. – Київ: Ін-т ядер. дослідж. НАН України, 2023. – 132 с.
2. Андреев Д. В. Вплив змінної енергетики на навколишнє середовище: автореф. дис. канд. техн. наук. – Київ: НАУ, 2023. – 50 с.
3. Бекман І. Н. Ядерні технології . — 2018. — [Електронний ресурс]. – Режим доступу: https://stud.com.ua/163357/tehnika/yaderni_tehnologiyi (дата звернення: 09.10.2023).
4. Бегун В. В., Широков С. В., Бегун С. В. Культура безпеки в ядерній енергетиці: підручник. – К.: НАУ, 2012. – С. 27–53.
5. Вишневський І., Давидовський В., Трофименко А. Екологічно чиста атомна енергетика: технічні, економічні, соціальні, політичні аспекти // Вісник. – 2001. – № 9. – С. 13.
6. ВП «Хмельницька АЕС» (філія АТ «НАЕК «Енергоатом»). Звіт про виконання заходів з моніторингу та контролю впливу на довкілля при видобуванні питних підземних вод з Нетішинського родовища за 2024 рік. – 2025. – [Електронний ресурс]. – Режим доступу: <https://www.netishynrada.gov.ua/notice/2025/...> (дата звернення: 21.04.2025).
7. Всі разом. Атомна галузь палає. Що не так з ринком електроенергії в Україні? [Електронний ресурс]. – Режим доступу: <https://vsirazom.ua/article/atomna-galuz-palaie-shho-ne-tak-z-rinkom-elektroenergii-v-ukraini> (дата звернення: 08.11.2023).
8. Українське ядерне товариство. Вплив ядерної галузі на розвиток України [Електронний ресурс]. – Режим доступу: <https://ukrns.org/wp-content/uploads/2023/02/analitichnij-zvit-ukryat-2020.pdf> (дата звернення: 11.02.2024).
9. ГО «Екодія». Аналітична довідка щодо особливостей добудови Хмельницької АЕС / ГО «Екодія». – Київ: Екодія, 2024. – 18 с. –

- [Електронний ресурс]. – Режим доступу: <https://ecoaction.org.ua/wp-content/uploads/2024/12/Analytical-note-khaes-dobudova2024s.pdf> (дата звернення: 12.03.2025).
10. ДП «НАЕК «Енергоатом». Звіт з оцінки впливу на довкілля. Хмельницька АЕС, енергоблок №1. – 2023. – [Електронний ресурс]. – Режим доступу: <https://eia.menr.gov.ua/en/case/id-10551> (дата звернення: 12.03.2025).
 11. ДП «НАЕК «Енергоатом». Звіт з поводження з радіоактивними відходами при експлуатації АЕС за 2023 рік. – 2023. – [Електронний ресурс]. – Режим доступу: [https://energoatom.com.ua/storage/media/files/\(1\)radioactive_waste_2023.pdf](https://energoatom.com.ua/storage/media/files/(1)radioactive_waste_2023.pdf) (дата звернення: 12.03.2025).
 12. ДП «НАЕК «Енергоатом». Радіаційний стан навколо Хмельницької АЕС за період з 17.04.2023 по 24.04.2023 [Електронний ресурс]. – Режим доступу: <https://old.energoatom.com.ua/news-links-xaes2023.html> (дата звернення: 12.03.2025).
 13. Іванов Є. А. Радіоекологічні дослідження: навч. посібник. – Львів: ЛНУ імені Івана Франка, 2004. – 184 с.
 14. Мінекономрозвитку України. Оцінювання життєвого циклу. ДСТУ ISO 14040:2013. – Київ, 2014. – 35 с.
 15. Виконавчий комітет Полонської міської ради територіальної громади. Оголошення про початок громадського обговорення звіту з оцінки впливу на довкілля. – 2021. – [Електронний ресурс]. – Режим доступу: <https://polotg.gov.ua/news/1733753054/> (дата звернення: 05.04.2025).
 16. Паличкова С. Г. Електроенергетика та охорона навколишнього середовища. Функціонування енергетики в сучасному світі. Кн. 5. – Київ: Енергетика, 2013. – 97 с.
 17. Пашков А. П., Щаслива Л. А., Пашков С. І. Інформаційні та еколого-економічні аспекти поводження з радіоактивними відходами на АЕС [Електронний ресурс]. – Режим доступу:

- <https://ela.kpi.ua/server/api/core/bitstreams/3cc6b8cb-5c9c-407b-89d7786a3b57ead0/content> (дата звернення: 11.02.2024).
18. Талерко М. М. [та ін.]. Радіоекологічне районування зони впливу АЕС // Ядерна енергетика та довкілля. – 2023. – № 3. – С. 59–72.
 19. Хмельницька АЕС (ВП НАЕК «Енергоатом»). Фінансова та виробнича звітність за 2023 рік. – 2023. – [Електронний ресурс]. Режим доступу: <https://old.energoatom.com.ua/parts/pdf-file/report-2023.pdf> (дата звернення: 22.04.2025)
 20. Хмельницька ОДА. Висновок з оцінки впливу на довкілля [Електронний ресурс]. – Режим доступу: <https://www.adm-km.gov.ua/wp-content/uploads/2020/01/-20197254176.pdf> (дата звернення: 23.03.2025).
 21. Anim-Sampong S., Akaho E. H. K., Boadu H. O. Fuel depletion analyses for the HEU core of GHARR-1 // Proc. of Int. Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors. – Budapest, 1999.
 22. Atomic Energy and Alternative Energies Commission (CEA). The nuclear fuel cycle. – 2005. – [Електронний ресурс]. – Режим доступу: <https://www.cea.fr/english/Documents/thematic-publications/nuclear-fuel-cycle.pdf> (дата звернення: 17.03.2024)
 23. Atomic Energy Commission (CEA). Nuclear reactors. – France: CEA, 2016. – ISSN 1637-5408.
 24. Chaplin R. A. Thermal power plants. Nuclear reactor steam generation. – Canada: Department of Chemical Engineering, University of New Brunswick, 2010. – 112 p.
 25. Enabling Environments: Creating the Conditions for Wider Deployment of Nuclear Energy. – Washington: International Ministerial Conference on Nuclear Power in the 21st Century, 2022. – 124 p.
 26. International Energy Agency (IEA). Nuclear power. – 2023. – [Електронний ресурс]. – Режим доступу: <https://www.iea.org/energy-system/electricity/nuclear-power#tracking> (дата звернення: 09.03.2024).

27. International Atomic Energy Agency (IAEA). Getting to the Core of the Nuclear Fuel Cycle. – 2012. – [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://www.iaea.org/sites/default/files/18/10/nuclearfuelcycle.pdf> (дата звернения: 09.11.2023).
28. International Atomic Energy Agency (IAEA). Noble gas monitoring. – Vienna: IAEA. – 2019. – [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://nucleus.iaea.org/sites/orpnet/training/workplacemonitoring/Shared%20Documents/11%20Noble%20gas%20monitoring.pdf> (дата звернения: 09.11.2023).
29. International Atomic Energy Agency (IAEA). Nuclear Reactor Technology Assessment for Near Term Deployment. – Vienna: IAEA, 2023. – (Nuclear Energy Series, No. NR-T-1.10).
30. International Atomic Energy Agency (IAEA). Terms for Describing Advanced Nuclear Power Plants. – Vienna: IAEA, 2023. – (Nuclear Energy Series, No. NR-T-1.19).
31. International Atomic Energy Agency (IAEA). Status and Trends in Spent Fuel Reprocessing. – 2005. – [Электронный ресурс]. – Режим доступа: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/te_1467_web.pdf (дата звернения: 09.11.2023).
32. International Atomic Energy Agency (IAEA). The Nuclear Fuel Cycle. – 2018. – [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://www.iaea.org/sites/default/files/19/02/the-nuclear-fuel-cycle.pdf> (дата звернения: 09.11.2023).
33. ISO 14044:2006. Environmental management – Life cycle assessment – Requirements and guidelines. – Geneva: International Organization for Standardization, 2006. – 46 p.
34. McFarlane J., Hunter B. A., Chapel A. S. Review of molten salt reactor off-gas management considerations // Nuclear Engineering and Design. – 2021. – [Электронный ресурс]. – Режим доступа:

<https://www.sciencedirect.com/science/article/abs/pii/S0029549321004817>

(дата звернення: 03.04.2024).

35. National Nuclear Laboratory. Uranium Enrichment and Fuel Manufacture – 2020. – [Електронний ресурс]. – Режим доступу: https://ukinventory.nda.gov.uk/wp-content/uploads/2021/03/20201222-Official-Rep-PO023346_fact-sheet-04.pdf (дата звернення: 09.03.2024).
36. Lenzen M. Life cycle energy and greenhouse gas emissions of nuclear energy: a review // *Energy Conversion and Management*. – 2014. – Vol. 49(8). – P. 2178–2199.
37. STUK – Radiation and Nuclear Safety Authority. Types of nuclear power plants [Електронний ресурс]. – Режим доступу: <https://stuk.fi/en/types-of-nuclear-power-plants> (дата звернення: 08.11.2023).
38. United Nations Economic Commission for Europe. Life Cycle Assessment of Electricity Generation Options [Електронний ресурс]. – 2021. – Режим доступу: https://unece.org/sites/default/files/2021-11/LCA_final.pdf (дата звернення: 08.11.2023).
39. World Nuclear Association. Nuclear Power in the World Today. – 2023. – [Електронний ресурс]. – Режим доступу: <https://world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/nuclear-power-in-the-world-today> (дата звернення: 11.03.2024).
40. World Nuclear Association. Nuclear Power Reactors. – 2024. – [Електронний ресурс]. – Режим доступу: <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/nuclear-power-reactors> (дата звернення: 11.04.2024).