

**КИЇВСЬКИЙ НАЦІОНАЛЬНИЙ УНІВЕРСИТЕТ  
БУДІВНИЦТВА І АРХІТЕКТУРИ**

Факультет інженерних систем та екології

Кафедра технологій захисту навколишнього середовища та охорони праці

**ПОЯСНЮВАЛЬНА ЗАПИСКА  
ДО АТЕСТАЦІЙНОЇ ВИПУСКНОЇ РОБОТИ  
НА ЗДОБУТТЯ ОСВІТНЬОГО СТУПЕНЯ БАКАЛАВРА**

на тему:

«Технології захисту навколишнього середовища при експлуатації атомних  
електростанцій»

Снегур Ірина Сергіївна

Київ 2024 р.

**КИЇВСЬКИЙ НАЦІОНАЛЬНИЙ УНІВЕРСИТЕТ  
БУДІВНИЦТВА І АРХІТЕКТУРИ**

Факультет інженерних систем та екології  
Кафедра технологій захисту навколишнього середовища та охорони праці

**ЗАТВЕРДЖУЮ**

Завідувач кафедри

Ткаченко Т.М. \_\_\_\_\_

„\_\_\_” \_\_\_\_\_ 2024 року

**ПОЯСНЮВАЛЬНА ЗАПИСКА  
ДО АТЕСТАЦІЙНОЇ ВИПУСКНОЇ РОБОТИ  
НА ЗДОБУТТЯ ОСВІТНЬОГО СТУПЕНЯ БАКАЛАВРА**

на тему:

«Технології захисту навколишнього середовища при експлуатації атомних  
електростанцій»

Виконав студент групи ТЗНС-20

Спеціальність: 183 «Технології захисту  
навколишнього середовища»

Снегур Ірина Сергіївна

Керівники: к.т.н., доц. Василенко Л.О.

Київ 2024 р

**КИЇВСЬКИЙ НАЦІОНАЛЬНИЙ УНІВЕРСИТЕТ  
БУДІВНИЦТВА І АРХІТЕКТУРИ**

Факультет: інженерних систем та екології

Кафедра: технологій захисту навколишнього середовища та охорони праці

Освітній рівень: бакалавр

Спеціальність: 183 «Технології захисту навколишнього середовища»

**ЗАТВЕРДЖУЮ**

Завідувач кафедри

Ткаченко Т.М. \_\_\_\_\_

„\_\_\_” \_\_\_\_\_ 2024 року

**ЗАВДАННЯ  
ДО ВИКОНАННЯ АТЕСТАЦІЙНОЇ ВИПУСКНОЇ РОБОТИ  
НА ЗДОБУТТЯ ОСВІТНЬОГО СТУПЕНЯ БАКАЛАВРА**

\_\_\_\_\_ Снегур Ірина Сергіївна \_\_\_\_\_

(прізвище, ім'я та по батькові студента)

1. Тема роботи: Технології захисту навколишнього середовища при експлуатації атомних електростанцій

затверджена наказом ректора КНУБА № \_\_\_\_\_ від «\_\_» \_\_\_\_\_ 20\_\_ р.

2. Керівники роботи: к.т.н., доц. Василенко Л.О.

(прізвище, ім'я та по батькові, науковий ступінь, вчене звання)

3. Строк подання студентом роботи до захисту

4. Зміст пояснювальної записки за розділами: Вступ. Сучасний стан використання атомної енергії в Україні. Технічна і технологічна характеристика Запорізької АЕС. Вплив діяльності аес на навколишнє середовище. Поводження з відходами на Запорізькій АЕС. Сучасні технології утилізації радіоактивних відходів АЕС. Висновки. Список використаної літератури.

5. Графічний матеріал: дипломна робота містить 10 рисунків та 20 таблиць з вихідними даними та розрахунками.

6. Календарний план виконання роботи: а) наукова частина;  
б) практична частина.

| Види робіт та їх зміст                                   | Дата виконання |
|--|----------------|
| Вступ  |                |
| Сучасний стан використання атомної енергії в Україні     |                |
| Технічна і технологічна характеристика Запорізької АЕС   |                |
| Вплив діяльності аес на навколишнє середовище            |                |
| Поводження з відходами на Запорізькій АЕС                |                |
| Сучасні технології утилізації радіоактивних відходів АЕС |                |
| Висновки   |                |
| Список використаної літератури                           |                |
| Остаточне оформлення роботи                              |                |
| Направлення роботи на рецензування, перевірку на плагіат |                |
| Попередній захист роботи на кафедрі                      |                |

7. Консультанти розділів атестаційної випускної роботи

| Розділ    | Прізвище, ініціали та посада консультанта | Перевірив |        |
|-----------|---|-----------|--------|
|           |   | Дата      | Підпис |
| Розділ 1. |   |           |        |
| Розділ 2. |   |           |        |
| Розділ 3. |   |           |        |
| Розділ 4. |   |           |        |
| Розділ 5. |   |           |        |

8. Дата видачі завдання \_\_\_\_\_

Зав. кафедри

\_\_\_\_\_ (підпис)

\_\_\_\_\_ (прізвище та ініціали)

Керівник

\_\_\_\_\_ (підпис)

\_\_\_\_\_ (прізвище та ініціали)

Студент

\_\_\_\_\_ (підпис)

\_\_\_\_\_ (прізвище та ініціали)

## Реферат

Робота викладена на 107 сторінках друкованого тексту, містить 10 рисунків та 20 таблиць. Перелік посилань включає 44 джерела.

На сьогоднішній день зросла кількість радіоактивних відходів, які потребують спеціального зберігання та утилізації. Це на пряму пов'язано з введенням енергоефективних технологій.

Відходи від АЕС мають дуже високу радіоактивність, що негативно впливає на стан здоров'я людини, а також на навколишнє середовище. Саме тому, їх утилізація має бути ефективною та детально спланованою. Усі методи утилізації мають як переваги, так і вади. Існують багато видів утилізації радіаційних відходів, основні з яких – окиснення, плавлення, термічна обробка, цементування та інші.

Всі організації, які мають справу з радіоактивними відходами повинні мати ефективний метод їх зберігання, бо такі відходи можуть нести загрозу протягом довгого часу, а також не можуть бути нагально утилізовані. Процес їх зберігання повинен постійно бути під контролем задля безпеки людей та навколишнього середовища.

Мета дипломної роботи – дослідити та проаналізувати сучасні технології зберігання та утилізації радіоактивних відходів атомних електростанцій з метою встановлення оптимальних способів їхньої обробки та зменшення негативного впливу на довкілля.

**Ключові слова:** *радіоактивні відходи, методи утилізації рв, захоронення радіоактивних відходів*

## Зміст

|           |  |    |
|-----------|--|----|
|           | Вступ.....   | 8  |
| Розділ 1. | СУЧАСНИЙ СТАН ВИКОРИСТАННЯ АТОМНОЇ ЕНЕРГІЇ В УКРАЇНІ .....                     | 10 |
| 1.1.      | Принцип роботи атомних електростанцій .....                                    | 14 |
| 1.2.      | Проблеми ядерної енергетики .....  | 19 |
| 1.3.      | Вплив атомних станцій на довкілля .....  | 28 |
| Розділ 2. | ТЕХНІЧНА І ТЕХНОЛОГІЧНА ХАРАКТЕРИСТИКА ЗАПОРІЗЬКОЇ АЕС .....                   | 31 |
| 2.1.      | Основні проектні характеристики та експлуатаційні показники .....              | 31 |
| 2.2.      | Характеристика джерел впливу АЕС на навколишнє природне середовище .....       | 35 |
| Розділ 3. | ВПЛИВ ДІЯЛЬНОСТІ АЕС НА НАВКОЛИШНЄ СЕРЕДОВИЩЕ .....                            | 40 |
| 3.1.      | Чинники впливу на навколишнє природне середовище .....                         | 40 |
|           | ....   |    |
| 3.1.1.    | Тепловий вплив .....   | 40 |
| 3.1.2.    | Хімічний вплив .....   | 44 |
| 3.2.      | Вплив на поверхневі та підземні води .....                                     | 50 |
| 3.3.      | Вплив на повітряне середовище .....  | 57 |
|           | ....   |    |
| 3.4.      | Вплив на ґрунти .....  | 63 |
| 3.5.      | Вплив на рослинний, тваринний світ та об'єкти природно-заповідного фонду ..... | 67 |
| Розділ 4  | ПОВОДЖЕННЯ З ВІДХОДАМИ НА ЗАПОРІЗЬКІЙ АЕС .....                                | 70 |
| 4.1.      | Класифікація радіоактивних відходів .....                                      | 70 |
| 4.2.      | Фізичні та хімічні властивості радіоактивних матеріалів ..                     | 74 |
| 4.3.      | Утворення нерадіоактивних відходів .....                                       | 75 |
| 4.4.      | Поводження з РРВ при експлуатації енергоблоків ЗАЕС..                          | 76 |
| 4.5.      | Поводження з ТРВ при експлуатації енергоблоків.....                            | 82 |
| 4.6.      | Поводження з небезпечними та загальнопромисловими відходами.....               | 83 |
| Розділ 5. | СУЧАСНІ ТЕХНОЛОГІЇ УТИЛІЗАЦІЇ РАДІОАКТИВНИХ ВІДХОДІВ АЕС.....                  | 85 |
| 5.1.      | Методи утилізації радіоактивних відходів.....                                  | 85 |
| 5.2.      | Оцінка ефективності методів утилізації.....                                    | 95 |
| 5.3.      | Приклади успішних проектів з утилізації радіоактивних відходів .....           | 97 |

|                                     |     |
|-------------------------------------|-----|
| Висновки .....                      | 100 |
| Список використаної літератури..... | 103 |

## Вступ

*Актуальність роботи.* Атомна енергетика відіграє визначальну роль у виробництві електроенергії в Україні. Вона є базовою складовою в енергозабезпеченні країни, виробляючи до 50 % вітчизняної електроенергії. За цим показником Україна посідає шосте місце в світі (після Франції, Литви, Словаччини, Бельгії та Швеції). Водночас за кількістю енергетичних атомних реакторів (15 од.) Україна посідає восьме місце в світі. Атомна енергетика повинна зіграти вирішальну роль у підвищенні енергетичної безпеки країни, сталому енергозабезпеченні економіки, покращанні екологічної ситуації – такі стратегічні завдання належить виконати цій галузі згідно з Енергетичною стратегією України на період до 2030 року [1, 2].

На сучасному етапі розвитку суспільства вже практично всім стало очевидно, що «екологічно чистих» або «абсолютно безпечних» енергетичних технологій бути не може. Використання кожної з них для вироблення електроенергії неминуче супроводжується тим чи іншим видом негативних дій. Так, при будівництві та експлуатації АЕС, які виробляють базисну електроенергію, більшою чи меншою мірою існують негативні впливи на навколишнє середовище, такі як:

- хімічне, теплове і радіоактивне забруднення навколишнього природного середовища (атмосферного повітря, водних і земельних ресурсів, об'єктів біосфери);
- шумовий та електромагнітний вплив на обслуговуючий персонал;
- вилучення земельних ресурсів під енергетичне будівництво;
- використання водних ресурсів для виробничих потреб;
- активізація екзогенних геодинамічних процесів у системі «об'єкт енергетики – геологічне середовище».

Враховуючи вищенаведені факти, актуальним є розгляд питання щодо впливу діяльності атомних станцій на навколишнє природне середовище.

Метою дипломної роботи є розгляд екологічних аспектів впливу діяльності Запорізької АЕС на стан навколишнього природного середовища.

**Об'єкт досліджень:** Запорізька АЕС

**Предмет досліджень:** вплив діяльності Запорізької АЕС на навколишнє середовище.

**Методи дослідження:**

1. Аналіз наукової літератури: проведення аналізу наукових джерел, що пов'язані з технологіями зберігання та утилізації радіоактивних відходів АЕС, з метою визначення актуальних проблем, технологій та підходів.

2. Експертні оцінки: вивчення думок та оцінок експертів з питань зберігання та утилізації радіоактивних відходів АЕС, що дозволяє визначити найбільш перспективні напрямки дослідження.

## Розділ 1

# СУЧАСНИЙ СТАН ВИКОРИСТАННЯ АТОМНОЇ ЕНЕРГІЇ В УКРАЇНІ

Розвиток людського суспільства нерозривно пов'язаний з використанням природних ресурсів нашої планети, з споживанням різних видів енергії во все зростаючих масштабах. Усі здобутки сучасної цивілізації – величезна різноманітність товарів, різний за швидкістю і комфортом транспорт, космічні польоти і т.д. – можливі завдяки тій величезній кількості штучної енергії, яку виробляє людство.

В основі виробництва теплової та електричної енергії лежить процес спалювання копалин енергоресурсів – вугілля, нафти, газу.

У сучасному світі питання енергоспоживання з кожним роком набуває все більшої значущості. Збільшення потреби в електроенергії є результатом розвитку світової промисловості, збільшення кількості населення, намаганнями зменшити обсяги викидів вуглецю в атмосферу та інших факторів. У той же час, неможливість довгострокового використання вичерпних ресурсів, таких як: нафта, вугілля, природний газ, та незадовільні кліматичні та/або географічні умови, в результаті чого з'являється обмеження у застосуванні альтернативних джерел виробництва електроенергії (сонячне випромінювання, вітер, тепло земних надр), дозволяє атомній енергетиці зайняти чільне місце в загальному енергетичному комплексі світу. Відповідно до даних Міжнародного агентства атомної енергії (МАГАТЕ), атомна генерація забезпечує більше половини всього виробництва електроенергії України. Цей факт підтверджує важливість та необхідність розвитку атомної енергетики в державі.

Масштаб добутку та витрачання копалин енергоресурсів, металів, споживання води, повітря для виробництва необхідної людству кількості енергії величезний, проте як запаси ресурсів, обмежені. Особливо гостро

стоїть проблема швидкого вичерпування запасів органічних природних енергоресурсів, оскільки більшість ресурсів не відновлюється.

В історії людства не було наукової події, більш видатної за своїми наслідками, ніж відкриття ділення ядер урану. Цей винахід прибавив до запасів енергетичних копалин палива істотний вклад ядерного палива. Запаси урану у земній корі оцінюються величезним числом тонн. Але основна маса цього багатства знаходиться у гранітах та базальтах.

У водах світового океану кількість урану досягає 4109 т. Але багатих родовищ урану, де добуток був би недорогим, відомо порівняно небагато.

Атомна енергетика стала окремою галуззю енергетики після другої світової війни. Сьогодні вона відіграє важливу роль в електроенергетиці багатьох країн світу.

Атомні електростанції в якості палива використовують уран. Їх розташовують незалежно від паливно-енергетичного фактора та орієнтують на споживачів у районах з напруженим паливно-енергетичним балансом. Оскільки АЕС дуже водомісткі, їх споруджують біля водних джерел. До найбільших експортерів уранових концентратів належать Канада, Австралія, ПАР, Нігер, Бразилія і США. Роль атомних електростанцій безперервно зростає.

Станом на 1995 р. у світі вже працювало 428 реакторів загальною потужністю 358 млн. кВт, 108 реакторів 30 % потужностей) було в США, 55 (17 % потужностей) – у Франції, 49 (10 % потужностей) – в Японії, більш як по 10 реакторів мали Канада, Великобританія, Росія, Україна, Швеція та Республіка Корея (кожна з країн 4 – 6 % світових потужностей АЕС). В окремих країнах частка електроенергії, що виробляється на атомних станціях, винятково велика. Так, у Франції АЕС виробляють 3/4 електроенергії країни, в Бельгії та Литві – 3/5, в Україні, Швеції, Угорщині, Словаччині і Республіці Корея – понад 1/3. Видобуток урану для атомної енергетики світу зосереджений у невеликій групі країн: Канаді, ПАР, Австралії, Нігері, Франції, ФРН, Україні, Казахстані, Узбекистані [4].

Атомна енергетика України бере свій початок з 1977 р., коли було введено в експлуатацію перший енергоблок Чорнобильської АЕС. Відповідно до планів розвитку атомної енергетики в колишньому Радянському Союзі на території України мало бути споруджено 9 атомних електростанцій. За період з 1977 по 1989 рр. планувалося ввести в експлуатацію 16 енергоблоків загальною потужністю 14800 МВт на 5 атомних станціях: Запорізькій, Рівненській, Хмельницькій, Чорнобильській, Южно-Українській [5].

Стан атомної енергетики в світі зазнав суттєвих змін після аварії на японській АЕС «Фукусіма –1», яка сталась у березні 2011 року. Деякі країни, що не мали власних виробничих потужностей в галузі атомної енергетики та планували розпочати будівництво перших АЕС після трагедії відмовились від своїх намірів, зокрема: Венесуела, Італія і Тайланд. Рішення про зупинку реалізації нових проектів будівництва атомних енергоблоків прийняли, також, Німеччина та Швейцарія.

За даними WorldNuclear Association, станом на 30 січня 2019 року, у світі експлуатується 193 атомні електростанції з 454 енергоблоками загальною електричною потужністю близько 399307 ГВт, серед діючих: у США знаходиться 99 реакторів, у Франції –58, у Китаї –46, в Японії –42, в Росії –36, в Південній Кореї –24, в Україні та Великобританії –по 15. Близько 55 енергоблоків знаходяться на стадії будівництва, ще 170 – закриті [1].

Найбільшу частку атомної енергії у структурі виробництва електроенергії має Франція –72%, Україна, як вже зазначалося, посідає другу сходинку з показником у 55%. Більшість європейських країн мають значну частку атомної енергії (більше 20%) у структурі виробництва електроенергії [1]. Лише Німеччина та Нідерланди, маючи обсяг виробництва атомної енергії 12% та 3% відповідно, більш активно почали використовувати альтернативні джерела енергії та намагаються максимально збільшити їх частку у структурі виробництва електроенергії. А країни Азії, зокрема Китай

та Індія, навпаки планують щорічне збільшення виробництва атомної енергії, постійно збільшуючи інвестиції у дану галузь

Стан атомної енергетики в світі зазнав суттєвих змін після аварії на японській АЕС «Фукусіма –1», яка сталась у березні 2011 року. Деякі країни, що не мали власних виробничих потужностей в галузі атомної енергетики та планували розпочати будівництво перших АЕС після трагедії відмовились від своїх намірів, зокрема: Венесуела, Італія і Тайланд. Рішення про зупинку реалізації нових проектів будівництва атомних енергоблоків прийняли, також, Німеччина та Швейцарія. За даними WorldNuclear Association, станом на 30 січня 2019 року, у світі експлуатується 193 атомні електростанції з 454 енергоблоками загальною електричною потужністю близько 399307 ГВт, серед діючих: у США знаходиться 99 реакторів, у Франції –58, у Китаї –46, в Японії –42, в Росії –36, в Південній Кореї –24, в Україні та Великобританії – по 15. Близько 55 енергоблоків знаходяться на стадії будівництва, ще 170 – закриті [1]. Найбільшу частку атомної енергії у структурі виробництва електроенергії має Франція –72%, Україна, як вже зазначалося, посідає другу сходинку з показником у 55%. Більшість європейських країн мають значну частку атомної енергії (більше 20%) у структурі виробництва електроенергії [1]. Лише Німеччина та Нідерланди, маючи обсяг виробництва атомної енергії 12% та 3% відповідно, більш активно почали використовувати альтернативні джерела енергії та намагаються максимально збільшити їх частку у структурі виробництва електроенергії. А країни Азії, зокрема Китай та Індія, навпаки планують щорічне збільшення виробництва атомної енергії, постійно збільшуючи інвестиції у дану галузь.

Проте, Міжнародне енергетичне агентство прогнозує що у період з 2017 по 2040 рр. буде закрито майже 200 реакторів. За прогнозами МАГАТЕ, відповідно до песимістичного сценарію, частка АЕС у загальному виробництві електроенергії знизиться у 2030 р. -до 7,9% та до 5,6% -у 2050 р. За оптимістичним сценарієм частка АЕС навпаки у 2030 р. зросте -до 12%, у 2050 р. становитиме 11,7%. Загальне виробництво електроенергії від АЕС

продовжить зростати незалежно від сценарію. При оптимістичному сценарії воно зросте на 59%, і ще на 52% протягом наступних 20 років. Загалом виробництво електроенергії на АЕС у 2050 р. збільшиться у 2.4 рази у порівнянні з 2017 роком [2].

Країни з високою часткою атомної генерації в загальній структурі виробництва електроенергії переважно намагаються зберегти свої позиції в даній галузі, незважаючи на сучасні виклики та наявні проблеми в атомній енергетиці (табл.1.1).

Таблиця 1.1 – Основні тенденції розвитку атомної енергетики у світ

| Країна    | Загальна електрична потужність за 2010 рік | Загальна електрична потужність за 2017 рік | Напрямок розвитку   |
|-----------|--|--|---|
| США       | 101,167ГВт,<br>(генерація – 19,6%)         | 99,635ГВт,<br>(генерація – 20%)            | Експлуатація діючих блоків, подовження експлуатації, обмежене будівництво нових блоків<br>Фактори: висока вартість будівництва, наявність дешевого газу                               |
| Японія    | 48,96ГВт,<br>(30%)                         | 41,48, (4%)                                | Японія підтвердила орієнтир ядерної енергетики – 20-22% до 2030р.<br>Фактори: залежність від імпорту енергоресурсів, участь у «кліматичних» угодах                                    |
| Франція   | 63,1ГВт,<br>(50%)                          | 63,1ГВт,<br>(72%)                          | Передбачається подальше використання АЕС та збереження потужностей.Фактори: участь у «кліматичних» угодах   |
| Китай     | 10,82ГВт,<br>(33%)                         | 35,81ГВт,<br>(4%)                          | Збільшення потужностей ядерної генерації. Розвиток власних технологій. Замикання ЯТЦ<br>Фактори: забруднення повітря ТЕС, зростання енергоспоживання, вивід на ринок своїх технологій |
| Німеччина | 21,5ГВт,<br>(25%)                          | 9,52ГВт,<br>(12%)                          | Виведення АЕС з експлуатації з 2022р.<br>Фактори: збільшення  |

|          |                   |                  |   |
|----------|-------------------|------------------|---|
|          |                   |                  | ефективності енергоспоживання, передбачуване зниження енергоспоживання та перехід на відновлюючу генерацію  |
| Швеція   | 9,15ГВт,<br>(38%) | 8ГВт, (40%)      | Експлуатація діючих блоків, майбутня ядерна стратегія чітко не визначена<br>Фактори: високий податок на СО <sub>2</sub> , високий податок на ядерну генерацію         |
| Угорщина | 2ГВт,<br>(42,2%)  | 2ГВт,<br>(49,2%) | Підписано контракт на будівництво 2-х блоків. Передбачається збільшення ядерної генерації до 60%<br>Фактори: диверсифікація, забезпечення надійності енергопостачання |

Аналіз розвитку атомної енергетики за останні десятиріччя показав наявність таких ключових проблем: безпека експлуатації функціонуючих атомних електростанцій; переважання реакторів II покоління на АЕС більшості країн, що розвивають ядерну енергетику; наближення завершення планових строків експлуатації більшості реакторів, що використовуються та необхідність їх подовження; утилізація відпрацьованого ядерного палива; пріоритетний розвиток відновлюваної енергетики, що може привести до зменшення коефіцієнта використання потужності АЕС і більш ранніх термінів початку виведення їх з експлуатації.

Враховуючи вищезазначене, першочерговою необхідністю для країн, що представляють галузь, є: забезпечення енергетичної безпеки; розроблення інноваційних ядерних реакторів і паливних циклів; відповідність діяльності світовим нормам та стандартам; зниження кількості викидів СО<sub>2</sub> у навколишнє середовище; дотримання екологічної гармонізації; підвищення енергоефективності тощо. Таким чином, в найближчому майбутньому, перед лідерами галузі постає завдання розробки та впровадження інновацій, які здатні задовольнити критерії екологічності, ефективності та безпеки.

В табл.1.2 представлено основні світові тенденції інноваційної діяльності в сфері атомної енергетики. Отже, в результаті проблем, що пов'язані з експлуатацією існуючих реакторів АЕС, енергетичні гіганти спрямовуватимуть свою діяльність у напрямку інноваційного розвитку з метою створення новітніх технологій.

В Україні ядерну галузь представляє державне підприємство «НАЕК «Енергоатом». За 2018 рік атомними електростанціями було вироблено 84626,3 млн кВт\*год електроенергії, що перевищує планове виробництво на 2%. Україна має 55,6% ядерної генерації в загальній структурі виробництва електроенергії, 30,4 % електроенергії виробляється на ТЕС та ТЕЦ, 8% -на ГАЕС та ГЕС та ще 8% -інші джерела[3]

Окрім перспектив розвитку та позитивної динаміки змін у функціонуванні в енергетичній сфері, країна має проблеми, вирішити які, зокрема, можливо завдяки активній інвестиційній та інноваційній діяльності оператора АЕС.

Одним з головних бар'єрів на шляху до становлення України потужною енергетичною державою є ядерний статус країни. У зв'язку з особливостями зазначеного статусу, в державі не може бути замкненого ядерно-паливного циклу, що робить її імпортозалежною від інших країн. У зв'язку з цим розробка та виробництво реакторних технологій, засобів з перероблення відпрацьованого ядерного палива (ВЯП), самого палива та збагачення урану в межах Будапештського меморандуму на території України залишається неможливим.

Таблиця 1.2 –Світові тенденції розвитку інноваційної діяльності в атомно-енергетичній сфер

| Країни – ініціатори                 | Інноваційне рішення   | Перспективи впровадження та реалізації  |
|-------------------------------------|---|---|
| Росія (ВАТ Концерн «Росенергоатом») | Будівництво інноваційних АЕС з розробкою модифікованих реакторів ВВЕР-1200 та | У 2016 році запущено перший у світі енергоблок з найсучаснішим реактором покоління «3+» ВВЕР-1200. Унікальність проекту в |

|   |   |   |
|---|---|---|
|   | ВВЕР-1300   | поєднанні активних та пасивних систем безпеки, що робить станцію максимально стійкою до внутрішніх та зовнішніх впливів   |
| США, Китай, Аргентина, Росія                      | Заміна традиційних реакторів великої потужності на модульні реактори малої потужності                               | У світі нараховується близько 50 проектів та концепцій ММР, які знаходяться на різних стадіях розробки  |
| США (компанія Westinghouse Electric Company LLC.) | Програма EnCore з удосконалення палива та оболонки для палива   | Лінійка продукції EnCore здатна забезпечити стійкість до важких аварій, покращити економіку паливного циклу тощ   |
| США (проект компаній Exelon Generation та ORNL)   | Удосконалення моделювання проектів реакторів на киплячій воді (BWR)   | Реалізація анонсованого у 2018 році проекту дозволить підвищити експлуатаційні характеристики реакторів   |
| США (General Atomics)                             | Проект з термоядерних досліджень на токамаке DIII-D з метою детального дослідження властивостей термоядерної плазми | Допоможе в майбутній експлуатації міжнародного термоядерного реактору ІТЕР. В 2018 році вже розпочато програму модернізації реактору з метою вдосконалення управління ІТЕР та збільшення потужності |

У процесі розвитку атомної енергетики першочерговим завданням є забезпечення безпеки в сфері використання атомної енергії, а також розробка заходів з продовження термінів експлуатації енергоблоків АЕС. В Україні розташовано 4 атомні електростанції, на яких, в загальній кількості, експлуатується 15 енергоблоків, з яких до 2030 року в 11 закінчується експлуатаційний термін, у зв'язку з чим необхідним є визначення подальших дій щодо розвитку ядерної галузі. Продовження терміну експлуатації енергоблоків є звичною практикою у таких ситуаціях, зокрема, й щодо енергоблоків з реакторами типу ВВЕР, які, крім України, експлуатуються у Фінляндії, Угорщині, Чехії, Словаччині і в РФ [9, 10]

Вітчизняна атомна генерація забезпечує більшу частину всього виробництва електроенергії, до того ж її вартість є набагато нижчою в порівнянні з електростанціями типу ТЕС, ГЕС та ін. За даними довідкових матеріалів «Енергетичної стратегії України до 2035 року» собівартість 1 кВт\*год електроенергії складає: виробленої АЕС –43 коп/кВт\*год, виробленої ТЕС –10 коп/кВт\*год, виробленої ТЕЦ –11 коп/кВт\*год, ГЕС(ГАЕС) –69 коп/кВт\*год. Отже, завдяки функціонуванню ядерної галузі, загальна собівартість електроенергії, виробленої всіма енергоджерелами країни в середньому становить 72 коп/кВт\*год. [9]

Третім бар'єром становлення України як потужної енергетичної держави є імпортозалежність, яка полягає у наданні переваг РФ у контролі стратегічної галузі української енергетики. На даний момент на АЕС використовуються реактори радянського зразка, що були виготовлені на території Росії, типу ВВЕР-1000 та ВВЕР-440. Відповідно до цього, ДП «НАЕК «Енергоатом» закупає паливо для енергоблоків у російській компанії ТВЕЛ, що фактично давало РФ монопольну владу на енергетичному ринку України. Проте, між компанією Westinghouse та Україною було укладено угоду на постачання палива ТВС-W. Станом на кінець 2018 року паливо компанії Westinghouse використовується на Запорізькій АЕС (окрім 6 енергоблоку) та на другому та третьому енергоблоках Південноукраїнської АЕС суміжно з паливом ТВЕЛ. Таким чином, проблема ресурсозалежності держави не вирішена, однак, шляхом диверсифікації джерел постачання ядерного палива було зроблено «перші кроки» щодо створення конкурентного енергетичного ринку [11].

Важливим моментом на шляху до перетворень ядерної енергетичної галузі є створення в Україні замкнутого ядерно-паливного циклу, що забезпечить гарантовану незалежність АЕС від імпортного ядерного палива і дозволить знизити потребу держави в його закупівлі. Замкнений цикл передбачає переробку та повторне використання ВЯП. Україна ВЯП не переробляє, проте віддає на переробку до РФ. Завдяки позитивній динаміці

змін у сфері інноваційного розвитку атомної енергетики, держава може позбутись статусу «єдиної в світі країни з розвиненою атомною енергетикою, яка не має власного сховища ВЯП» [12].

Для подальших перспектив розвитку атомної енергетики найважливішим етапом є впровадження інноваційних технологій. На даний момент, в країні наявні наступні перспективи інноваційного розвитку атомної енергетики:

1. Будівництво власного централізованого сховища відпрацьованого палива на території України.

Американська компанія HoltecInternational виграла оголошений ДП «НАЕК «Енергоатом» тендер на спорудження централізованого сховища. У 2017 році було видано ліцензію на будівництво та введення в експлуатацію Централізованого сховища використаного ядерного палива(ЦСВЯП) та розпочато будівництво. Сам вибір технології зберігання заснований на аналізі усіх можливих варіантів «сухого» зберігання ВЯП з урахуванням наявного досвіду і застосовності до умов України. Прийнята технологія фірми Holtec має тривалий позитивний досвід застосування в різних країнах світу [9].

2. Заміна старих реакторів серії ВВЕР на нові малі модульні реактори SMR-160.

Проект SMR-160 –це інноваційний проект по виготовленню та впровадженню модульних реакторів малої потужності на АЕС, що може стати для України інвестицією у майбутній розвиток атомно-енергетичної галузі країни. Реалізація проекту можлива в майбутній перспективі з набуттям АЕС ДП «НАЕК «Енергоатом» практичного досвіду експлуатації ММР першими у світі. За більшістю характеристик малі модульні реактори мають суттєві переваги в порівнянні з реакторами великої потужності (табл.1.3).

Таблиця 1.3 – Порівняння основних економічних характеристик ММР SMR-160 та ВВЕР

| Характеристика | АЕС з реактором | SMR |
|----------------|-----------------|-----|
|----------------|-----------------|-----|

|   |   |   |
|---|---|---|
|   | великої потужності<br>ВВЕР  |   |
| Приведена вартість електроенергії(LUEC) | Доведена нижча вартість електроенергії у порівнянні з SMR                           | Потенціал зниження приведеної вартості електроенергії за рахунок серійного будівництва.                                       |
| Капітальні витрат                       | Великі початкові капітальні витрати; економія масштабу                              | Початкові капітальні витрати можна розділити; спрощене фінансування; економія серійного виробництва                           |
| Витрати на підтримку експлуатації       | Стабільні(мала варіація   | Потенціал зниження; можливість відхилення за рахунок невизначеності кількості персоналу та охорони для багатомодульних систем |
| Вартість палива                         | Низька вартість; проводяться дослідження в напрямку безпеки та економічності палива | Вартість аналогічна великим реакторам; Проводиться багато досліджень укорочених збірок LWR для отримання ліцензії             |

Незважаючи на переваги MMP серії SMR-160 важливим залишається той факт, що при заміщенні одного реактору ВВЕР –1000 необхідно придбати 6 реакторів SMR–160. До того ж, залишається відкритим питання щодо отримання ліцензії на впровадження технології на АЕС України.

3. Перспектива впровадження інноваційної технології 3D сканування станції.

Компанія Westinghouse, яка поставляє ядерне паливо на АЕС України працює над впровадженням технології 3D –сканування для забезпечення моніторингу стану ядерного палива в процесі експлуатації. З урахуванням спільної діяльності, в результаті отримання ліцензії на впровадження засобу на АЕС України, така технологія дозволить підвищити ефективність виконання ремонту паливних збірок, а відтак – і їх економічну ефективність

[7]

Зростаюча потреба в електроенергії сприяла швидкому будівництву атомних енергоблоків: на час техногенної аварії на четвертому енергоблоці Чорнобильської АЕС у квітні 1986 р. в Україні перебувало в експлуатації 10 енергоблоків, 8 з яких потужністю 1000 МВт (чотири ВВЕР-1000 та чотири РВПК-1000). З 1986 р. і до 1990 р. було введено в експлуатацію ще 6 атомних енергоблоків потужністю 1000 МВт кожний: три на Запорізькій АЕС й по одному на Южно-Українській, Рівненській та Хмельницькій АЕС. Проте після аварії на Чорнобильській АЕС, у серпні 1990 р. було оголошено мораторій на спорудження і введення в експлуатацію нових атомних енергоблоків, в результаті чого будівництво нових енергоблоків Хмельницької, Запорізької і Рівненської АЕС було призупинене [5].

Після скасування мораторію постали питання, що пов'язані з відновленням і реконструкцією недобудованих енергоблоків. Спорудження і введення в експлуатацію енергоблоків були необхідні насамперед для компенсації потужностей енергоблоків, що відробили свій ресурс, заміни блоків, які не задовольняють сучасним вимогам безпеки.

У 1993 р. були відновлені роботи на 6-му блоці Запорізької АЕС, 4-му блоці Рівненської та 2-му – Хмельницької АЕС [6].

У жовтні 1995 р. відбувся енергетичний пуск 6-го блоку Запорізької АЕС. Запорізька атомна станція із встановленою потужністю 6 млн кВт стала найбільшою в Європі [7].

Чорнобильська АЕС – перша українська атомна електростанція, експлуатацію якої припинено до закінчення проектного ресурсу. Нині три блоки станції з реакторами РБМК-1000 перебувають на етапі зняття з експлуатації, зокрема, 2-й енергоблок - з 1991 року після пожежі у машинному залі, 1-й енергоблок - з 1996 року за рішенням українського Уряду, 3-й блок зупинено наприкінці 2000 року. У 2001 р. Чорнобильську

АЕС виведено зі складу НАЕК «Енергоатом». Їй надано статус державного спеціалізованого підприємства [5].

Після закриття Чорнобильської АЕС в Україні залишилися в експлуатації 4 атомні електростанції з реакторами типу ВВЕР: Запорізька, Рівненська, Хмельницька та Южно-Українська (рис 1.1), на яких працює 15 ядерних енергетичних установок із загальною встановленою потужністю 13835 МВт [5].



Рис. 1.1 – Розташування АЕС на території України [8]

Протягом тривалого періоду атомна енергетика забезпечує істотну частину загального виробництва електроенергії в Україні (до 50 %). На сьогодні для всіх енергоблоків України виконаний поглиблений аналіз безпеки діючих енергоблоків. Результати проведеного аналізу засвідчують [8]:

- енергоблоки експлуатуються безпечно з прийнятним рівнем ризиків. Вимоги щодо забезпечення безпеки реакторних установок, передбачені проектом, науково-технічною документацією та міжнародною практикою, виконуються в достатньому обсязі;

- виявлені дефіцити безпеки і відхилення від вимог нормативних документів дозволяють експлуатувати енергоблоки в проектних межах і не вимагають зупинки енергоблоків для їх усунення. До складу енергетичної галузі України входять 5 атомних електростанцій (АЕС) встановленою

потужністю 12,818 млн. кВт: Запорізька АЕС; Рівненська АЕС; Чорнобильська АЕС; Хмельницька АЕС; Південно-Українська АЕС [9].

Під тиском суспільства зупинено будівництво Кримської, Чигиринської, Харківської АЕС та Одеської ТЕЦ.

На 5 атомних станціях України знаходиться 17 енергоблоків, у т.ч. [1]:

- діючих – 14;
- знятих з експлуатації – 2 (№ 1, 2 Чорнобильської АЕС);
- зруйнований – 1 (внаслідок аварії 4 блок ЧАЕС).

Розвиток атомної енергетики за останні роки значно забарився. Головна причина – широко розповсюджене переконання в „шкідливості” атомної енергетики, сумніви в можливостях досягнення припустимого рівня безпеки АЕС на базі сучасної технології.

Великий вплив на відношення людства до атомної енергетики завдали аварії на атомних електростанціях, особливо аварія на 4-му блоці Чорнобильської АЕС, яка сталася 26 квітня 1986 р. Під впливом цієї аварії в деяких країнах піднялась широка хвиля суспільного опору використанню атомних електростанцій, викликана страхами про небезпеку впливу атомної радіації на навколишнє середовище і населення.

Після цих подій різко зросла інтенсивність наукових досліджень в області забезпечення безпеки об’єктів атомної енергетики. Однак, велика кількість досліджень проблем безпеки АЕС хоч і виявили недоліки, упущення, навіть помилки в мірах забезпечення безпеки АЕС, лише підтвердили впевненість спеціалістів в тому, що високий рівень безпеки АЕС може бути досягнуто на основі сучасних знань та технологій.

### **1.1. Принцип роботи атомних електростанцій**

Атомна електростанція (АЕС) – це електростанція, що використовує ядерну енергію для виробництва електроенергії.

Найчастіше на АЕС використовують чотири типи реакторів на теплових нейтронах:

- водо-водяні зі звичайною водою як сповільнювачем і теплоносієм;
- графіто-водні з водяним теплоносієм і графітовим сповільнювачем;
- важководні з водяним теплоносієм і важкою водою як сповільнювачем;
- графіто-газові з газовим теплоносієм і графітовим сповільнювачем.

Основний принцип роботи АЕС полягає в тому, що в ядерному реакторі з використанням спеціальних паливних елементів, які містять ядерні палива (зазвичай це уран або плутоній), відбувається розщеплення ядер атомів цих елементів, яке супроводжується великим виділенням енергії.

Отримана енергія використовується для нагрівання води, яка перетворюється в пар і потім приводить турбіну в рух, яка в свою чергу генерує електричну енергію.

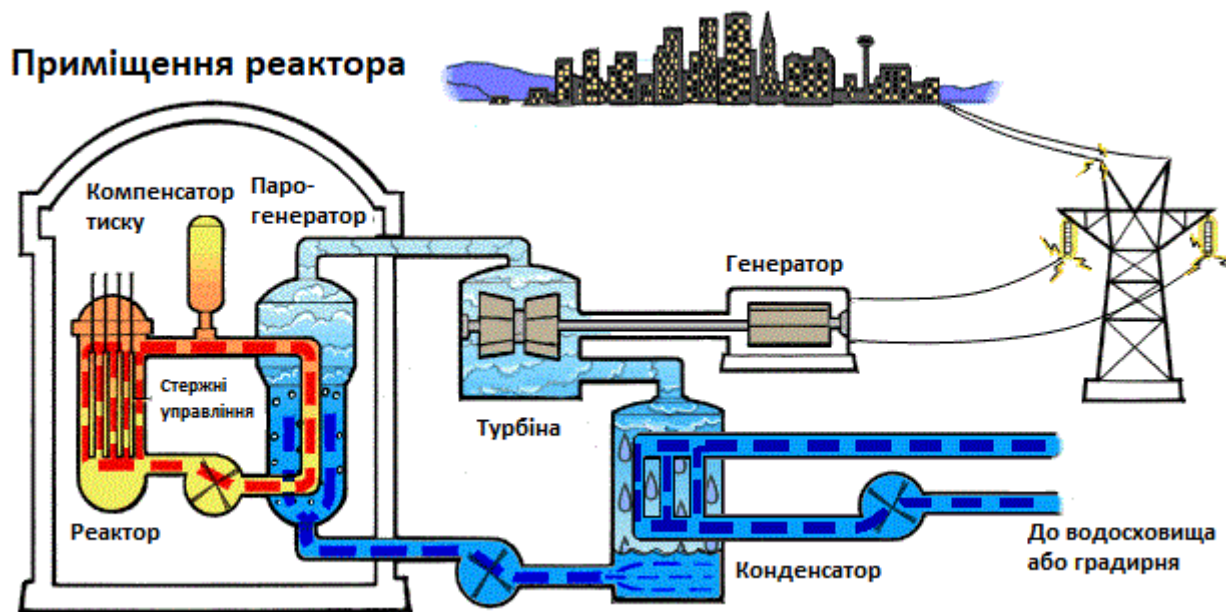


Рис.1.2. Принцип роботи АЕС

В активній зоні реактора знаходяться стрижні з паливом (найчастіше це оксид урану). При пуску реактора створюються умови, за яких із ядер урану вилітають нейтрони. У них досить висока швидкість, і частина врізається в сусідні ядра. Ці ядра розколюються на приблизно дві рівні частини, при цьому з'являються 2-3 нових нейтрона. Процес повторюється. Це і є

ланцюгова

реакція.

Осколки поділу, що утворилися, мають велику кінетичну енергію, яка переходить у тепло при їх гальмуванні. Воно поглинається теплоносієм, який подається до активної зони циркуляційними насосами. Як теплоносій зазвичай використовується очищена вода. Для ефективності вода знаходиться під високим тиском (до 160 атмосфер) та нагрівається до 324 градусів. Теплоносій, безпосередньо стикаючись з паливними збірками, стає радіоактивним. Тому він замкнутий у першому герметичному контурі і не залишає меж енергоблоку (на схемі червоно-жовтогаряча циркуляція).

Усередині парогенератора також вода, але вже меншого тиску (60 атмосфер). Вона «знімає» тепло з першого контуру, але не стикається з водою всередині нього. Цього тепла достатньо, щоб утворилася пара. Пара надходить на турбіну, де змушує обертатися лопаті (це обертання і стає електрикою в генераторі). Далі пара надходить у конденсатор, де остигає і знову надходить у парогенератор. Це другий контур. Він також замкнутий, але на відміну першого контуру вода/пар у ньому не радіоактивні.

За своїм пристроєм він нагадує парогенератор. Але другий контур (пар з парогенератора) охолоджується за рахунок води ззовні. Ця вода надходить із ставка-охолоджувача. Іноді ставка мало, і доводиться будувати величезні споруди — градирні. Їх часто називають трубами, але правильніше охолоджувальними вежами. З конденсатора нагріта вода подається всередину градирні, де вода частково випаровується. За рахунок випаровування та конденсації на стінках вежі в цілому вода остигає і знову потрапляє в конденсатор. З градирень в атмосферу потрапляє лише чиста пара, жодних шкідливих викидів немає.

Процеси, що відбуваються в ядерному реакторі, можна описати як безупинний поділ ядер. При цьому маса цілого ядра до поділу більша за масу осколків, що вийшли. Різниця становить приблизно 0,1 % маси ядра, що розділилося. Зрозуміло, до повного перетворення маси в енергію ще дуже далеко, але вже така, що не виявляється звичайними вагами, зміна маси

палива в реакторі дозволяє отримувати гігантську кількість енергії. Зміна маси палива за рік безупинної роботи в реакторі РБМК-1000 становить приблизно 0,3 г, але енергія, що виділилася при цьому, така ж, як при спалюванні 3000000 (три мільйони) тон вугілля [6, 10, 11].

Можливості щодо перетворення та використання енергії є показником технічного розвитку людства. Першою, використовуваним людиною, перетворювачем енергії можна вважати вітрило – використання енергії вітру для переміщення по воді, подальші більш розвинуті, це використання вітру і води у вітряному і водяному млинах. Винахід і впровадження парової машини зробило справжню революцію в техніці. Парові машини на фабриках і заводах різко підвищили продуктивність праці. Паровози і теплоходи зробили перевезення по суші і морю більш швидкими і дешевими.

На початковому етапі парова машина служила для перетворення теплової енергії в механічну енергію обертового колеса, від якого за допомогою різного роду передач (вали, шківни, ремені, ланцюги), енергія передавалася на машини і механізми.

Широке впровадження електричних машин, двигунів, що перетворюють електричну енергію в механічну, і генераторів для виробництва електроенергії з механічної енергії, ознаменувало собою новий стрибок у розвитку техніки. З'явилася можливість передавати енергію на великі відстані у вигляді електроенергії, народилася ціла галузь промисловості - енергетика.

На поточний момент створено велику кількість приладів, призначених як для перетворення електроенергії в будь-який вид енергії, необхідний для життєдіяльності людини: електромотори, електронагрівники, лампи для освітлення, так і ті, що використовують безпосередньо електроенергію: телевізори, приймачі і т.п.

Теплова енергія – це енергія хаотичного руху молекул атомів у рідинах і газах і коливальному руху молекул або атомів у твердому тілі. Чим вища швидкість цього руху, тим більшою тепловою енергією володіє тіло.

Усі ми стикаємося в повсякденному житті з процесами передачі теплової енергії від одного тіла до іншого, (гарячий чай нагріває склянку, радіатор опалення в квартирі нагріває повітря і т.д.). Виходячи з визначення теплової енергії, можна дати визначення теплообміну.

Процес передачі енергії в результаті обміну хаотичним рухом молекул, атомів або мікрочастинок називається теплообміном.

Відомо, що тепла енергія або тепло передається від більш гарячого тіла більш холодному, і здається, цілком логічним взяти за мірило теплової енергії температуру, однак це найгрубіша помилка. Температура тіла є мірилом здатності до теплообміну з оточуючими тілами. Знаючи температури двох тіл, ми можемо сказати тільки про напрямок теплообміну. Тіло з більшою температурою буде віддавати тепло й охолоджуватися, а тіло з меншою температурою приймати тепло і нагріватися, однак визначити кількість енергії, що передається, виходячи тільки з температури, неможливо. Для нагрівання різних речовин до однакового рівня температури необхідна різна кількість теплової енергії, кожна речовина має свою теплоємність.

Як правило, в промислових енергоустановках процес перетворення енергії джерела в теплову енергію відбувається в одному місці (реактор для АЕС), а процес перетворення теплової енергії в механічну, а потім в електричну – в іншому [12].

Розглянемо, що відбувається в об'ємі холодної води, коли гарячі камені нагрівають її частину навколо себе. З фізики відомо, що тіла нагріваючись – розширюються, іншими словами збільшують свій об'єм, а оскільки маса залишається постійною, щільність знижується. Відповідно до, щільність знижується. Відповідно до закону Архімеда, тіло зі щільністю більшою, ніж щільність рідини занурюється у рідину, а з меншою - спливає. Те саме можна сказати про нагріту рідину, маючи меншу щільність, вона почне підніматися, перемішуючись з холодними шарами у верхній частині судини, що, у свою чергу, почнуть опускатися, і через певний час температура по всьому об'ємі стане однаковою.

Конвективний теплообмін – перенесення теплоти при переміщенні і перемішуванні більш нагрітих часток середовища з менш нагрітими [10, 11].

У прикладі, наведеному вище, рухи було спричинено різницею рівнів щільності гарячих і холодних частин рідини. Така конвекція називається природною або вільною. Якщо рух спричинено роботою насоса чи вентилятора, тоді конвекція називається змушеною.

Конвективний теплообмін відбувається в газах так само, як і в рідинах. У багатьох сучасних АЕС відведення теплоти з реактора відбувається шляхом примусового прокачування води, газу чи рідкого металу через активну зону. Речовина, що, нагріваючи, забирає теплоту від джерела, називається теплоносієм [10, 11].

Атомні електростанції – це основа ядерної енергетики, які використовують ядерну енергію для цілей електрифікації і теплофікації. Для здійснення ланцюгової ядерної реакції використовують складні технічні прилади - ядерні (атомні) реактори. Перший в світі реактор був збудований у 1942 р. в США, роботами керував італійський фізик Е. Фермі.

Основним компонентом ядерного реактора є його осердя, або активна зона, де розщеплюється паливо і здійснюється керована ланцюгова реакція. Перед розщепленням уранову масу збагачують і перетворюють у покриті керамічним матеріалом пігулки. Пігулки вміщують у труби зі сплаву, що не боїться іржі і називається циркалоєм. У радіоактивну зону реактора закладають 40 – 50 тисяч пігулок. Трубки з пігулками встановлюються насторч, як сигарети у круглому контейнері. Усередині реактора безперервно відбувається ядерна реакція. Атоми урану в паливних стержнях розщепляються і випускають нейтрони, швидкість яких регулюють водяні або графітові „сповільнювачі” таким чином, щоб збільшити розщеплення атомів урану в ланцюговій реакції до максимуму. Під час розщеплення атомів утворюється тепло. При цьому трубки весь час занурені у воду, яка відбирає тепло. На одних ядерних електростанціях вода, що проходить крізь активну зону реактора, кипить і перетворюється на пару, яку подають

безпосередньо до турбін, а на інших тепло передається лише на вторинній системі, і аж тоді вода закипає і перетворюється на пару [10, 11].

Ланцюгову реакцію треба підтримувати, але нею треба також керувати. Якщо водночас розщеплюється надто велика кількість атомів, то вивільняється дуже багато тепла і система може не витримати перегріву. Щоб запобігти цього, використовують контрольні стрижні та системи охолодження активної зони реактора.

Контрольні стрижні – це основні механізми, що регулюють швидкість розщеплення. Вони мають вигляд довгих стійких сталевих трубок, заповнених порошком карбїду бору, кадмію або графіту. Це речовини, здатні вбирати нейтрони. Швидкість вивільнення енергії згоряння в реакторі контролюють за допомогою збільшення або зменшення кількості стрижнів у реакторі. Якщо між паливними стержнями вставити контрольні, то швидкість розщеплення зменшиться, бо нейтрони, які звичайно розщеплюють інші уранові ядра, поглинаються контрольними стрижнями, що діють неначе губка. І навпаки, якщо контрольні стрижні витягнути, то швидкість розщеплення збільшується, бо вивільнюється більше нейтронів, здатних розщеплювати сусідні атоми урану. Якщо вставити всі контрольні стрижні, то розщеплення атомів припиняється і реактор вимикається [10, 11].

Однак контрольні стрижні вбирають нейтрони, а не тепло. Тому, щоб не розтопилася активна зона реактора, потрібна ще одна система. Вона називається системою охолодження активної зони реактора.

У більшості таких систем для охолодження використовується вода. У міру того, як розщеплюється уранове паливо, утворюється тепло, яке проходить крізь стіни трубок з паливними пігулками. Ці трубки занурені у воду, яка безперервно циркулює в активній зоні завдяки дії охолоджувальних помп. Саме ця вода й охолоджує циркуляційні трубки, не даючи їм розтопитися [10, 11].

## 1.2. Проблеми ядерної енергетики

Коли первісна людина почала користуватися вогнем, вона наражала себе й своє оточення на величезну небезпеку: вогонь міг знищити ліс довкола, який для людини становив цілий світ. Минули тисячоліття, і наші знання про розміри Землі стали глибшими, але зважаючи на сучасну техніку і технологію, світ, у якому ми живемо, залишається досить малим. Людське суспільство, паразитує на тілі нашої Землі, поступово почало перетворювати середу свого існування.

Створюючи знаряддя праці, технологію виробництва, використовуючи сировину, нарешті, оволодівши атомною енергією, людство мимоволі поставило під загрозу сам факт свого існування, так як розщеплення атомного ядра – це найнебезпечніший з процесів, відомих людині. З його допомогою можна обернути Землю на пустелю, але й можна примусити пустелю зацвісти буйним цвітом.

Людина – в природі і з природи, а не над нею, наш вид смертний. Історія життя на Землі – це історія взаємодії між живими істотами і їхнім оточенням.

Великою мірою фізична форма тварин і форма їхнього життя на Землі зумовлені оточуючим середовищем. Лише протягом теперішнього сторіччя один з видів – а саме людина – набув такої могутності, яка здатна змінити природу світу.

Можна зробити висновок про те, що людство створило цивілізацію, яка стала матеріальним бар'єром між собою і природою. Цей бар'єр настільки складний і громіздкий, що вже перешкоджає подальшому розвитку. Іншими словами, людина відділилась, відгородилась від природи, стала рабом своєї цивілізації, техніки. Її зарозумілість і жадоба влади над природою – найбільша небезпека для неї самої.

Теоретично ядерна енергія близька до ідеальної. Вона ефективна і недорога. У добу, коли нафтові запаси обмежені, атомна енергетика забезпечує незалежність тієї чи іншої країни від країн – експортерів нафти. Проте найпалкіші прихильники ядерної енергетики визнають, що з її виробництвом пов'язано чимало проблем.

Під час роботи реакторів в паливних стрижнях накопичуються радіоактивні відходи. Розпадаючись, ці відходи виділяють тепло, і тому їх треба охолоджувати ще довго після закінчення керованого процесу розщеплення. На сьогодні не існує поки що загальноприйнятого способу зберігати відходи, які залишаються високорадіоактивними протягом дуже довгого часу. Існує проблема могильників, де поховані радіоактивні речовини, дамб, які повинні захищати річки і водойми від радіаційного забруднення.

Високорадіоактивні відходи неможливо знищити: їх треба ізолювати від навколишнього середовища на десятки тисяч років – лише тоді вони стануть нешкідливі. Але ми не знаємо як це зробити. Людське суспільство ще не існувало десятки тисяч років. Тому необхідно створити систему знешкодження ядерних відходів, яка була б незалежна від людини. Досі жоден технічний процес ніколи не був безпомилковим і вічним, а саме це й потрібно для ізоляції ядерних матеріалів.

Поки що більшість відходів ядерного палива “тимчасово” зберігають в облицьованих сталевими плитами басейнах біля атомних електростанцій, і небезпека забруднення навколишнього середовища дедалі зростає. Тепер у всьому світі працює приблизно чотириста атомних реакторів, а системи тривалого зберігання ядерних відходів не існує. Люди, відповідальні за ядерні програми, вірять що нарешті буде створено довічно закрити систему. Але таку систему треба ще створити.

Крім проблеми ядерних відходів, існує ще набагато поважніша проблема, а саме: проблема витоку радіації з ядерного реактора. Ядерний реактор через цілу низку причин не може вибухнути, як ядерна бомба. Однак

один середній реактор містить у собі таку кількість радіоактивних матеріалів, яка в тисячу разів перевищує кількість радіоактивних матеріалів, вивільнених над Хіросімою, отже вивільнення навіть незначної частини цих матеріалів може завдати великої шкоди і людині, і навколишньому середовищу. Щоб відвернути таку небезпеку, реактори обладнають оболонкою з нержавіючої сталі, а довкола тієї оболонки будують міцні залізобетонні споруди.

І все ж сильні вибухи пари або дія зовнішніх сил (вибухи бомб, урагани) можуть за екстремальних обставин призвести до аварії, незважаючи на зазначені запобіжні засоби. Крім того реактор може розтопитися. Як що реактор функціонує нормально, вода проходить між комплектами паливних стрижнів і охолоджує активну зону. Якщо система охолодження відмовляє – чи то внаслідок неполадок у системі постачання електроенергією, чи внаслідок виходу з ладу помпи або магістралі подачі води, - починають працювати запасні охолоджувальні системи. Проте як що всі ці системи вийдуть з ладу, реактор може розтопитися.

Звичайна активна зона реактора занурена у воду. Але якщо потік охолоджувальної води припиниться, то вода, яка вже надійшла до активної зони, нагріється і випарується, оголивши активну зону. Температура всередині реактора підніметься, і циркалові оболонки на паливних пігулках розтопляться. Незабаром уранове паливо розтопиться і активна зона перетвориться на розтоплену радіоактивну масу металу. Врешті-решт активна зона стане калюжею на дні реактора. Відтак, досягнувши температури 5000 градусів за Фаренгейтом, метал розтопить дно реактора і вилетіть на зовнішню захисну споруду. Ця захисна споруда призначена для того, щоб відвернути витік радіації в разі вибуху або пошкодження реактора, але від розтоплення вона не захищає. Вступаючи в хімічну реакцію із залізобетоном, розтоплене паливо проходить крізь дно захисної споруди і далі вниз. Колись вважали, що розтоплене ядерне паливо проходитиме крізь землю все далі і далі. Однак тепер вважають, що розтоплене паливо почне взаємодіяти з елементами ґрунту під електростанцією і спричинить парові

вибухи перед тим, як зупинитись на глибині приблизно двадцяти метрів у скляній оболонці, утвореній внаслідок дії високої температури на ґрунт [10, 11].

Радіація це продукт нестійкості атомного ядра. Більшість ізотопів, що трапляються в природі (різні форми того самого елемента), стійкі, тобто не виявляють тенденції до розподілу. Але що до ядра стійкого атома додати нейтронів або відняти їх від нього, то його енергетична рівновага порушиться, і для того, щоб відновити її, з ядра треба щось виштовхнути. Наприклад, плутоній-239 це штучний елемент, створений додаванням нейтрона до урану-238 [10, 11].

Плутоній-239, як і більшість штучних ізотопів, нестійкий. Він по суті, прагне стати чимось іншим і, виштовхнувши два протони і два нейтрони, стає ураном-235. Радіація складається з частинок або хвиль, що їх випускає нестійкий атом. Радіоактивність це спонтанний розпад або руйнування нестійкого атома внаслідок випромінення частинок або хвиль.

Сама радіація – явище досить звичайне. Земля виникла як результат радіоактивного вибуху. Ми живимо в радіоактивному світі. Кожний чоловік і кожна жінка трошки радіоактивні, оскільки вся жива тканина зберігає сліди радіоактивності. І все ж радіація дуже небезпечна, бо випромінювані частинки й хвилі можуть викликати зміни в інших атомах, дуже важливих для живих організмів. Наприклад, коли два протони й два нейтрони випускаються разом із ядра, то їх називають альфа-частинкою.  $\alpha$ -частинки порівняно важкі й великі. Вони, зустрічаючись з атомом, взаємодіють із ним, зміщуючи його електрони і порушуючи рівновагу ядра. Проте альфа частинки мають невисоку проникальну силу і не можуть подолати навіть такі перешкоди, як аркуш паперу чи людська шкіра. Отже, серйозної шкоди атом, що випускає альфа-частинки, може завдати лише тоді, коли його ковтнути разом із їжею або вдихнути [4].

$\beta$ -частинки – це електрони, які з великою швидкістю викидаються з нестійких атомів. Шкода, якої вони завдають атомам, стикаючись з ними,

менша, ніж від  $\alpha$ -частинок. Однак  $\beta$ -частинки здатні проходити як крізь папір, так і крізь живу тканину. Отже,  $\beta$ -радіація може спричинити поважні опіки шкіри.

Іноді нестійкі ядра випромінюють вибухи енергії у формі хвиль, швидкість яких дорівнює швидкості світла. Це гамма-промені, які мають високу проникальну силу і від яких захиститься можна лише товстими бетонними стінами або свинцевими листами.

Радіація нечутна, невидима й немає запаху. Вона неприступна для наших органів чуття, а якби й фіксувалася ними, то людина однаково беззахисна перед нею.

Радіація може вражати людський організм трьома способами:

- зовнішньою дією;
- внутрішньою – через органи травлення, якщо туди з їжею чи водою потрапляє радіоактивний пил;
- внутрішньою дією через легені, якщо людина вдихає цей пил.

Шкода, якої радіація завдає людському організмові, може бути двох типів.

Перший є наслідком ураження високою дозою радіації великої кількості клітин організму. В цьому разі тяжкі пошкодження живої тканини й ознаки променевої хвороби виявляються протягом кількох днів. Якщо організм зазнав надто великої шкоди, людина помирає. Ступінь хвороби залежить від рівня радіації та спроможності організму протидіяти радіації.

Другий тип радіаційного ураження має тривалий характер і настає внаслідок пошкодження окремої клітини. Пошкоджена клітина може вижити і залишається в „сонному” стані багато років, однак це вже не та клітина, що була доти, - вона цілковито переінакшена. І згодом починають розвиватися генетичні мутації та рак.

Час, упродовж якого та чи та речовина залишається радіоактивною, вимірюється періодом її напіврозпаду, тобто терміном, за який половина цієї речовини перетворюється на стійкішу шляхом випромінювання хвиль і

частинок. Наприклад, період напіврозпаду йоду-131 дорівнює восьми дням. Проте інші радіоактивні речовини набагато стійкіші. Період напіврозпаду стронцію-90 дорівнює двадцяти чотирьом рокам, цезію-137 – тридцяти рокам. Це означає, що ці речовини залишаються потенційно небезпечними дуже довго; їх треба тримати в спеціальних контейнерах цілі сторіччя. Внаслідок розщеплення урану під час роботи реактора атомної електростанції утворюється двадцять сім видів радіоактивних речовин [8].

Плутоній – елемент, що його створила людина. Він з'явився лише після того, як було розщеплено уран у процесі виробництва ядерної зброї та атомної енергії. Період напіврозпаду плутонію – 24000 років. Плутоній випромінює  $\alpha$ -частинки.

Атом плутонію, вивільнений в атмосферу, може розпастися і стати нешкідливим того самого дня, коли він злетів у повітря. Але половина вивільнених атомів залишається потенційно смертоносними 24 тисячоліття, а чверть аж до 50000 років [8].

Ніякі людські зусилля негодні пришвидшити процес розпаду. В цьому специфічна різниця між атомною та іншими видами енергетики. Коли первісна людина хотіла погасити своє вогнище, вона гасила його. Сучасні домені печі й турбореактивні двигуни можна вимкнути будь якої миті. Але розпад вивільнених радіоактивних речовин зупинити не можна. Атомна енергія невблаганна: вона не прощає помилок.

Могутність сучасної цивілізації постійно зростає, а наука і техніка відкривають дедалі нові горизонти для її розвитку. Важко навіть уявити, яким було б наше життя без сучасних наукових знань, та інженерної майстерності. Однак могутність цивілізації не лише дала людям блага, а й створила смертельну загрозу для всього роду *homo sapiens*. Про неї люди збагнули, мабуть, після винаходу атомної зброї. Адже виробництво ядерної енергії вирросло з виробництва ядерної зброї. З багатьох поглядів ядерна зброя і ядерні реактори дуже подібні. Чорнобиль є суворим нагадуванням про те.

Одна з небезпек ядерної енергетики полягає в тому, що технологію і сировину мирних атомних програм можна використати для створення ядерної зброї. Необхідний для цього плутоній отримують з відходів ядерного палива, і така операція по грошам багатьом країнам третього світу.

Міжнародне агентство у справах атомної енергії зобов'язане унеможливити використання ядерної техніки, технології й палива для виробництва ядерної зброї. Однак воно, як і більшість організації ООН, не може вживати суворих санкцій до держав, котрі порушують ці принципи.

Ядерна зброя набагато руйнівніша, ніж усі попередні види зброї. За допомогою ракет цю зброю можна доставити у будь-якій пункт земної кулі. Перед людством маячить похмура реальність взаємного знищення протягом лічених годин.

Державна безпека в абсолютному значенні цього слова більше не існує. Ціна миру в ядерну добу – це повсякчасна загроза ядерної війни. Ми захищаємо себе за допомогою стратегії залякування, що ґрунтується на можливості взаємознищення, ми ставимо мир у залежність від зброї, яку всі сторони бояться застосовувати, бо вона страшенно небезпечна. Тим часом загроза знищення людства зростає у міру того, як ядерна зброя поширюється на всій земній кулі. Крім того, існує можливість випадкового вибуху, коли навіть одна країна має бойові ядерні заряди. Неполадки та аварії трапляються. Не можна накопичувати атомну зброю, не збільшуючи ризику випадкового вибуху. У міру зростання запасів атомної зброї зростає також ризик навмисного вибуху [13].

Атомні бомби свого часу виростили з історії, а тепер вони можуть покласти край історії. Їх створили люди, а тепер вони можуть знищити людей. Однак ядерна зброя не тільки вбиває людей. Вона викликає такі сильні екологічні зміни а навколишньому середовищі, що воно стане непридатним для життя. Смерть усього людства не тільки покладе край поколінням, що живуть у даний час, але й і усім прийдешнім. Ця смерть означатиме поразку всіх людських надій, ідеалів минулих і майбутніх.

До 1994 р. було побудовано близько 430 енергетичних атомних реакторів, які збільшили більш як на порядок вихід у навколишнє середовище радіоактивних речовин, порівняно з викинутими в атмосферу, водойми і захороненні, як відходи [14].

У результаті техногенних викидів щільність радіоактивного забруднення ґрунтів і води зростає. Спостерігається незворотній процес безперервного розповзання радіонуклідного забруднення. Раніше чи пізніше воно проникає скрізь. Вода здійснює неперервний круговорот через океани, хмари і дощі, через листя рослин та кровоносні судини тварин і людей. Атмосферні гази пронизують усі форми життя. Ґрунт покриває тонким шаром-плівкою кам'яний скелет Землі й одночасно є минулим і майбутнім життям. Вода, суша, повітря, живі рослини й тварини (і ми там) – все перебуває у постійному обміні компонентами.

Викиди не повинні перевищувати обсягу, який може засвоїти, переробити біосфера без шкоди для себе. Отже, забруднення біосфери є найважливішою проблемою тому, що її вирішення є також вирішенням інших проблем – енергії, ресурсів, питної води та ін.

Забруднення території України радіоактивними викидами при катастрофі на Чорнобильській АЕС не має аналогів ні за масштабами, ні за глибиною екологічних, соціальних і економічних наслідків. Внаслідок аварії було забруднено близько 12 млн. га, з них 8,4 млн. га сільськогосподарських угідь [13].

В період експлуатації АЕС, а також після виробітки її ресурсу (через 20 – 30 років експлуатації АЕС) навколо АЕС і могильників потрібно створювати санітарну зону, що приведе до безповоротного знищення більших площин земель, придатних для господарчої діяльності людини [15].

Виробництво атомної енергії потребує надзвичайно високої кваліфікації персоналу, що обслуговує атомні реактори. Колись дерево було основним паливом у всьому світі, однак із зростанням населення і зникненням лісів дерево поступилося місцем кам'яному вугіллю, а згодом

почали використовувати ще й нафту. Про те запаси нафти не безмежні, а її спалювання завдає чималої шкоди навколишньому середовищу. Мабуть, уран – основне паливо для майбутніх поколінь людства й потребу в енергії можна задовольнити шляхом розвитку ядерної промисловості.

Використання персоналу високої кваліфікації дозволить майже уникнути помилок, що можуть привести до аварії. “Майже” – тому, що люди втомлюються, іноді в них поганий настрій: діючи бездумно, вони припускаються помилок, а це може привести до катастрофи. Крім цього, потрібен контроль за психічним станом операторів, аби відвернути божевілля і не допустити дій, спроможних привести до аварії.

Можливість вивільнення радіоактивного матеріалу робить атомну електростанцію надзвичайно спокусливою для диверсій і зовнішнього нападу. Тому атомні електростанції потребують значної охорони.

Практично всі блоки (крім блока № 6 Запорізької АЕС) підлягають реконструкції, так як 7 блоків АЕС з 14 експлуатуються вже більш 15 років. Необхідно збільшувати об’єм та якість технічного обслуговування, ремонтів та робіт по діагностуванню обладнання. Є необхідність виконання робіт по модернізації існуючих і створенню додаткових систем безпеки [1].

Наше суспільство покладається на техніку й технологію, але ядерно-енергетичні системи не зовсім надійні. Вони складаються з тисяч pomp, клапанів, труб, електросхем і двигунів. До аварій можуть привести помилки в проектуванні, будівництві, експлуатації та ремонті обладнання, а також зовнішні чинники – повені, пожежі, землетруси й смерчі. Корозія, вібрація, перенапруження та спрацювання деталей внаслідок тривалої експлуатації можуть спричинити якусь незначну хибу в роботі, а вона призведе до інших, які годі передбачити навіть за допомогою комп’ютерів. Здебільшого машини працюють доти, доки вони вийдуть з ладу, але в роботі ядерних реакторів ця засада неприпустима.

Насамперед слід звернути увагу на створення безпечних реакторів, робота яких ґрунтувалася б на законах фізики і не потребувала втручання

людини з метою відвернення ризику. Чорнобильська АЕС являє собою об'єкт атомної енергетики, до складу якої входять обладнання, будови та споруди, які безпосередньо зв'язані з виробітком електроенергії. В його склад входять [1]:

- енергоблок № 1, зупинений у 1996 р. у зв'язку з постановою уряду України;
- енергоблок № 2, зупинений в жовтні 1991 р. в зв'язку з займанням турбогенератора;
- енергоблок № 3, якій знаходився в режимі експлуатації до 2000р.;
- енергоблок № 4, на якому в 1986 р. сталася аварія з повним зруйнуванням активної зони, на якому виконанні першочергові заходи для зменшення наслідків аварії та продовжуються роботи по забезпеченню контролю його стану, ядерної та радіаційної безпеки;
- енергоблоки № 5 та № 6 з незавершеним будівництвом відповідно з рішенням о припиненні будівних робіт, прийнятим після аварії 1986 р.;
- сховище рідких та твердих радіоактивних відходів і відпрацьованого ядерного палива та інші споруди.

Чорнобильська проблема потребує виконання наступних задач:

- зачинення ЧАЕС-3 зі зняттям з експлуатації блоків №1, 2, 3;
- перетворення об'єкта "Укриття" в екологічно безпечну систему;
- створення централізованого сховища відпрацьованого ядерного палива;
- створення заводу по переробці та зберіганню радіоактивних відходів [10].

### 1.3. Вплив атомних станцій на довкілля

Техногенні впливи на навколишнє середовище при будівництві та експлуатації атомних електростанцій різноманітні. Зазвичай говорять, що маються фізичні, хімічні, радіаційні та інші фактори техногенного впливу під час експлуатації АЕС на об'єкти навколишнього середовища. На рис. 1.3 наведено основні фактори впливу діяльності АЕС на довкілля [3, 12].

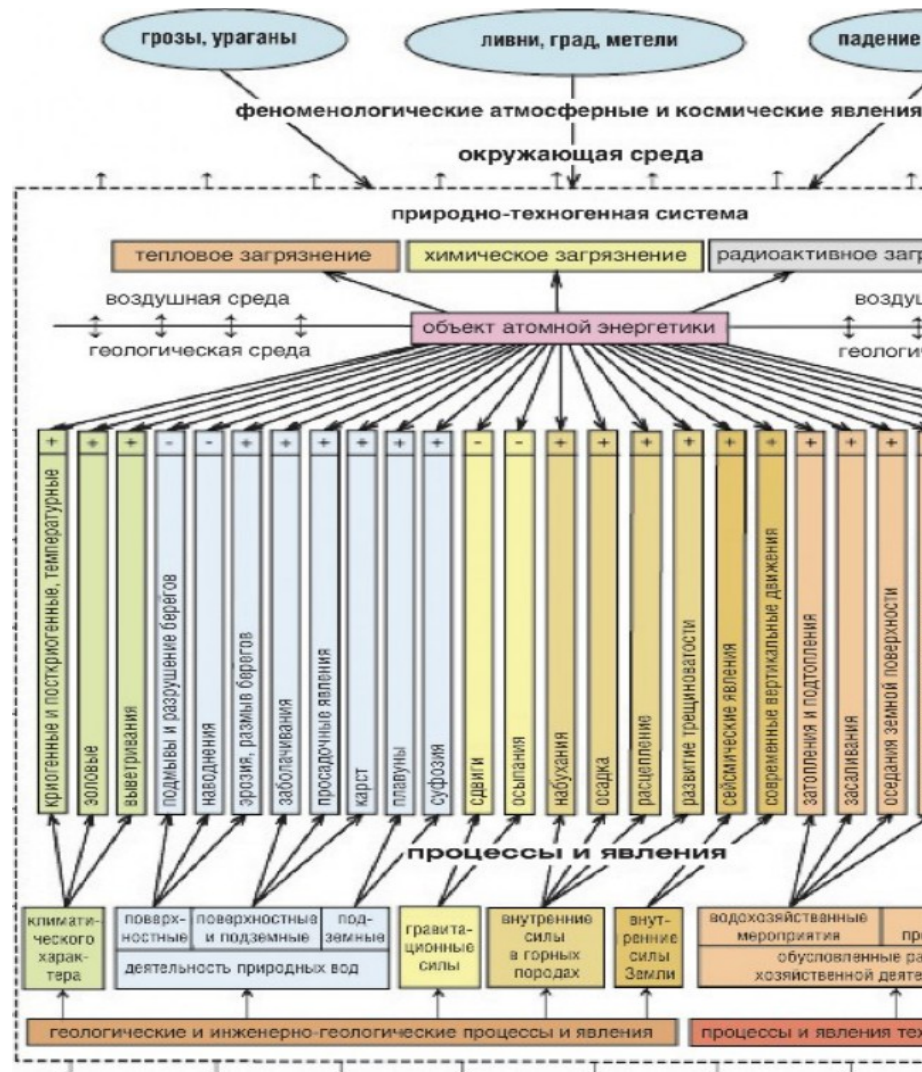


Рис. 1.3 – Основні фактори впливу діяльності АЕС на довкілля [12]

Найбільш істотні фактори – локальний механічний вплив на рельєф – при будівництві, пошкодження особин в технологічних системах – при експлуатації, стік поверхневих і ґрунтових вод, що містять хімічні і радіоактивні компоненти, зміна характеру землекористування й обмінних процесів у безпосередній близькості від АЕС, зміна мікрокліматичних характеристик прилеглих районів.

Виникнення могутніх джерел тепла у виді градирень, водоймохолоджувачів при експлуатації АЕС звичайно помітним образом змінює мікрокліматичні характеристики прилеглих районів. Рух води в системі зовнішнього тепловідводу, скидання технологічних вод, що містять різноманітні хімічні компоненти впливають на популяції, флору і фауну екосистем. Особливе значення має поширення радіоактивних речовин в навколишньому просторі. У комплексі складних питань по захисту навколишнього середовища велику суспільну значимість мають проблеми безпеки АЕС, що йдуть на зміну тепловим станціям на органічному викопному паливі. Загальновизнано, що АЕС при їхній нормальній експлуатації набагато – не менш ніж у 5 – 10 разів "чистіше" в екологічному відношенні теплових електростанцій на куті. Однак при аваріях АЕС можуть робити істотний радіаційний вплив на людей, екосистеми. Тому забезпечення безпеки екосфери і захисту навколишнього середовища від шкідливих впливів АЕС – велика наукова і технологічна задача ядерної енергетики, що забезпечує її майбутнє [12].

Відзначимо важливість не тільки радіаційних факторів можливих шкідливих впливів АЕС на екосистеми, але і теплове і хімічне забруднення навколишнього середовища, механічний вплив на мешканців водоймохолоджувачів, зміни гідрологічних характеристик прилеглих до АЕС районів, тобто весь комплекс техногенних впливів, що впливають на екологічне благополуччя навколишнього середовища [13].

## Розділ 2

# ТЕХНІЧНА І ТЕХНОЛОГІЧНА ХАРАКТЕРИСТИКА ЗАПОРІЗЬКОЇ АЕС

### 2.1. Основні проектні характеристики та експлуатаційні показники

Проммайданчик Запорізької АЕС розташований в Кам'янсько-Дніпровському районі Запорізької області на лівому березі Каховського водосховища (рис. 2.1). Відстань від берегової лінії водосховища (від акваторії вантажного причалу) до енергоблока № 1 становить 0,92 км. Районний центр, м. Кам'янка-Дніпровська, знаходиться на відстані 12 км на південний захід від АЕС. Обласний центр, м. Запоріжжя – на відстані 52 км на північний схід від АЕС, місто-супутник Енергодар – на відстані 5 км [7].

Запорізька АЕС – найбільша в Європі і в Україні атомна електростанція. Основними характеристиками її є:

- кількість реакторів – 6;
- тип реакторів: ВВЕР – 1000;
- сумарна потужність виробництва електроенергії – 6000 МВт.

Щороку станція генерує 40 – 42 млрд. кВт·год електроенергії, що становить п'яту частину загальнорічного виробництва електроенергії в державі та половину її виробництва на АЕС України. Запорізька АЕС також є джерелом тепла промислового майданчика, міста Енергодар та інших споживачів. Сумарна встановлена теплова потужність складає 1200 Гкал/год (по 200 Гкал/год з кожного блока) [1, 13].

Загальна схема (ситуаційний план) Запорізької АЕС представлена на рис. 2.2.



Рис. 2.1 – Район розміщення Запорізької АЕС

Уніфікований моноблок розміщений в окремому головному корпусі АЕС, що складається з реакторного відділення, машинного залу, деаераторної етажерки із приміщеннями електротехнічних пристроїв. Головні корпуси енергоблоків орієнтовані до водойми-охолоджувача – джерела циркулярного водопостачання АЕС. Між водоймою-охолоджувачем і головними корпусами енергоблоків розміщені блокові насосні станції та трубопроводи технічного водопостачання. Зв'язок Запорізької АЕС із єдиною енергетичною системою України здійснюється трьома лініями електропередач напругою 750 кВ і однією лінією електропередачі напругою 330 кВ.



Рис. 2.2 – Загальна схема Запорізької АЕС:

1 – корпус реактора; 2 – машинний зал; 3 – дизельний генератор; 4 – насосна станція блоку; 5 – корпуси для поводження з радіоактивними відходами А та Б; 6 – сховище твердих радіоактивних відходів; 7 – додаткові корпуси; 8 – лабораторія та сервісні споруди А та Б; 9 – адміністративні корпуси та пропускний пункт 1; 10 – пропускний пункт 2; 11 – територія для сухого зберігання відпрацьованого палива; 12 – бризкальні басейни; 13 – їдальня; 14 – повномасштабний тренажер; 15 – навчальний центр

На даний час на Запорізькій АЕС експлуатується шість енергоблоків встановленою електричною потужністю 1000 МВт кожний (табл. 2.1) [7]. До складу кожного з шести енергоблоків Запорізької АЕС входить наступне обладнання:

- реактор ВВЕР-1000;
- турбіна типу К-1000-60/1500-2;
- електрогенератор типу ТВВ-1000-4.

Водно-водяний енергетичний корпусний ядерний реактор ВВЕР-1000 на теплових нейтронах, призначений для вироблення теплової енергії

(номінальна теплова потужність 3000 МВт) в складі реакторної установки. Робота реактора базується на регульованій ланцюговій реакції поділу ядер  $^{235}\text{U}$ , що входять до складу ядерного палива. Активна зона реактора складається з паливних збірок, які розташовані по вузлах гексагональної решітки та виготовлені з низькозбагаченого двоокису урану, вміщеного у цирконієву оболонку.

Таблиця 2.1. Інформація про енергоблоки Запорізької АЕС [7]

| № блоку | Тип енергоблока | Тип реакторної установки | Дата вводу в експлуатацію | Термін проекту експлуатації, роки | Закінчення проектної експлуатації | Очікуваний термін продовження експлуатації, роки |
|---------|-----------------|--------------------------|---------------------------|-----------------------------------|-----------------------------------|--|
| ЗАЕС-1  | ВВЕР-1000       | В-320                    | 10.12.1984                | 30                                | 23.12.2015                        | 15   |
| ЗАЕС-2  | ВВЕР-1000       | В-320                    | 22.07.1985                | 30                                | 19.02.2016                        | 15   |
| ЗАЕС-3  | ВВЕР-1000       | В-320                    | 10.12.1986                | 30                                | 05.03.2017                        | 15   |
| ЗАЕС-4  | ВВЕР-1000       | В-320                    | 18.12.1987                | 30                                | 04.04.2018                        | 15   |
| ЗАЕС-5  | ВВЕР-1000       | В-320                    | 14.08.1989                | 30                                | 27.05.2020                        | 15   |
| ЗАЕС-6  | ВВЕР-1000       | В-320                    | 19.10.1995                | 30                                | 21.10.2026                        | 15   |

Енергоблок з реактором ВВЕР-1000 працює за двохконтурною схемою: перший контур (радіоактивний) – водяний, який безпосередньо відбирає тепло від реактора; другий контур (нерадіоактивний) – паровий, який отримує тепло від першого контуру і використовує його в турбогенераторі.

До складу першого (головного) циркуляційного контуру входять:

- реактор;
- чотири циркуляційні петлі, кожна з яких включає парогенератор, головний циркуляційний насос, головні циркуляційні трубопроводи, що з'єднують обладнання петель з реактором

Енергія поділу ядерного палива в активній зоні реактора відводиться теплоносієм, який прокачується кризь неї головними циркуляційними насосами. З реактора «гарячий» теплоносій по головним циркуляційним

трубопроводам поступає до парогенератора, де віддає тепло воді другого контуру, і головним циркуляційним насосом повертається у реактор. Суха насичена пара, що виробляється у другому контурі парогенераторів, поступає на турбіни турбогенератора, оснащеного електрогенератором, потужністю 1000 МВт.

В якості уповільнювача і теплоносія в ядерному реакторі ВВЕР-1000 використовується борована вода під тиском  $160 \text{ кгс/см}^2$ . Загальна витрата теплоносія через реактор  $84800 \text{ м}^3/\text{год}$ . Температура води на вході в реактор при роботі на номінальній потужності складає  $289 \text{ }^\circ\text{C}$ , на виході –  $320 \text{ }^\circ\text{C}$  [7].

Як і в будь-якій паротурбінній електростанції, термодинамічні обмеження дозволяють перетворювати тільки одну третину теплової енергії у вигляді пару в електричну енергію. Скидання низькопотенційної енергії пари, яка відпрацювала в турбінах, здійснюється через систему водяного охолодження.

Встановлені для Запорізької АЕС у відповідності з проектом та законодавчо-нормативними вимогами санітарно-захисна зона має радіус 2,5 км, а зона спостереження – 30 км.

## **2.2. Характеристика джерел впливу АЕС на навколишнє природне середовище**

В результаті поділу ядерного палива утворюється близько 200 різних радіонуклідів. Велика частина нуклідів, що утворюються при поділу, припадає на інертні радіоактивні гази – ізотопи криптону й ксенону, а серед радіонуклідів, що представляють небезпеку внутрішнього опромінення людини – ізотопи йоду, цезію, стронцію, цирконію, барію та рутенію.

Крім продуктів поділу в активній зоні реактора присутні також продукти активації, що утворюються в результаті впливу потоків нейтронів, що виходять із активної зони, на елементи конструкції реактора і теплоносія. Серед продуктів активації у водо-водяних реакторах найбільше значення мають ізотопи цезію, марганцю, кобальту, заліза та ін.

Теплоносій і домішки, що переносяться ним при проходженні через активну зону реактора, зазнають опромінення нейтронами і утворюються радіоактивні елементи. Під впливом випромінювання також відбувається процес радіолізу води з утворенням радикалів  $H^+$  та  $OH^-$ .

Активність теплоносія I-го контуру визначається наступними складовими:

1) власної (кисневої) активністю теплоносія, яка утворюється в результаті взаємодії в активній зоні реактора нейтронного потоку з ядрами ізотопів кисню, що входять до складу молекул теплоносія;

2) осколковою активністю, обумовленою продуктами поділу, що надходять до теплоносія в результаті порушення герметичності оболонок ТВЕЛів і/або забруднення паливною композицією зовнішніх поверхонь ТВЕЛів у процесі їхнього виготовлення. При порушенні герметичності оболонок ТВЕЛів до теплоносія надходять, у першу чергу, інертні радіоактивні гази, ізотопи йоду, що накопичується під оболонками ТВЕЛів, а потім радіонукліди з паливної композиції;

3) наведеної (корозійної) активністю теплоносія, обумовленої, в основному, активованими в результаті проходження теплоносія через активну зону, домішками. Це продукти корозії конструктивних матеріалів головного циркуляційного контуру та внутрікорпусних пристроїв реактора, а також хімічні реагенти для підтримки воднохімічного режиму I-го контуру;

4) активністю тритію. На АЕС із реакторами типу ВВЕР у теплоносії тритій існує в основному у вигляді тритієвої води, у продувному газі – у газоподібній і окисленій формах. У реакторі тритій утворюється при потрібному поділі ядерного палива; у результаті реакції нейтронної

активації, розчинених у теплоносії першого контуру; а також активації дейтерію, що втримується в теплоносії в якості домішки (до 0,015 %).

Основним джерелом тритію в теплоносії реактора ВВЕР є реакції  $^{10}\text{B}(n, 2\alpha)^3\text{H}$  (бор додається в теплоносії у вигляді борної кислоти) і  $^6\text{Li}(n, \alpha)^3\text{H}$  (літій попадає у вигляді домішки до гідроокису калію), а також вихід тритію за рахунок дифузії з негерметичних ТВЕЛів. В реакторах типу ВВЕР за рахунок потрійного розподілу у ТВЕЛах утворюється близько 0,37 – 0,74 ТБк/МВт(ел)·рік тритію.

Безпосередніми носіями всіх перерахованих вище активностей і випромінювань є елементи обладнання I-го контуру, обладнання допоміжних контурів атомної станції і, до деякої міри, обладнання другого контуру атомної станції.

Основними джерелами радіаційної небезпеки у ВП ЗАЕС є [7]:

- реактор, включаючи внутрікорпусні пристрої, активний теплоносій;
- басейн витримки і перевантаження;
- відпрацьоване ядерне паливо;
- трубопроводи та обладнання першого контуру (циркуляційні насоси, парогенератори, компенсатори об'єму, засувки і т.ін.);
- системи спецводоочистки і її обладнання;
- забруднені радіоактивними речовинами трубопроводи та обладнання вентиляційних систем і спецгазоочистки;
- деталі та механізми СУЗ, датчики КВП і радіаційного контролю, безпосередньо пов'язані з вимірюваннями параметрів першого контуру;
- радіоактивні відходи (РАВ);
- радіоактивні джерела, що поставляються для технічних потреб (для дефектоскопії, перевірки та градування апаратури та ін.).

При експлуатації АЕС у нормальному режимі забезпечується локалізація основної кількості радіоактивних продуктів у реакторній установці та у спеціальних системах водо- та газоочистки. Однак, з ряду

причин, незначна частина радіонуклідів все ж виходить у навколишнє середовище.

Надходження радіоактивних речовин у навколишнє середовище, в основному, обумовлене виходом радіоактивних газів з деаераторів підживлення та баків організованих протікань, а також через можливі нещільності в різних технологічних системах енергоблока, що містять радіоактивні речовини. Для зниження активності викиду виконується очистка радіоактивного повітря на спеціальних фільтрах, встановлених у вентиляційних системах, після очистки в системі спецгазоочистки газова суміш викидається у венттрубу.

При порушенні герметичності парогенераторів продукти поділу надходять до теплоносія 2-го контуру, а при порушенні герметичності 2-го контуру можливе потрапляння радіоактивних речовин у виробничі приміщення зони «вільного» режиму і через систему дренажів обладнання машзалу та дренажів підлоги машзалу в навколишнє середовище (водойму-охолоджувач ЗАЕС).

Потенційно можливим джерелом радіоактивних скидань може бути скидання вод, що надходять, з контрольних баків системи переробки трапних вод, системи очищення вод спецпралень, у промзливову каналізацію та з водами промзливої каналізації у водойму-охолоджувач ЗАЕС.

Основними складовими іонізуючого випромінювання, від якого обслуговуючий персонал атомної станції одержує основні дозові навантаження, є [7]:

- нейтронне та гамма-випромінювання активної зони реактора;
- захватне гамма-випромінювання від корпусу реактора і внутрикорпусних пристроїв;
- випромінювання теплоносія I-го контуру;
- випромінювання продуктів корозії, що відклалися на внутрішніх поверхнях I-го контуру;
- випромінювання середовищ, що переробляються на установках спецводоочистки та спецвентиляції;

- випромінювання від твердих і рідких РАВ.

Найпоширенішими за елементами технологічної схеми, а тому й найнебезпечнішими, є складова випромінювання теплоносія I-го контуру та складова випромінювання середовищ, похідних (за активністю) від теплоносія I-го контуру.

Можливі наступні види радіаційного впливу на персонал:

- зовнішнє опромінення від обладнання, що містить радіоактивні речовини;
- внутрішнє опромінення за рахунок вдихання радіоактивних речовин;
- контактне опромінення за рахунок радіоактивного забруднення шкірних покривів та спецодягу;
- зовнішнє опромінення, обумовлене радіоактивним забрудненням поверхонь обладнання і приміщень, а також наявністю у повітрі радіоактивних газів і аерозолів.

Основними роботами із закритими джерелами є роботи з гамма-дефектоскопії, налагодження та градування дозиметричної та радіометричної апаратури.

Основними роботами з відкритими джерелами є:

- відбір проб теплоносія першого контуру та їхній аналіз;
- збирання, сортування, транспортування та буферне зберігання РАВ;
- ремонт, монтаж і демонтаж основного технологічного обладнання в ЗСР;
- дезактивація приміщень і обладнання, сортування забрудненого спецодягу в санпропускниках і спецпальнях.

## **Розділ 3**

### **ВПЛИВ ДІЯЛЬНОСТІ АЕС НА НАВКОЛИШНЄ СЕРЕДОВИЩЕ**

#### **3.1. Чинники впливу на навколишнє природне середовище**

Основними видами можливого впливу на навколишнє середовище при роботі АЕС, виходячи з технологічного процесу, є радіаційний, хімічний і фізичний вплив. В умовах нормальної експлуатації енергоблоків значущими (за убуванням значущості) є тепловий, хімічний і радіаційний впливи. В малоймовірних, але принципово можливих випадках максимальної проектної або запроектної аварій радіаційний вплив стає домінуючим.

##### **3.1.1. Тепловий вплив**

Атомні станції є джерелами значних скидів тепла в навколишнє середовище. Приблизно дві третини теплової енергії, що виробляється в реакторах, не використовується для вироблення електроенергії в парових турбінах, а скидається через системи охолодження в навколишнє середовище.

Тепловий вплив на навколишнє середовище можливий від теплових вентиляційних викидів в атмосферу та теплових скидань при роботі гідротехнічних споруд: від бризкальних басейнів системи технічного водопостачання відповідальних споживачів та від охолоджувачів теплообмінного встаткування конденсаторів турбін і невідповідальних споживачів.

Проектні тепловиділення в реакторному відділенні енергоблока, що видаляються системами охолодження відповідальних споживачів, становлять у номінальному режимі роботи [7]:

- мінімальні –  $2,9 \times 10^6$  Вт,
- максимальні –  $23,4 \times 10^6$  Вт,
- середні робочі –  $17,4 \times 10^6$  Вт.

Величина тепловиділення із бризкальних басейнів в атмосферу аналогічна тепловиділенням з реакторного відділення. Проектна допустима температура технічної води на вході в обладнання реакторного відділення знаходиться в межах  $+5 - +33^\circ\text{C}$ .

За останні 5 років середні тепловиділення в реакторному відділенні для кожного енергоблока (по бризкальних басейнах аналогічно) у номінальному режимі роботи змінювалися від  $4,7 \times 10^6$  Вт у холодний період до  $16,3 \times 10^6$  Вт у теплий період. Тепловий потік в атмосферу від системи технічного водопостачання відповідальних споживачів по 6-ти енергоблокам відповідно змінювався від  $2,8 \times 10^7$  Вт до  $9,8 \times 10^7$  Вт. Температура охолодженої води в бризкальних басейнах у літній період не перевищувала  $26^\circ\text{C}$  [7].

Продувка системи технічного водозабезпечення здійснюється в водойму-охолоджувач АЕС тільки при нормальній експлуатації блоків. Температура води в системах відповідних споживачів нижче, ніж у водоймі-охолоджувачі (до  $33^\circ\text{C}$ ), тому продувні води бризкальних басейнів негативного теплового впливу на водойму-охолоджувач не виявляють.

Температурний режим гідротехнічних споруд (водойма-охолоджувач, бризкальні пристрої та градирні), крім природних факторів, визначається кількістю та потужністю працюючих енергоблоків. При роботі одного енергоблока тепловий потік в атмосферу становить  $(1,9 - 2,0) \cdot 10^9$  Вт, у цілому від 6-ти енергоблоків  $(9,5 - 10,0) \cdot 10^9$  Вт [7].

Вода в найбільш холодній зоні водойми-охолоджувача має температуру на  $5 - 9^\circ\text{C}$  вище, ніж у Каховському водосховищі. Це явище характерне для всього року.

Максимальна температура води спостерігається у скидному каналі охолоджувачів. У підвідному каналі, як правило, температура води на 8 – 10 °С нижче. Вид і довжина теплового потоку залежить від швидкості і напрямку вітру. Під впливом вітрів північного напрямку більш теплі поверхневі шари притискаються до лівого берегу (до підвідного каналу, погіршуючи тим самим роботу ВО). У північно-західній частині водосховища (у правого берега) утворюється зона (приблизно 25 % усієї площі), де температура води на 0,5 – 1,0 °С нижче, ніж на вході в підвідний канал. Вплив вітрів південного напрямку приводить до рівномірного розподілу теплового потоку по водоймі [7].

Підвищена в порівнянні з повітрям температура води у ВО приводить до інтенсивного випару з водної поверхні, що у свою чергу приводить до частого утворення туманів. Сезонні коливання напрямку та швидкості вітру відповідно створюють неоднорідні вітрові течії в Каховському водосховищі.

Розглянута територія Каховського водосховища характеризується стійкими вітровими течіями. Швидкість вздовжберегових течій, при транзитних витратах води у водосховище 600 – 1300 м<sup>3</sup>/с, становить 0,02 – 0,05 м/с. Площа акваторії водосховища із дещо підвищеною температурою становить близько 1,2 км<sup>2</sup>. Залежно від швидкості або напрямку вітру язик забруднення може міняти конфігурацію, однак загальна площа з підвищеним тепловим навантаженням залишається незмінною.

Регулярні (два рази на місяць) вимірювання температури поверхні води в контрольних точках (рис. 3.1 – 3.3) показують, що збільшення температури води в прилягаючій акваторії Каховського водосховища на 3 °С спостерігається на відстані до 0,7 км, на 1,0 °С – до 1,0 км [7].

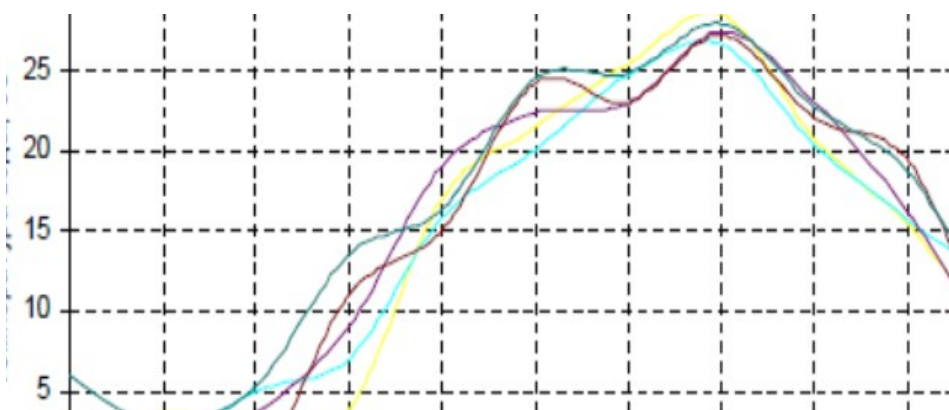


Рис. 3.1 – Зміна температури води в контрольному створі Каховського водосховища т.3

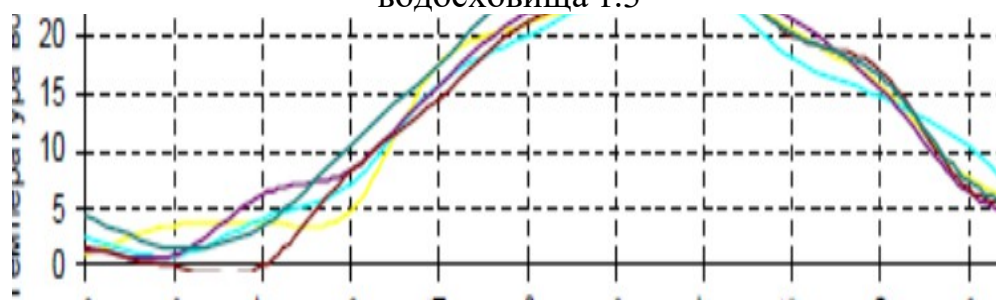


Рис. 3.2 – Зміна температури води Каховського водосховища т.19

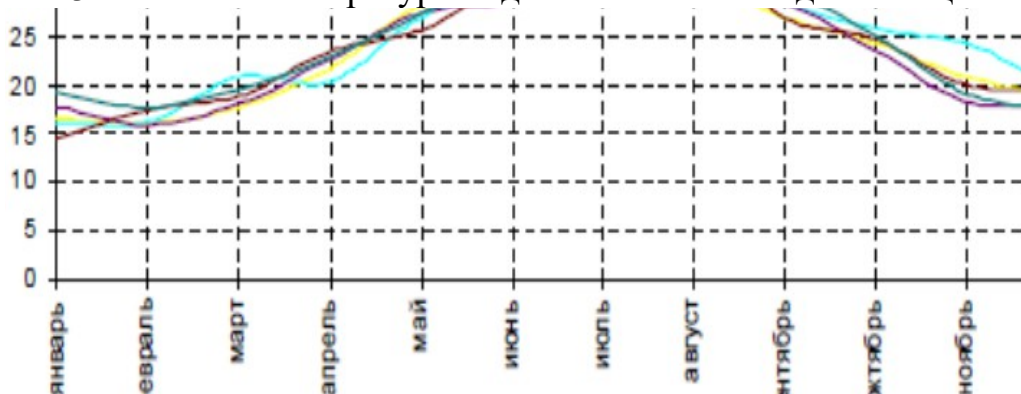


Рис. 3.3 – Зміна температури води у водоймі-охолоджувачі т.1.

Під час продувки з водойми-охолоджувача в Каховському водосховищі, в 500 м нижче за течією, відбувається підвищення температури води: узимку на 0,3 – 2,2 °С, улітку на 0,3 – 3,1 °С. При цьому температура води в 2003 – 2007 рр. досягала в 500-метровій зоні відповідно 6,3 °С и 27,4 °С. Температура води в Каховському водосховищі в основному не перевищує нормативну для водойм, що використовуються у рибогосподарських цілях (не більш 28 °С улітку й 8 °С – узимку) [7].

Перевищення нормативної температури на 0,6 °С було в серпні 2003 р. (досягала відповідно 28,4 °С і 28,6 °С), що пояснюється високою природною температурою води (26,4 °С і 25,5 °С), а також скидами Запорізької ТЕС. Тим самим, теплове забруднення водосховища при водовипусках із водойми-охолоджувача приходиться, в основному, на 500-метрову зону та практично не впливає на зміну екологічної обстановки [7].

В Каховському водосховищі високі температури води в літню пору при слабкому водообміні та значних концентраціях органічних і біогенних речовин стимулюють інтенсивний розвиток фітопланктону, який справляє негативний вплив на якість водного середовища. Теплове забруднення водойм приводить до посилення оборотності біогенних речовин, процесів біодеградації органічних речовин, змін форм міграції важких металів, активізується життєдіяльність риби. Наявність великої кількості кормових організмів сприяє їх швидкому зростанню.

Підігріті води, що надходять зі скидного каналу, повністю локалізуються в ВО. Температурні зйомки ВО та прилеглої акваторії Каховського водосховища дозволяють зробити висновок про відсутність впливу на екосистему Каховського водосховища підігрітих вод водойми-охолоджувача.

Отже, продувна вода незначно (не більше ніж на 3 °С) несе додаткове теплове навантаження на воду Каховського водосховища в контрольному створі. Таке перевищення є допустимим у відповідності до «Правил охорони поверхневих вод від забруднення стічними водами» [16].

### **3.1.2. Хімічний вплив**

Джерелами хімічного впливу на навколишнє середовище є періодичні нерадіоактивні викиди і скиди, що виникають в об'єктах і спорудах на

проммайданчику Запорізької АЕС та мають в своєму складі хімічні елементи і речовини, граничний вміст яких регламентується діючими санітарними нормами і правилами. У повітряне середовище надходять газо-аерозольні нерадіоактивні викиди від допоміжних споруд і виробничих приміщень.

Хімічний вплив АЕС на Каховське водосховище можливий при водовипусках із ВО (продувка) і фільтрацію через тіло греблі. Водойма-охолоджувач разом з іншими гідротехнічними спорудами (бризкальні пристрої та градирні) використовується для охолодження конденсаторів турбін і іншого теплообмінного встаткування енергоблоків 1 – 6.

Джерелом підживлення систем технічного водопостачання АЕС є Каховське водосховище (р. Дніпро). Підживлення ВО здійснюється зі скидного каналу Запорізької ТЕС.

Крім того, у системі технічного водопостачання турбінного обладнання повторно використовуються:

- очищені господарсько-побутові стічні води житлового селища та промзони з об'єднаних очисних споруджень (ООС);
- стічні води промзливневої каналізації (ПЗК);
- скидні води знесолюючої установки хімводоочищення (ХВО);
- скидні води фільтрів блокових знесолюючих установок (БЗУ);
- продувні води системи технічного водопостачання відповідальних споживачів.

Режим роботи охолоджувачів системи технічного водопостачання турбінного обладнання характеризується водогосподарчим балансом. У табл. 3.1 наведений водогосподарчий баланс системи за 2006 р.

Таблиця 3.1 – Водний баланс водойми-охолоджувача в 2006 р. [7]

|                   | Вид втрат і надходження води                          | млн, м <sup>3</sup> |
|-------------------|---|---------------------|
| Витратна частина  | Продувка в Каховське водосховище                      | 247,718             |
|                   | Випар, віднесення вітром і відбір на допоміжні потреб | 107,829             |
|                   | Втрати води на фільтрацію через дамбу                 | 3,295               |
|                   | УСЬОГО  | 358,842             |
| Добавочна частина | Підпитка зі скидного каналу За ТЕС                    | 331,246             |

|                              |         |
|------------------------------|---------|
| Атмосферні опади             | 3,444   |
| Промислові і зливові стоки * | 14,82   |
| БН                           | 0,116   |
| БРК ХВО                      | 0,140   |
| Очищені стоки після ООС      | 7,519   |
| Очищені стоки після ОСЗЗС    | 0,463   |
| Продувні води СТВВС          | 1,093   |
| УСЬОГО                       | 358,842 |

Водообмін у водоймі-охолоджувачі забезпечується за рахунок існуючої споруди продувки, розташованої в греблі ВО в районі максимального охолодження циркуляційної води. Пропускна здатність споруд продувки – 20 м<sup>3</sup>/с [7].

Основними джерелами викидів забруднюючих речовин в атмосферу на проммайданчику Запорізької АЕС є:

- 20 резервних дизельних електростанцій для шести блоків атомної станції з реакторами ВВЕР-1000. Основні забруднюючі речовини, що виділяються – вуглецю окис, азоту двоокис, сірчистий ангідрид;
- ряд розміщених на проммайданчику допоміжних виробництв – енергоремонтне підприємство, цех теплової автоматики та вимірів, хімічний цех, електроцех, масло-дизельне господарство, цех теплових і підземних комунікацій та ін.;
- на окремому майданчику розміщений транспортний цех. Основні забруднюючі речовини, що виділяються, – бензин, вуглецю окис, азоту двоокис, свинець і його сполуки, вуглеводні, не диференційовані по окремим сполукам.

Основні забруднюючі речовини, що виділяються, – ангідрид сірчистий, вуглецю окис, пил неорганічний (SiO<sub>2</sub> 20 – 70 %), азоту двоокис.

Основні забруднюючі речовини, що виділяються, – ангідрид сірчистий, вуглецю окис, пил неорганічний (SiO<sub>2</sub> 20 – 70 %), азоту двоокис.

У табл. 3.2 представлений перелік і фактична кількість основних забруднюючих речовин, що викидаються в атмосферне повітря стаціонарними джерелами ВП ЗАЕС і УБ ВП ЗАЕС.

В процесі експлуатації АЕС неминучим є утворення газоподібних, твердих і рідких продуктів, що містять в своєму складі радіоактивні елементи. Радіаційний вплив енергоблока пов'язаний з їх виходом в навколишнє середовище.

При нормальних умовах експлуатації будь-який вихід елементів з-під оболонки ТВЕЛУ, або часткове руйнування цієї оболонки, приводить до надходження деякої кількості продуктів поділу до теплоносія першого контуру.

Таблиця 3.2 – Перелік основних забруднюючих речовин, що викидаються в атмосферне повітря на проммайданчику Запорізької АЕС [7]

| Код   | Забруднюючі речовини   | Викинуто за 2013 р., т | Викинуто за 2014 р., т |
|-------|--|------------------------|------------------------|
| 00000 | Усього по підприємству (без урахування діоксиду вуглецю):                    | 10,244                 | 11,941                 |
| 01000 | Метали та їх сполуки   | 0,024                  | 0,018                  |
| 03000 | Речовини у вигляді суспендованих твердих частинок (мікрочастинки та волокна) | 5,996                  | 3,683                  |
| 04000 | Сполуки азоту  | 1,730                  | 3,150                  |
| 05000 | Діоксид та інші сполуки сірки  | 0,116                  | 0,206                  |
| 06000 | Оксид вуглецю  | 0,696                  | 1,539                  |
| 11000 | Неметанові леткі органічні сполуки (НМЛОС)                                   | 1,620                  | 3,341                  |
| 12000 | Метан  | 0                      | 0                      |
| 15000 | Хлор та сполуки хлору (у перерахунку на хлор)                                | 0,060                  | 0,002                  |
| 16000 | Фтор та його сполуки (у перерахунку на фтор)                                 | 0,002                  | 0,002                  |

Невеликі кількості радіоактивних продуктів можуть також потрапити до теплоносія першого контуру в результаті нейтронної активації конструкційних матеріалів. Процеси ерозії і корозії продуктів активації сприяють переходу цих матеріалів до теплоносія першого контуру.

Тритій, що знаходиться в теплоносії першого контуру, є одним з компонентів цих продуктів активації.

Вихід тритію з води першого контуру можливий при: • організованих протіканнях;

- зливанні води першого контуру в баки зливу води першого контуру.

Тритій – радіоактивний ізотоп водню з періодом напіврозпаду 12,34 роки. У реакторах ВВЕР тритій утворюється:

- безпосередньо при поділі ядер пального, як продукт потрійного поділу;
- у результаті взаємодії нейтронів з ядрами дейтерію, що знаходиться в теплоносії першого контуру;
- у результаті різних реакцій швидких нейтронів з конструкційними матеріалами активної зони реактора;
- у результаті активації борної кислоти в теплоносії першого контуру.

Крім того, процеси активації в повітрі в безпосередній близькості від корпусу реактора викликають утворення незначних кількостей газоподібних радіоактивних часток, включаючи випари тритієвої води та інертні гази.

Радіоактивні продукти поділу і активації виводяться з теплоносія за рахунок процесів іонного обміну, у результаті яких утворюються забруднені іонообмінні смоли установок спецводоочистки (СВО). У результаті періодичної заміни цих смол утворюються як рідкі, так і тверді радіоактивні відходи.

Процес поводження з радіоактивними середовищами на установках СВО, розташованих у спецкорпусі, приводить до утворення радіоактивних відходів (РАВ): твердих, рідких та газоподібних.

Протікання, що допускаються в парогенераторі теплоносія першого контуру в другий контур, ведуть до утворення радіоактивно забруднених вод цього контуру.

Гази, які накопичуються в першому контурі під час експлуатації, відводяться з нього. Це призводить до утворення потоку газоподібних

викидів. Викиди в атмосферу можуть також створюватися внаслідок вентиляції летучих виділень теплоносія першого контуру, які виникають у результаті малих теч, організованих і неорганізованих протікань. Такі викиди зазвичай містять у собі тритієву водяну пару, інертні гази, аерозолі і інші газоподібні частки.

Під час щорічної зупинки реактора проводиться скидання тиску із систем охолодження, кришка реактора знімається та одна третина паливних зборок виймається і поміщається в басейн витримки для зберігання. Інші дві третини зборок перекомпонуються для підтримки оптимальної щільності потоку нейтронів, і в активну зону завантажуються свіже паливо. Крім відпрацьованого палива процедури перевантаження палива можуть призвести до підвищення виходу рідких радіоактивних відходів (РРВ) і викидів в атмосферу з басейну витримки, шахти ревізії апарата та шахти ревізії блоку захисних труб. Ці відходи за своєю природою аналогічні відходам, які виділяються з теплоносія першого контуру.

Крім того, процедури ремонту та технічного обслуговування, які проводяться під час зупинки реактора, також є джерелами різноманітних РАВ, які виникають у результаті розкриття та ремонту обладнання. Окремі компоненти першого контуру, забруднені в результаті нейтронного опромінення, а також елементи обладнання реакторного відділення і спецкорпусу, які піддалися радіоактивному забрудненню, можуть бути замінені, що викликає додаткове виникнення твердих радіоактивних відходів (ТРВ).

Поводження з рідкими і твердими РАВ, їх зберігання здійснюється у відповідності з вимогами «Санітарних правил проектування і експлуатації АЕС» [17]. Надходження цих видів РАВ в навколишнє середовище при нормальних умовах експлуатації, проектних аваріях і найбільш імовірній запроектній аварії практично виключається.

### 3.2. Вплив на поверхневі та підземні води

Вплив Запорізької АЕС на поверхневі води може позначатися в місцях безпосередніх контактів технологічних елементів і споруджень АЕС із водними об'єктами загального користування. Такими контактними місцями є водозабірні та водоскидні спорудження АЕС.

Скидання промислових, зливових і побутових стоків АЕС та побутових стоків м. Енергодар безпосередньо у водні об'єкти загального користування не виконується. Стоки після очищення і радіаційного контролю скидаються у водойму-охолоджувач (ВО), що є водним об'єктом відособленого користування АЕС. На Запорізькій атомній електростанції є:

- чотири системи водопостачання (питна, технічна, зворотна та повторновикористовуєма);
- три системи водовідведення (господарсько-побутова каналізація, промзливова каналізація та вигрібні ями);
- чотири очисних споруди (очисні споруди замаслених та замазучених стоків, очисні споруди для стічних вод після мийки автотранспорту, очисні споруди ХПС «брудної зони» 1 та 2 черги).

До систем зворотного водопостачання відноситься водопостачання, призначене для багаторазового використання води у технологічних циклах підприємства. По кожному енергоблоку передбачено три системи зворотного водопостачання:

- система охолодження основного обладнання (турбогенератори та допоміжні системи 2 - го контуру);
- система охолодження невідповідальних споживачів (група Б);
- система охолодження відповідальних споживачів (група А).

Повторно використовуєма вода – вода після очисних споруд ХПС «брудної» зони 1 та 2 черги, очисних споруд замаслених та замазучених

стоків, баків нейтралізаторів, баків радіаційного контролю, продувки бризкальних басейнів відповідальних споживачів групи А.

Технічне водопостачання здійснюється зі скидного та підвідного каналу Запорізької ТЕС.

Зі скидного каналу ЗаТЕС технічна вода надходить:

- на насосну станцію технічної води ВП ЗАЕС для безперебійного забезпечення технічною водою споживачів проммайданчика, промислової та комунальної зони ВП ЗАЕС;

- на підживлення водойми – охолоджувача ВП ЗАЕС для поповнення втрат у наслідок природнього випару з водної поверхні водойми, випару та краплинного віднесення із бризкальних басейнів і градирень, часткової фільтрації, а також для проведення продувки водойми-охолоджувача.

Узагальнена інформація щодо динаміки обсягів водокористування ВП ЗАЕС представлена в табл. 3.3 [7].

Для поливу зелених насаджень об'єктів ВП ЗАЕС у місті використовується технічна вода від комунального підприємства «ПКВ» ЕМР. До господарсько-побутових стоків проммайданчика відносяться стічні води від душових, сантехнічних приладів з будівель «чистої» зони проммайданчика, пралень спецкорпусів «чистої» зони, споруд на території ВП ЗАЕС та будівель НТЦ, ВПР-750 та повномасштабного тренажеру.

До промзливової каналізації ВП ЗАЕС надходять зливові та промислові стоки. Зливові стоки (атмосферні опади з покрівлі будівель та території проммайданчика станції) по трубопроводам відводяться в підвідний канал водойми-охолоджувача та використовуються в системі технічного водопостачання.

До промислових стоків проммайданчика відносяться нормативно-чисті стоки (технічна охолоджуюча вода з температурою 5 – 30 о С) з обладнання спецкорпусів 1, 2, з маслоохолоджувачів блочних трансформаторів блоків 1 – 6, кондиціонерів НТЦ та АПК, азотно-кисневої станції, системи автоматичного пожежогасіння. При відсутності централізованої каналізації

стічні води збираються до вигрібних ям і вивозяться асенізаційними машинами на КНС ТЦ. Склад і властивості стічних вод визначаються на кожному випуску їх у водні об'єкти.

Для очищення замаслених та замазучених стоків ВП ЗАЕС використовуються очисні споруди замаслених та замазучених стоків (ОС ЗЗС). На ОС ЗЗС надходять стічні води, забруднені маслами, з машзалів та світлових дворів блоків 1 – 6, ВРП-750, маслодизельного господарства і території об'єднаного допоміжного корпусу.

На очисні споруди ХПС «брудної зони» 1 та 2 черги надходять стоки від санвузлів, душових, умивальників, спецпральні «брудної зони» блоків № 1 – 6 та баків дозиметричного контролю. Для знезаражування стічних вод ультрафіолетовим випромінюванням на 2 черзі очисних споруд впроваджене устаткування «Водограй В30А6» [7].

Очисні споруди після мийки автотранспорту транспортного цеху (ТЦ) призначені для очищення забруднених вод після мийки автотранспорту ТЦ ВП ЗАЕС. Після очистки вода йде на повторне використання до замкненого водооборотного циклу системи мийки.

Система охолодження АЕС оборотна. Охолодження конденсаторів турбін і іншого теплообмінного устаткування базується на роботі водойми-охолоджувача, бризкальних басейнів і градирень, що працюють за паралельною схемою.

Якість води водойми-охолоджувача формується за рахунок:

- підживлення водойми-охолоджувача. Для підживлення водойми-охолоджувача використовується вода скидного каналу ЗаТЕС, яка найбільшою мірою впливає на хімічний склад води водойми-охолоджувача, тому що є основним відновлювачем втрат води водойми-охолоджувача ВП ЗАЕС;
- стічних вод з об'єднаних очисних споруджень господарсько-побутових стоків м. Енергодара та частково, проммайданчика ВП ЗАЕС;

- продувки бризкальних басейнів охолоджуючої технічної води відповідальних споживачів групи «А»;
- промислово-зливової каналізації;
- баків нейтралізаторів і баків радіаційного контролю хімічного цеху;
- очисних споруджень замаслених замазучених стоків.

Формування хімічного складу і якості води водойми-охолоджувача складається зі специфічних для замкнених екосистем гідробіологічних, гідрохімічних і гідрологічних процесів, тобто відбувається накопичення різних класів і типів як органічних, так і мінеральних речовин.

З одного боку, в умовах теплового навантаження підсилюються та прискорюються процеси оборотності біогенних речовин, біодеградації і руйнування органічних складових, інтенсифікуються процеси виводу в донні відкладання важких металів, з іншої, при ефекті випарного концентрування, добре розчинні хлоридні і сульфатні солі таких елементів, як натрію і калію, у значних кількостях можуть накопичуватися у водному середовищі.

З метою поліпшення якості циркуляційної води у ВП ЗАЕС здійснюється продувка водойми-охолоджувача яка дозволяє:

- підтримувати якість води водойми-охолоджувача на екологічно безпечному рівні шляхом запобігання нагромадження мінеральних солей, обумовлених процесами випарного концентрування;
- зменшити імовірності утворення відкладань на охолоджувальних теплообмінних поверхнях;
- знизити температури охолоджуючої води у спекотний період року.

Продувкою водойми-охолоджувача називають зміну водних мас у ньому. Водобмін у водоймі-охолоджувачі забезпечується за рахунок існуючого спорудження продувки, розташованого в греблі водойми-охолоджувача в районі максимального охолодження циркуляційної води.

З 2005 р. продувка ведеться в безперервному режимі. Планований обсяг продувки 315360,000 тис.м<sup>3</sup> при витраті 10 м<sup>3</sup>/с [7].

На рис. 3.4 наведено динаміку обсягів водовідведення водойми-охолоджувача в Каховське водосховище в період 2010 – 2014 рр. Безперервна продувка ставка-охолоджувача забезпечує стабільний хімічний склад оборотної води АЕС і при випуску в Каховське водосховище задовольняє вимогам, встановленим до водойм рибогосподарського призначення.

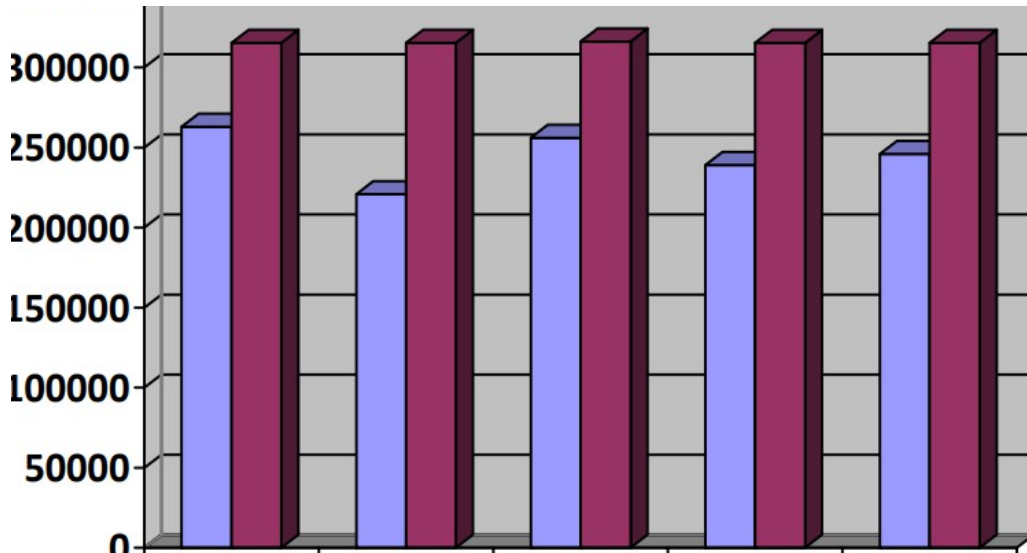


Рис. 3.4 – Динаміка обсягів водовідведення водойми-охолоджувача в Каховське водосховище в період 2010 – 2014 рр. [7]

Комплексні екологічні дослідження проводяться на водних об'єктах Запорізької АЕС за 32 показниками: мінералізація; сульфати; хлориди; кальцій; магній; натрій; калій; азот амонійний; нітрити; нітрати; фосфати; залізо; марганець; мідь; цинк; кисень розчинний; завислі речовини; нафтопродукти; АПАВ; БСК<sub>5</sub>; ХСК; рН; температура; жорсткість загальна; жорсткість карбонатна; лужність загальна; обальт; нікель; кадмій; свинець; фториди; морфолін. Ці дослідження дозволяють виявити особливості формування гідрохімічного режиму і якості води водойми-охолоджувача, одержати вихідну інформацію для прогнозування ступеня можливого впливу скиду підігрітих вод на екосистему Каховського водосховища.

Результати вимірів, що проводяться еколого-хімічною лабораторією ЗАЕС та контролюючими організаціями підтверджують, що за часу введення безперервної продувки ставка-охолоджувача в Каховське водосховище виробнича діяльність АЕС не спричинила суттєвого впливу на зміну

хімічного складу і якості води прилягаючої акваторії Каховського водосховища.

Проте існує тенденція погіршення складу води Каховського водосховища в контрольних точках, що передують місцю розміщення території ВП ЗАЕС. Порівняльний аналіз хімічного контролю води водойми-охолоджувача ВП ЗАЕС і Каховського водосховища дозволяє зробити висновок, що при стабільній концентрації забруднюючих речовин у водоймі-охолоджувачі спостерігається підвищення рівня забруднення Каховського водосховища.

Підвищений вміст у водоймі охолоджувачі заліза, марганцю, цинку (вище ГДК для рибогосподарських водойм) також пояснюється високим їхнім вмістом у воді Каховського водосховища. При скиданні оборотних вод в Каховське водосховище за рахунок розведення якості води за даними показниками не перевищує ГДК.

Нормування скидів забруднюючих речовин у Каховське водосховище проводиться шляхом встановлення гранично допустимих скидів нормованих речовин зі зворотними водами.

Скидання оборотних вод водойми-охолоджувача у Каховське водосховище здійснюється згідно виданому Департаментом екології та природних ресурсів Запорізької облдержадміністрації «Дозволу на спеціальне водокористування», при дотриманні гранично допустимої концентрації (ГДК) і встановлених нормативів гранично допустимого скидання забруднюючих речовин [7].

Таблиця 3.3 – Динаміка водоспоживання ВП ЗАЕС в період 2009 – 2014 рр. [7]

| Найменування джерела водопостачання       | Використано води, тис. м <sup>3</sup> |          |          |          |          |          |
|---|---------------------------------------|----------|----------|----------|----------|----------|
|   | 2009                                  | 2010     | 2011     | 2012     | 2013     | 2014     |
| Питна вода, всього:                       | 943,5                                 | 1001,3   | 1128,6   | 1046,9   | 1157,7   | 1311,4   |
| КП «ПКВ» ЕМР                              | 940,6                                 | 998,6    | 1136,1   | 1044,8   | 1155,3   | 1309,6   |
| КП «Жилкомсервіс»                         | 2,9                                   | 2,7      | 2,5      | 2,1      | 2,4      | 1,8      |
| Технічна вода, всього:                    | 346348,9                              | 342525,4 | 372852,5 | 327282,6 | 364028,0 | 345685,5 |
| Скидний канал ЗаТЕС                       | 346306,7                              | 342466,9 | 372805,4 | 327243,6 | 363993,5 | 345643,9 |
| Підвідний канал ЗаТЕС                     | 9,6                                   | 14       | 14,2     | 9        | 14,2     | 16,8     |
| КП «ПВК» ЕМР                              | 4,7                                   | 5,8      | 8,6      | 7        | 7,4      | 8,9      |
| ВСБ (р. Дніпро)                           | 7,5                                   | 21,3     | 20,6     | 8,9      | 2,7      | 3,0      |
| ВСБ (ПЗ)                                  | 2,8                                   | 3,5      | 3,7      | 4        | 2,6      | 3,4      |
| ВСБ (ЗДВ)                                 | 9,1                                   | 7,5      | -        | -        | -        | -        |
| Профілакторій (забір з внутрішн. водойми) | 8,5                                   | 6,4      | 0        | 10,1     | 7,6      | 9,5      |
| Артезіанська вода                         | 6,1                                   | 11,8     | 12,3     | 8,2      | 7,4      | 122,3    |
| ПЗОВ «Юність» (свердловина)               | 2,1                                   | 2,9      | 1,3      | 0        | 1,3      | 1,8      |
| Арт. свердловина №89 (ГЦ)                 | 0                                     | 6,8      | 8,6      | 6,2      | 3,6      | 117,8    |
| Арт. свердловина № 1-Т (ВСБ)              | 1,4                                   | 2        | 2,3      | 1,5      | 1,3      | 1,2      |
| Арт. свердловина 3-Т(ГЦ)                  | 0,1                                   | 0,1      | 0,1      | 0,5      | 1,2      | 1,5      |

|                           |     |   |   |   |   |   |
|---------------------------|-----|---|---|---|---|---|
| Арт. свердловина 6-Т(ВСБ) | 2,5 | - | - | - | - | - |
|---------------------------|-----|---|---|---|---|---|

Фактичне скидання забруднюючих речовин з водойми-охолоджувача в Каховське водосховище не перевищує затверджені ліміти скидання забруднюючих речовин. Водовипуск з водойми-охолоджувача і фільтрування води через тіло греблі призводять до незначного теплового забруднення Каховського водосховища в діапазоні від 0,3 °С до 2,9 °С – в порівнянні з фоновими її значеннями. Зона підвищення температури обмежена 500-метровим радіусом від точки скидання води.

За результатами режимних спостережень в 2012 – 2014 рр. негативного впливу від діяльності ВП ЗАЕС на гідрогеологічний і гідротермальний режим не виявлено. Температура води при цьому не перевищує норм ГДК для рибогосподарських водойм [7].

Хімічний склад підземних вод на території ЗАЕС і в зоні її впливу змінюється періодично і залежить від місцевих кліматичних та гідрологічних умов. Тенденція підвищення концентрації за період спостережень виявлена лише для окремих компонентів.

### **3.3. Вплив на повітряне середовище**

Основним джерелом викидів забруднюючих речовин на промисловому майданчику Запорізької АЕС є 20 аварійних дизельних генераторів для 6 атомних енергоблоків реакторів ВВЕР-1000. Забруднюючими речовинами, що викидаються є оксид вуглецю, діоксид азоту та сірчаний ангідрид. Окрім аварійних дизельних генераторів, на майданчику розміщена низка допоміжних виробництв: підприємство з ремонту електромережі, підрозділ теплопостачання, хімічний цех, підрозділ електропостачання, склад дизельного палива, підрозділ теплових та підземних мереж.

Промисловий майданчик № 1 – проммайданчик Запорізької АЕС.

Згідно інвентаризації, на проммайданчику ЗАЕС (№ 1) нараховується 251 джерело викидів забруднюючих речовин в атмосферне повітря, з них 221

джерело з організованими викидами і 30 неорганізованих джерел; 2 джерела обладнані газоочисними установками: установка очищення аспіраційного повітря від токарного верстата, установки електродугового напилення «Тафа» та камери ручного напилення в пиловловлювачі мокрого типу ПВМ10СА (енергоремонтний підрозділ) та циклон типу Ц-800 (дільниця поточних та капітальних ремонтів управління будівництва ВП ЗАЕС). Викиди забруднюючих речовин від стаціонарних джерел складають 13,759 т/р [7].

На проммайданчику № 1 розміщені наступні основні споруди:

1) Головні корпуси енергоблоків, РДЕС 78Г: блоки № 1 – 6 і загальноблочний з дизель-генератором, витратними і підземними ємностями дизельного палива і дизельного масла (джерела № 1001-1020, 1051-1114).

2) Спецкорпус № 1 і № 2 з санітарно-побутовими блоками (джерела № 1603-1605).

3) Об'єднаний допоміжний корпус, у якому розміщені:

- ремонтно-механічні майстерні енергоремонтного підрозділу (джерела №1301-1323);

- приміщення електроцеху (джерела № 1401-1411);

- приміщення хімічного цеху (джерела № 1501-1516, 1518, 1519, 1528);

- приміщення ВРХЛ (джерела № 1523-1526);

- приміщення лабораторії металографічних випробувань (джерело № 1538) - приміщення приватного підприємства «Енхол» (джерело № 1601);

- зварювальний пост та верстати цеху теплових промислових комунікацій (джерела № 1701, 1701/1);

- приміщення управління будівництва (джерела № 1522, 1702, 1704);

- майстерня цеху теплової автоматики і вимірювань (джерело № 1705).

4) Лабораторно-побутовий корпус – 2 а (джерело № 1527).

5) Об'єднаний газовий корпус, в який входять: загальностанційна компресорна і азотно-кисневе господарство (джерела № 1801-1810).

6) Будівлі служби спеціальних ремонтних робіт реакторно-турбінних відділень ЕРП, в яких розміщені майстерні (джерела № 1606-1611).

7) Корпус об'єднаного маслодизельного господарства ЕЦ (джерела № 1412-1437, 1517).

8) Відкритий розподільчий пристрій (ВРП-750 кВ) ЕЦ (джерела № 1438-1454).

9) Очисні споруди замаслених і замазучених стоків ХЦ (джерела № 1529-1537)

10) Будівлі гідротехнічного цеху: база ГЦ, насосна станція градирень, насосна станція технічної води (джерела № 1901-1917).

11) Їдальні № 11 і № 18 (джерела № 1612-1621). Транспортний цех ВП ЗАЕС.

На окремому майданчику розташований транспортний цех (ТЦ) ВП ЗАЕС (проммайданчик № 2).

ТЦ має 473 одиниці автотранспорту, з них 307 карбюраторних та 166 дизельних.

Згідно звіту з інвентаризації, в транспортному цеху 91 стаціонарне джерело викидів ЗР, з них 33 – оснащені вентиляційними установками, 43 – мають природну вентиляцію. Газоочисних установок в ТЦ не має.

Викиди забруднюючих речовин від стаціонарних джерел проммайданчика № 2 згідно інвентаризації складають 2,818 т/р.

Управління будівництва ВП ЗАЕС.

Усього по УБ ВП ЗАЕС нараховується 148 стаціонарних джерел викидів ЗР, 16 з них оснащені газоочисними установками.

За результатами проведеної інвентаризації в УБ ВП ЗАЕС визначено 4 проммайданчика:

Проммайданчик № 3 – завод залізобетонних виробів та будівельних матеріалів – 81 джерело викидів, з них 53 оснащені вентиляційними установкам, 13 мають природну вентиляцію, 10 джерел оснащені газоочисними установками.

До складу проммайданчика № 3 входить автотранспортне господарство управління будівництва.

Наявність автотранспорту: всього 134, з них карбюраторних 54, дизельних 80, газобалонних – немає. Згідно інвентаризації викиди забруднюючих речовин складають 3,926 т/р.

Проммайданчик № 4 – склад паливно-мастильних матеріалів – 28 джерел викидів; газоочисні установки відсутні. Згідно інвентаризації викиди забруднюючих речовин складають 0,1096 т/р.

Проммайданчик № 5 – діляниця будівельних матеріалів – 36 джерел викидів, з них 7 джерел оснащені вентиляційними установками, 14 мають природну вентиляцію, 6 джерел оснащені газоочисними установками.

На ДБМ є паливовикористовуюче обладнання – асфальтозмішувальна установка ДС-158. Згідно інвентаризації викиди забруднюючих речовин складають 3,416 т/р.

Проммайданчик № 6 – діляниця механізованих робіт має 3 джерела викидів. Згідно інвентаризації викиди в атмосферне повітря складають 0,00427 т/р.

В УБ ВП ЗАЕС ведуться журнали за формами первинної облікової документації ПОД-1, 2, 3. Контроль ефективності роботи ГОУ здійснює аттестована еколого-хімічна лабораторія служби охорони навколишнього середовища згідно затвердженому графіку. Ефективність ГОУ складає від 90,8 % – 99,0 %. Викиди забруднюючих речовин від проммайданчиків УБ ВП ЗАЕС, згідно інвентаризації, складають 7,45587 т/р. Зовнішні об'єкти:

Проммайданчик №7 – друкарська діляниця СІТ ВП ЗАЕС. Згідно звіту з інвентаризації, в друкарській діляниці 3 стаціонарних джерела викидів забруднюючих речовин. Газоочисних установок в ДД СІТ ВП ЗАЕС не має. Викиди складають 0,0002 т/р.

Проммайданчик №8 – дизель-генераторна служби телекомунікації і зв'язку цеху засобів диспетчерського технологічного управління ВП ЗАЕС. Згідно інвентаризації на проммайданчику 1 джерело – дизель-генератор АСДА-200, газоочисних установок не має. Викиди складають 0,079 т/р.

Проммайданчик № 9 – станція зарядки вогнегасників енергоремонтного підрозділу ВП ЗАЕС. Згідно інвентаризації на проммайданчику 7 джерел, 2 джерела оснащені газоочисними установками – циклон ЦН-11-400, циклон ЦН-11-500. Фактична ступінь очищення склала 79,06 та 79,88 % відповідно. Викиди складають 0,149 т/р.

Проммайданчик №10 – центр підготовки ремонтного персоналу навчально-тренувального центру ВП ЗАЕС. Згідно інвентаризації на проммайданчику 2 джерела, газоочисних установок не має. Викиди складають 0,002 т/р.

Проммайданчик № 11 – ділянка по ремонту і обслуговуванню зовнішніх магістральних теплових мереж промислової зони цеху теплових і промислових комунікацій ВП ЗАЕС. Згідно інвентаризації на проммайданчику 7 джерел, газоочисних установок не має. Викиди складають 0,005 т/р.

Проммайданчик № 12 – підстанція «Радуга» цеху електричних мереж ВП ЗАЕС. Згідно інвентаризації на проммайданчику 4 джерела, газоочисних установок не має. Викиди складають 0,009 т/р.

Проммайданчик № 13 – шламонакопичувач № 2 (перша черга) хімічного цеху ВП ЗАЕС. Згідно інвентаризації на проммайданчику 1 джерело неорганізованих викидів. Викиди складають 1,484 т/р.

Проммайданчик № 14 – насосна станція подачі води на градирні гідротехнічного цеху ВП ЗАЕС. Згідно інвентаризації на проммайданчику стаціонарних джерел, з них 3 джерел з організованими викидами і 2 неорганізованих джерела, газоочисних установок не має. Викиди складають 0,018 т/р. Сумарні викиди від зовнішніх об'єктів ВП ЗАЕС за 2014 р. склали 1,750 т.

Таким чином, загальна кількість забруднюючих речовин, що викидаються в атмосферу на Запорізькій АЕС, складає 25,8 тон/р та не перевищує встановлених лімітів допустимих викидів [7].

В табл. 3.4 наведено обсяги викидів забруднюючих речовин стаціонарними джерелами проммайданчика ЗАЕС за 2013 – 2014 рр. [5] у відповідності з Дозволами на викиди.

Таблиця 3.4 – Викиди забруднюючих речовин в атмосферу стаціонарними джерелами проммайданчика ВП ЗАЕС [7]

| Код   | Забруднюючі речовини   | Викинуто за 2013 р., тон | Викинуто за 2014 р., тон |
|-------|--|--------------------------|--------------------------|
| 00000 | Усього по підприємству (без урахування діоксиду вуглецю):                    | 10,244                   | 11,941                   |
| 01000 | Метали та їх сполуки   | 0,024                    | 0,018                    |
| 03000 | Речовини у вигляді суспендованих твердих частинок (мікрочастинки та волокна) | 6,996                    | 3,683                    |
| 04000 | Сполуки азоту  | 1,730                    | 3,150                    |
| 05000 | Діоксид та інші сполуки сірки  | 0,116                    | 0,206                    |
| 06000 | Оксид вуглецю  | 0,696                    | 1,539                    |
| 11000 | Неметанові леткі органічні сполуки (НМЛОС)                                   | 1,620                    | 3,341                    |
| 12000 | Метан  | 0                        | 0                        |
| 15000 | Хлор та сполуки хлору (у перерахунку на хлор)                                | 0,060                    | 0,002                    |
| 16000 | Фтор та його сполуки (у перерахунку на фтор)                                 | 0,002                    | 0,002                    |
| 18000 | Фреони   | -                        | -                        |

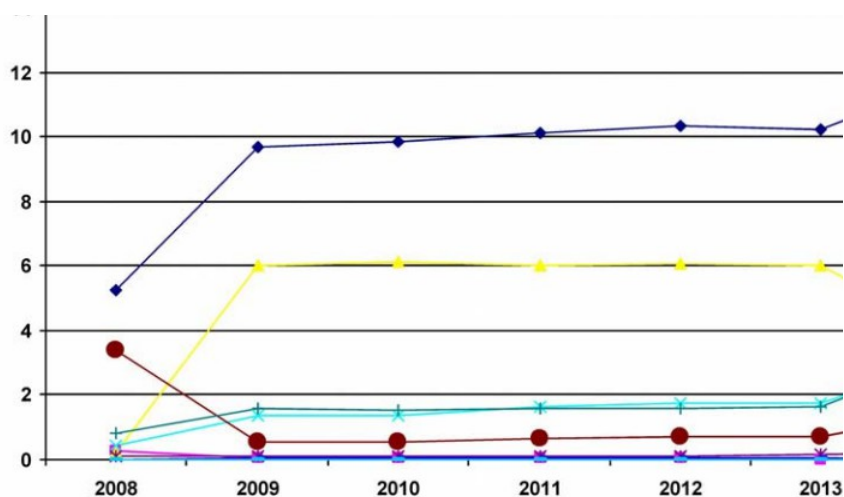


Рис. 3.5 – Динаміка обсягів викидів забруднюючих речовин ВП ЗАЕС

Як видно, у 2013 – 2014 рр. стаціонарними джерелами проммайданчика № 1 ВП ЗАЕС викинуто в атмосферне повітря, відповідно, 10,244 і 11,941 т забруднюючих речовин.

В табл. 3.5 наведено кількісні показники обсягів викидів ЗР за 2008 – 2014 рр. Наглядно динаміку змін обсягів викидів показано на рис. 5.8.

### **3.4. Вплив на ґрунти**

Природних ландшафтів в зоні спостереження ВП ЗАЕС практично не існує. Всі вони перетворені людиною та використовуються для виробництва промислової та сільськогосподарської продукції. Територія, прилегла до санітарно-захисної зони, складається з дернових ґрунтів із слабо гумусованими пісками та супіщаних ґрунтів природного та штучного походження.

Відповідно до Закону України «Про охорону навколишнього природного середовища», Земельного Кодексу України, Закону України «Про відходи» [17 – 19], ВП ЗАЕС здійснює хімічний контроль ґрунтів в районі розташування АЕС та донних відкладень водойми-охолоджувача в узгоджених з органами СЕС контрольних точках. Для забезпечення контролю за забрудненням навколишнього природного середовища ВП ЗАЕС здійснює аналіз складу і властивостей ґрунтів:

- санітарно-захисної зони;
- зони спостереження;
- шламонакопичувачів;
- полігону захоронення відходів, що не утилізуються;
- складу і властивості донних відкладень (мула водойми-охолоджувача).

Таблиця 3.5 – Динаміка обсягів викидів забруднюючих речовин в атмосферу стаціонарними джерелами промайданчика  
ВП ЗАЕС [7]

| Найменування ЗР  | Викид ЗР, т/р |        |        |       |       |        |
|--|---------------|--------|--------|-------|-------|--------|
|  | 2014          | 2013   | 2012   | 2011  | 2009  | 2008   |
| Усього ЗР  | 11,941        | 10,244 | 10,321 | 9,678 |       | 10,271 |
| Метали та їх сполуки   | 0,018         | 0,024  | 0,047  | 0,037 | 0,034 | 0,298  |
| Речовини у вигляді суспендованих твердих частинок (мікрочастинки та волокна) | 3,681         | 5,996  | 6,05   | 6,123 | 5,997 | 0,218  |
| Сполуки азоту  | 3,151         | 1,730  | 1,742  | 1,335 | 1,376 | 0,419  |

|   |       |       |       |       |       |  |
|---|-------|-------|-------|-------|-------|--|
|   |       |       |       | 3     |       |  |
| Діоксид та інші сполуки сірки                 | 0,207 | 0,116 | 0,115 | 0,094 | 0,087 |  |
| Оксид вуглецю                                 | 1,539 | 0,696 | 0,712 | 0,528 | 3,405 |  |
| Неметанові леткі органічні сполуки (НМЛОС)    | 3,341 | 1,620 | 1,586 | 1,584 | 0,844 |  |
| Хлор та сполуки хлору (у перерахунку на хлор) | 0,002 | 0,06  | 0,06  | 0,06  | 0     |  |
| Фтор та його сполуки (у перерахунку на фтор)  | 0,002 | 0,002 | 0,009 | 0,005 | 0     |  |

Одним з напрямків екологічного моніторингу в ВП ЗАЕС є лабораторний контроль стану ґрунтів в районі шламонакопичувачів № 1 і № 2 та місць розміщення відходів на полігоні захоронення неутилізованих промислових відходів (ПЗНПО).

Динаміка змін концентрацій забруднюючих речовин у ґрунті за період 2013 – 2014 рр. відображена рисунках 3.6 – 3.10.

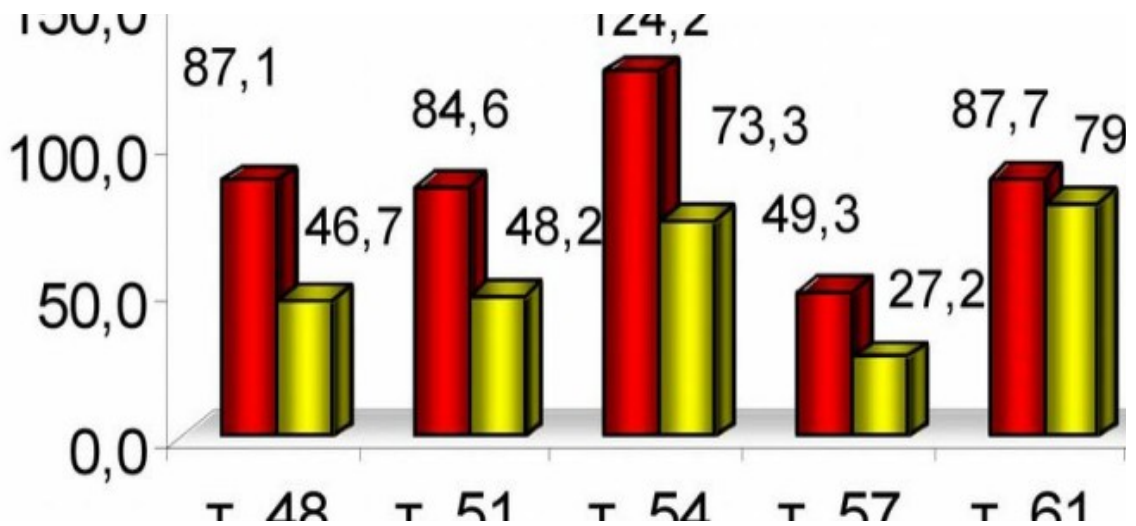


Рис. 3.6 – Динаміка зміни концентрації заліза загального в ґрунтах ПЗНПО.

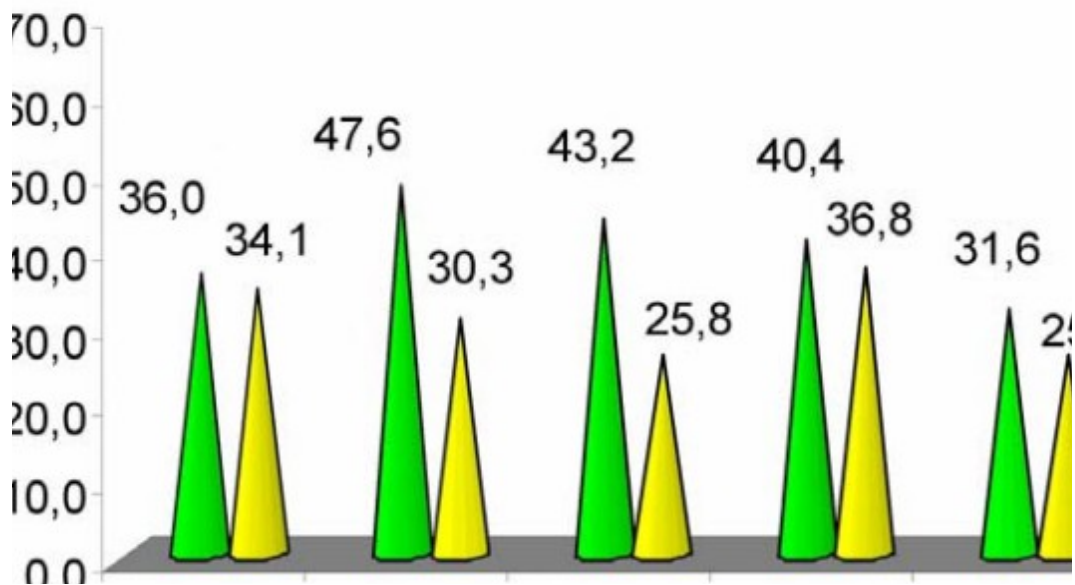


Рис. 3.7 – Динаміка зміни концентрації хлоридів в ґрунтах ПЗНПО

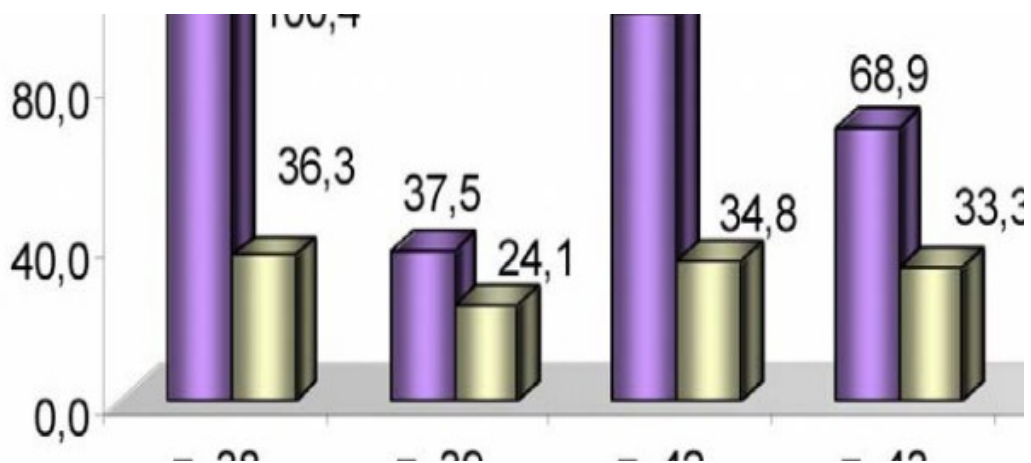


Рис. 3.8 – Динаміка зміни концентрації заліза загального в ґрунтах в районі шламонакопичувачів

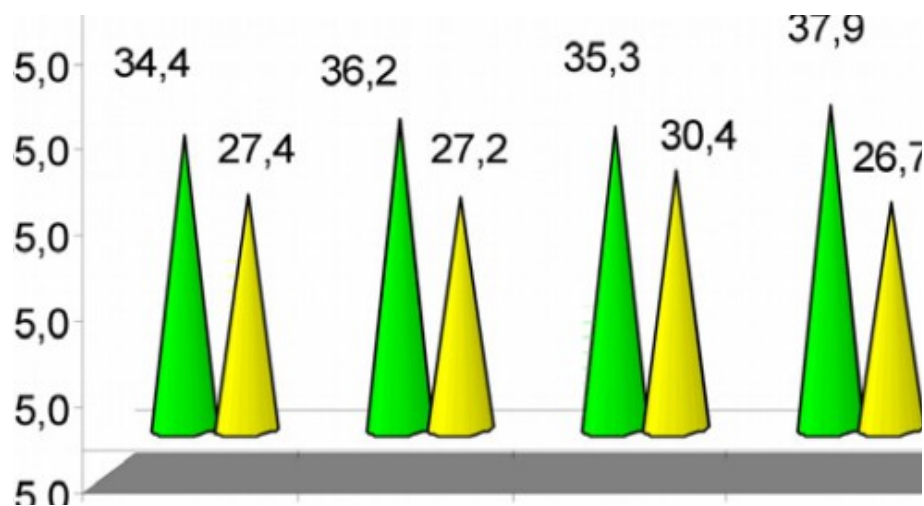


Рис. 3.9 Динаміка зміни концентрації хлоридів в ґрунтах в районі шламонакопичувачів

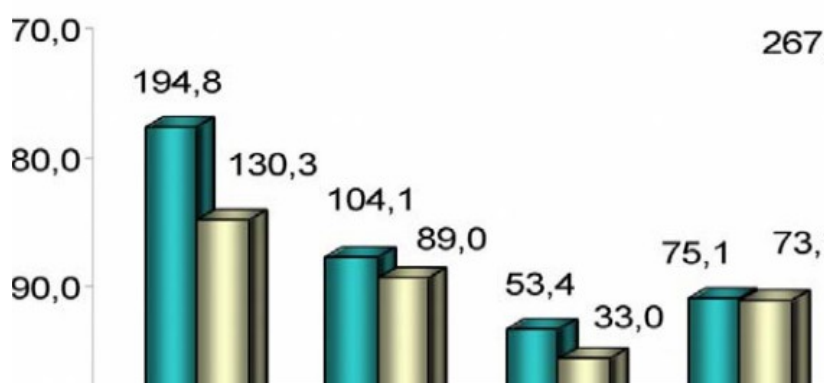


Рис. 3.10 – Динаміка зміни концентрації фосфатів в ґрунтах в районі шламонакопичувачів

Результати екологічного моніторингу дають можливість об'єктивно оцінити ступінь впливу виробничої діяльності ВП ЗАЕС на стан ґрунтів в районі розташування АЕС. Аналіз багаторічних спостережень за хімічним складом і властивостями ґрунтового покриву показав, що по рухомим формам хімічних елементів, що є найбільш екологічно значимими (оскільки відповідають за швидкість міграції по харчових і ценозних ланцюжках) перевищень ГДК не виявлено. Виробнича діяльність ВП ЗАЕС не здійснює додаткового хімічного впливу на склад ґрунту території розміщення об'єктів АЕС. У зв'язку з цим заходи щодо зменшення негативного впливу виробничої діяльності станції на ґрунт не розроблялись.

### **3.5. Вплив на рослинний, тваринний світ та об'єкти природно-заповідного фонду**

Природна рослинність території, що знаходиться в безпосередній близькості до ВП ЗАЕС типова для підзони різнотравно-ковилових степів, але до теперішнього часу збереглася тільки фрагментарно, так як основна частина прилеглої території розорана і зайнята під сільськогосподарські угіддя. Характерним для степу є ковиль перистий, красівейний, пушистостелий. Крім ковилю поширені і інші злакові, серед яких тіпчіна, метліка, пирій, тонконог, житняк. Зустрічаються природороздільні аналоги байрачних лісів, багато чагарників.

Піщані тераси зайняті насадженнями сосни. Природна рослинність збереглася в значно зміненому вигляді на укосах терасних уступів (різнотравно-типчакові і тирсові співтовариства). Розповсюдження набула популяція різновидів амброзії. З метою боротьби з розповсюдженням передбачені та виконуються заходи по боротьбі з карантинними рослинами.

Планом ліквідацій аварійних ситуацій передбачені заходи щодо попередження та ліквідації пожеж, пов'язаних із займанням рослинності в межах проммайданчика та санітарно-захисної зони ВП ЗАЕС.

З метою контролю накопичення забруднюючих речовин в рослинності проводяться порівняльні вимірювання складу ґрунтів після сходу сніжного покриву та восени, після зів'янення рослинності. За результати вимірювань перевищень вмісту важких металів в пробах з урахуванням рослинності не встановлено.

Зміна ландшафту в результаті заміни лісочагарників і лугових угідь водною поверхнею (Каховське водосховище) значно вплинуло на тваринний світ річкових долин. Змінилося співвідношення видів в характерних біотопах, дещо змінилися і самі біотопи. Найбільш пристосувалися до життя в даному регіоні: ховрах, мишоподібні гризуни, їжак вухатий і звичайний заєць-русак. З плазунів найбільш поширені ящірки живородна та прудка, з рептилій – вуже звичайний і водний, змії мідянка, полоз чотиризмугвий, жовтобрюх, полоз візерунковий. Із земноводних найбільш характерні жаба озерна і гостроморда.

Зміни в рослинному покриві 30-км зони Запорізької АЕС переважно спричинені розвитком сільського господарства. Вони відбулися задовго до початку будівництва, тому сама станція і її водойма-охолоджувач не нанесли скільки-небудь істотних змін видовому складу і рослинним угрупованням регіону. Завданий будівництвом збиток рослинності був зменшений шляхом проведення заходів щодо озеленення території АЕС і навколо неї.

Ознак аномального розвитку і росту більшості видів флори регіону знайдено не було, дигресивні зміни обумовлені рекреаційною, сільськогосподарською (пасовищним), техногенною дією. Випадків мутагенних впливів діяльності станції на флору регіону знайдено не було.

У межах 30-ти кілометрової зони ЗАЕС ендемічних видів тварин не зафіксовано, але існує ряд видів, які або вже зникли з регіону, або їх чисельність скорочується. В першу чергу це стосується видів степового

комплексу, практично знищеного в регіоні. Річка Дніпро та Каховське водосховище повністю забезпечує кормами ті види птахів, основу живлення яких складають корми при будь-якому стані рівня води (личинки, комарі, дрібна риба).

Зона спостереження Запорізької АЕС характеризується наступними тенденціями стосовно рослинного та тваринного світу:

- зменшення кількості видів птахів (передбачається, що це пов'язано зі зменшенням перелітних видів);
- розростання урбанізованих територій, а отже, і зменшення природних ареалів;
- можливе впровадження нових сільськогосподарських культур;
- зменшення лісового покриву через ерозійні процеси;
- збільшення площі заповідних територій (парків, заповідників) в результаті державної політики.

Жодне з перерахованих зрушень не пов'язане з експлуатацією Запорізької АЕС.

Таким чином, за нормальних умов експлуатації Запорізька АЕС не здійснює негативного радіаційного або хімічного впливу на флору, фауну та заповідні об'єкти.

У випадку аварії на АЕС та залежно від природи аварії представники рослинного та тваринного світу в оточуючих районах можуть зазнати відповідного радіаційного впливу [7].

## Розділ 4

### ПОВОДЖЕННЯ З ВІДХОДАМИ НА ЗАПОРІЗЬКІЙ АЕС

Найважливішою у промисловому використанні ядерної енергії являється проблема поводження з радіоактивними відходами. Атомна енергетика відрізняється від інших джерел отримання енергії тим, що має шкідливий радіаційний фон відходів. І при цьому вони утворюються на всіх етапах ядерно-паливного циклу.

Усі матеріальні точки та субстанції в яких перевищено рівень радіонуклідів відносяться до радіоактивних відходів (РАВ). Саме ці радіонукліди, що містяться у відходах можуть критично впливати на здоров'я людини та довкілля через розсіювання в біосфері виділяючи радіацію.

РАВ – можуть бути газами, розчинами, матеріалами чи виробами, тобто можуть мати різний агрегатний стан. Найбільш поширеними визнані рідкі радіоактивні відходи. Вони формуються на атомних електростанціях, радіохімічних заводах та у дослідницьких центрах.

Тверді РАВ також накопичуються у великій кількості, особливо:

- в реакторах АЕС загальною електричною потужністю 1 ГВт за рік утворюються 300 – 500 м<sup>3</sup> твердих відходів
- від переробки опроміненого палива утворюється, ще 10 м<sup>3</sup> високоактивних РАВ від переробки опроміненого палива
- від переробки палива утворюється 130 м<sup>3</sup> відходів низької активності та 40 м<sup>3</sup> середньої [1,2]

#### 4.1. Класифікація радіоактивних відходів

Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ) розробили спеціальні норми та стандарти, щодо правил поведінки з утвореними радіаційними відходами. Основою національних норм стали рекомендації надані Міжнародної комісії з радіологічного захисту (МКРЗ) після численних комісій та досліджень.

У таблицях 4.1 – 4.4 наведені загально прийняті класифікації РАВ в Україні.

Таблиця 4.1 – Класифікація радіаційних відходів за критерієм допустимості/недопустимості захоронення в схронах різних видів

|               | опромінення через<br>300 років після<br>поховання | звільнення в період<br>до 300 років після<br>поховання |                    |
|---------------|---|--|--------------------|
| Короткоживучі | Нижче рівня Б                                     | Повне, обмежене  | Поверхня           |
| Довгоживучі   | Вище рівня А                                      | Не розглядається                                       | У глибоких схронах |

Таблиця 4.2 – Класифікація твердих РАВ за можливим рівнем вилучення

| Клас РАВ | Види РАВ  |
|----------|---|
|          | Трансуранові $\alpha$ -випромінюючі радіонукліди  |
|          | $\beta$ -випромінюючі радіонукліди<br>(за винятком трансуранових)   |
|          | $\beta$ -, $\gamma$ -випромінюючі радіонукліди (за винятком трансуранових)  |
|          | $^3\text{H}$ , $^{14}\text{C}$ , $^{36}\text{Cl}$ , $^{45}\text{Ca}$ , $^{53}\text{Mn}$ , $^{59}\text{Fe}$ , $^{63}\text{Ni}$ , $^{93}\text{Nb}$ , $^{99}\text{Tc}$ , $^{109}\text{Cd}$ , |

Таблиця 4.3 – Класифікація твердих і рідких РАВ за показником питомої активності елементів

|                 | активності елементів |                 |                        |                 | рідких РА<br>в одиниця |
|-----------------|----------------------|-----------------|------------------------|-----------------|------------------------|
|                 | α-радіонукліди       |                 | β-, γ-<br>радіонукліди |                 |                        |
|                 | Група 1              | Група 2         | Група 3                | Група 4         |                        |
| Низькоактивні   | > 10-1;<br>< 101     | >100;<br><102   | > 101;<br>< 103        | > 102;<br>< 104 | > 1                    |
| Середньоактивні | ≥ 101;<br>< 105      | ≥ 102;<br>< 106 | ≥ 103;<br>< 107        | ≥ 104;<br>< 108 | ≥ 10                   |
| Високоактивні   | > 105                | > 106           | > 107                  | > 108           | >                      |

Таблиця 4.4 – Класифікація радіаційних відходів з невідомим радіонуклідним складом (НРС) та питомою активністю за показниками потужності поглиненої в повітрі дози радіації на відстані 0,1 м від поверхні контейнера

|                      | повітрі дози, мкГр·рік-1 |
|----------------------|--------------------------|
| Низької активності   | > 1; ≤ 100               |
| Середньої активності | > 100; < 10000           |

Для поділення РАВ на різні типи використовують багато підходів, один з яких розподілення радіоактивних відходів відповідно до можливості та безпеки при захороненні їх в при поверхневих сховищах, чи навпаки відповідно до необхідності поховання відходів у стабільніших геологічних прошарках та формаціях. За цим критерієм радіаційні відходи поділяються на короткоживучі та довгоживучі.

Основна відмінні між короткоживучими та довгоживучими РАВ полягає в терміні нагляду за станом захоронення.

Для короткоживучих РАВ – цей термін закінчується раніше ніж через 300 років, після цього періоду зупиняють моніторинг ділянки схрону. Для довгоживучих РАВ цей термін сягає 300 років та більше (для високоактивних РАВ) [3,4]. Усі РАВ класифікують на чотири групи за «рівнем вилучення», що встановлений для різних груп радіонуклідів.

Наприклад, у категорії гамма-випромінюючих РАВ (з невідомою питомою активністю) використовується систематизація, яка підрозділяє їх на низько-, середньої високоактивні за поглинанням потужності.

Майже в усіх країнах, в яких є атомні електростанції наразі фіксується високий рівень РАВ. Під час їх переробки виникає багато проблем, а саме, з радіаційною а також екологічною небезпекою переробки високоактивних відходів.

І високоактивні РАВ від паливної переробки включають в себе радіонукліди, які здобуті шляхом проходження ядерних реакцій. Такі, як продукти поділу і трансуранові елементи (ТУЕ), які утворюються з атомів  $^{238}\text{U}$  в активній зоні ядерного реактора, під час вбирання ними нейтронів з подальшим  $\beta$ -розпадом.

Такі високоактивні відходи становлять лише 3% від загальної кількості РАВ у світі, проте, вони охоплюють до 95% всієї активності. Через велику кількість тепловиділення радіоактивні відходи також потребують додаткових заходів для їх зберігання та захоронення.

Склад РАВ дуже складний та змішаний. Поділ радіонуклідних продуктів залежить від багатьох факторів, таких як показник опромінення відходів, вигорання, загальної динамічної рівноваги та швидкості  $\alpha$ -розпаду. Ускладнює подальшу утилізацію РАВ, те що при зберіганні до відходів потрапляють продукти корозії контейнерів відпрацьованого палива, частини обладнання, додаткові реагенти, а також трансуранові хімічні елементи, такі як – ізотопи урану, плутонію, нептунію, америцію та інші [36, 37].

## 4.2. Фізичні та хімічні властивості радіоактивних матеріалів

Радіоактивні матеріали відрізняються від звичайних за фізичними та хімічними властивостями.

Фізичні властивості РАВ:

– радіоактивні матеріали мають стійкість, що визначається їх періодом напіврозпаду. Тобто, через деякий час обсяг радіоактивного матеріалу зменшиться на 50%;

– радіоактивні матеріали можуть відрізнитися густиною, кольором, текстурою, що залежить від їх форми та хімічного складу;

– Радіоактивні матеріали виділяють енергію в формі радіації, що може бути електромагнітною (наприклад, гамма-випромінювання) або частковою (наприклад, альфа-, бета-, нейтронна радіація).

Основні хімічні властивості радіоактивних матеріалів:

1. Реактивність: Деякі радіоактивні матеріали можуть мати високу реактивність, тобто вони можуть здійснювати хімічні реакції з іншими речовинами. Наприклад, плутоній може реагувати з киснем і водою, що призводить до утворення оксидів.

2. Розчинність: Радіоактивні матеріали можуть бути розчинними або нерозчинними у різних розчинниках в залежності від їх хімічної природи та форми. Наприклад, уран може бути розчинним у розчинниках, що містять кислоти або луки, тоді як плутоній може бути нерозчинним у воді, але розчиняється у нітратному розчиннику.

3. Кислотність та лужність: Деякі радіоактивні матеріали можуть бути кислими або лужними в залежності від їх хімічного складу та взаємодії з розчинниками. Наприклад, радій має високу лужність, тоді як кобальт може бути кислим.

4. Токсичність: Більшість радіоактивних матеріалів є токсичними та шкідливими для живих організмів. Наприклад, іонізуюча радіація може пошкоджувати клітини тіла, що може призводити до різних захворювань та патологічних станів.

5. Розпад: Радіоактивні матеріали мають властивість радіоактивного розпаду, що означає, що вони розпадаються на більш стабільні речовини і випускають радіацію під час цього процесу. Відповідно, хімічні властивості радіоактивних матеріалів можуть змінюватися в процесі радіоактивного розпаду, що потрібно враховувати при зберіганні та переробці радіоактивних відходів.

Підсумовуючи, радіоактивні речовини мають особливі фізичні та хімічні властивості, які напряду пов'язані з їх структурою і властивостями ядер та електронних оболонок.

Завдяки цим властивостям можна визначити поведження радіоактивних матеріалів в різному оточенні. Це грає важливу роль у їх зберіганні, використанні та переробці. Не менш важливо, дотримуватися правил під час роботи з радіоактивними матеріалами для збереження безпеки від впливу радіації.

### **4.3. Утворення нерадіоактивних відходів**

Науковці виділяють шість основних джерел радіоактивного забруднення навколишнього середовища.

1. Викиди теплоелектростанцій, що включають в себе природні радіоактивні ізотопи, які мігрують в навколишнє середовище.

2. Штучні радіоактивні ізотопи випробувань, а також використання ядерної зброї. Нажаль, до сих під підпільне тестування та розроблення ядерної зброї проводиться різними країнами.

3. Природні радіоактивні ізотопи радіоактивних і нерадіоактивних елементів, які ескортуються в докiлля при видобутку корисних копалин з товщини земної кори.

4. Аварії на підприємствах ядерного паливного циклу.

5. Підприємства ядерного паливного циклу, перші етапи якого (видобуток урану, збагачення енергоємного ізотопу, виготовлення твелів) є джерелами природних радіоактивних ізотопів, а подальші (робота атомних електростанцій, захоронення радіоактивних відходів та їх переробка) – джерелами штучних радіоактивних ізотопів.

6. Побутові інциденти з радіоактивними, в основному, штучними джерелами іонізуючих випромінювання.

#### **4.4. Поводження з РРВ при експлуатації енергоблоків ЗАЕС**

Відпрацьоване ядерне паливо (ВЯП), що утворюється під час виробництва енергії в атомних реакторах, є одним із найважливіших компонентів виробничого циклу АЕС.

Після експлуатації в активній зоні реакторів (досягнення проектної глибини вигорання), ВЯП відвантажується в приреакторні басейни витримки, де зберігається протягом 4 – 5 років для зменшення радіоактивності і залишкового тепловиділення.

Після охолодження в басейнах витримки, ВЯП відвантажується в спеціальні контейнери, які забезпечують безпеку його транспортування.

Сучасний стан атомної енергетики в світі на даному рівні розвитку науки та техніки не дозволяє прийняти однозначні остаточні рішення щодо наступного поведження з ВЯП. В світовій практиці існує декілька підходів до цього питання [21]:

- Відкладене рішення передбачає довготермінове зберігання ВЯП, що дає можливість прийняти остаточне рішення щодо поводження з ним в подальшому, беручи до уваги майбутні технології та економічні фактори. Шляхом відкладеного рішення пішли такі країни, як Аргентина, Данія, Іспанія, Канада, Литва, Німеччина, Норвегія, Південна Корея, Польща, Словаччина, Угорщина, Чехія та Хорватія;

- Переробка ВЯП надає можливість одержання з нього компонентів та речовин, використання яких економічно доцільне (зокрема, уран і плутоній, що надалі використовуються для виготовлення МОХ-палива для теплових реакторів чи палива для реакторів на швидких нейтронах), та значного скорочення загальної кількості відходів для захоронення. Переробка можлива як місцева (Великобританія, Індія, Росія, Франція, Японія), так і переробка в інших країнах з поверненням високоактивних відходів до країни-виробника ВЯП (Австрія, Болгарія, Греція, Нідерланди, Швейцарія);

- Захоронення – ВЯП після технологічної витримки і кондиціонування відправляється на остаточне захоронення до підземного (геологічного) сховища, спроектованого таким чином, щоб утримувати продукти радіоактивного розпаду та актиноїди протягом часу, необхідного для запобігання будь-яких небезпечних для навколишнього середовища впливів (США, Фінляндія та Швеція).

Проектними рішеннями ЗАЕС із реакторами ВВЕР-1000 був передбачений вивіз відпрацьованого ядерного палива, після 3-х річної витримки в басейнах витримки, у стаціонарне сховище (Росія). Однак ще при СРСР стало зрозуміло, що через обмеженість сховища, відсутність можливості його розширення, а також відсутність можливості на найближчу перспективу будівництва заводу з переробки відпрацьованого ядерного палива виникнуть проблеми з підтримки життєздатності АЕС при неухильному забезпеченні безпечної експлуатації.

Для вирішення цієї проблеми було побудовано сухе звалище ВЯП на промплощадці АЕС.

Промислову експлуатацію сухого сховища ВЯП Запорізької АЕС розпочато 10 серпня 2004 р. Його проектний обсяг – 380 контейнерів, у яких зберігатимуться опромінені паливні зборки за весь термін експлуатації станції. Станом на початок 2014 року на майданчику сховища встановлено 115 контейнерів [7].

Майданчик сухого сховища ВЯП розташований в північно-східній частині території Запорізької АЕС. Вибір місця розміщення і будівництво сухого сховища ВЯП були здійснені згідно діючим нормативно-правовим документам.

Система сухого зберігання відпрацьованого ядерного палива включає в себе наступні основні і допоміжні зони та системи.

Основні зони: зона завантаження, зона транспортування, зона зберігання (короткий опис див. нижче).

Допоміжні зони та системи:

- Зона ремонту і обслуговування устаткування сухого сховища ВЯП розташована в блоці центральних ремонтних майстерень зони строгого режиму, що знаходяться в існуючому спецкорпусі № 2.

- Місця зберігання транспортно-технологічного обладнання сухого сховища ВЯП призначені для зберігання обладнання, передбачені і розташовані в основних зонах з урахуванням технологічної приналежності обладнання і технології його використання.

- Система дезактивації призначена для дезактивації перевантажувального контейнера та кошика. Згідно проекту сухого сховища ВЯП ЗАЕС використовуються існуючі системи дезактивації контейнерів ТК-13, наявні в реакторних відділеннях енергоблоків.

- Інформаційно-вимірювальна система радіаційного контролю, блоки детектування якої знаходяться по периметру майданчика сухого сховища ВЯП. Із внутрішньої сторони РЗС і інформаційно-вимірювальна система «Кільце» (ІВС «Кільце»), блоки детектування якої знаходяться по периметру майданчика ССВЯП: із зовнішньої сторони РЗС.

- Система температурного контролю, яка забезпечує контроль перепаду температури повітря між вхідними та вихідними вентиляційними каналами ВКЗ.

На першій черзі сухого сховища ВЯП була реалізована система контролю температури в ручному режимі. Починаючи із другої черги сухого сховища ВЯП (з 101 ВКЗ) реалізована система дистанційного контролю температури (СДКТ). На стадії завершення перебуває реалізація технічного рішення щодо переведення ВКЗ першої черги на СДКТ [7].

До допоміжних систем відносяться також системи енергопостачання споруджень і обладнання сухого сховища ВЯП, а також система відводу дощових вод з майданчика сухого сховища ВЯП.

Крім перелічених допоміжних систем забезпечення передбачене проектом використання в зоні завантаження існуючої системи вентиляції і кондиціонування повітря, а також системи подачі відфільтрованої борованої води, стисненого повітря, спецканалізації, видалення радіоактивних відходів і енергопостачання.

Зона завантаження призначена для безпечного завантаження ВТВЗ у кошик, виконання транспортно-технологічних операцій з герметизації, дренажування, вакуумної сушки і заповнення БГК гелієм, а також – встановлення БГК у вентильований бетонний контейнер. Зона завантаження вивантаження розташована в реакторних відділеннях енергоблоків і включає наступні приміщення: центральний зал, переважувальний колодязь басейну витримки, шахту дезактивації, транспортний коридор, транспортний проріз гермооболонки реакторного відділення.

Завантаження кошиків здійснюється з використанням існуючого загальноблокового устаткування і обладнання поводження з ВТВЗ. Крім цього в зоні завантаження використовуються:

- герметичний кошик зберігання ВТВЗ;

- перевантажувальний контейнер; • вентиляований бетонний контейнер зберігання ВБК;

- допоміжне устаткування (система вакуумного сушіння, напівавтоматична зварювальна система для заварки кошиків).

Кошик зберігання являє собою герметично закриту ємність, розраховану для розміщення 24 ВТВЗ реактора типу ВВЕР-1000. На першому етапі кошик зберігання встановлюється в перевантажувальний контейнер, який на другому етапі поміщається в басейн витримки. На третьому етапі проводиться завантаження ВТВЗ у кошик і установлення захисної кришки. Далі перевантажувальний контейнер із БГК, завантажений ВТВЗ, транспортується в зону дезактивації, де проводиться видалення води, приварювання кришок, вакуумна сушка і заповнення кошика гелієм. На заключному етапі кошик зберігання поміщається в бетонний контейнер, який вивозиться на майданчик зберігання [7].

Передбачені заходи, що забезпечують мінімальні дози опромінення персоналу:

- завантаження кошика відпрацьованим паливом проводиться автоматично дистанційно-керованою перевантажувальною машиною під захисним шаром води в басейні витримки, що забезпечують допустиму потужність дози в приміщенні центрального залу;

- усі операції по транспортуванню завантаженого кошика в реакторному відділенні здійснюються в захисному перевантажувальному контейнері, при цьому забезпечується допустима потужність дози на його зовнішній поверхні;

- конструкція захисної кришки забезпечує допустиму потужність дози випромінювання при виконанні робіт із приварюванні кришок кошика;

- зварювання проводиться за допомогою зварювального автомата, що вимагає мінімального настроювання оператором.

Зона транспортування. У зону транспортування входить мережа автомобільних доріг, по яких здійснюється транспортування ВБК, ПК, БГК на енергоблоки і ВКЗ-ВВЕР на майданчик сухого сховища ВЯП.

Маршрут транспортування обраний по найкоротшій відстані, виходячи з використання існуючих автомобільних доріг для безпосереднього під'їзду до майданчика ССВЯП. Загальна довжина маршруту – 1,7 км.

Зона зберігання призначена для безпечного зберігання завантажених ВТВЗ у ВКЗ-ВВЕР протягом не менше 50 років. Розташована в межах проммайданчика АЕС.

Зона зберігання включає майданчик зберігання, утворену залізобетонною плитою, призначеною для установавлення ВКЗ-ВВЕР. Навколо зони зберігання зведене радіаційно-захисне спорудження, яка представляє бетонну стінку, що складається з монолітних залізобетонних конструкцій висотою 5,5 м і товщиною 0,3 м. Зона зберігання має самостійний контур фізичного захисту.

Плита майданчика зберігання ВТВЗ товщиною 1,0 м виготовлена з монолітного бетону і має розміри 186 х 64 м. Плита розрахована на установавлення контейнерів вагою 150 т з кроком 4,5 м і навантаження від транспортера, що рухається.

Для організації видалення дощових вод з поверхні плити верхнє покриття має ухили, спрямовані від поздовжньої осі майданчика зберігання до її бічних сторін, де розташовані лотки каналізації.

Майданчик сухого сховища ВЯП розрахований на розміщення 380 контейнерів (приблизно 9000 ВТВЗ). Контейнери встановлюються на майданчику рядами у вертикальному положенні.

Середня інтенсивність вивозу контейнерів на майданчик сухого сховища ВЯП становить приблизно 12 ВКЗ-ВВЕР у рік [7].

Рідкі радіоактивні відходи (РРВ) обробляються у 2 етапи. Початкове випаровування проходить у двох спеціальних корпусах. Концентрований розчин, що формується в результаті цього випаровування, направляється у

тимчасове сховище. З цього сховища залишки направляються до установок глибокого випаровування.

Поквартальні та річні обсяги утворення рідких радіоактивних відходів на Запорізькій АЕС за 2008 – 2013 рр. наведено в табл. 4.5.

Таблиця 4.5 – Обсяги рідких радіоактивних відходів, утворених на Запорізькій АЕС за 2008 – 2013 рр. [7]

| Квартали | Утворення рідких радіоактивних відходів, м <sup>3</sup> |        |       |       |      |       |
|----------|---|--------|-------|-------|------|-------|
|          | 2008  | 2009   | 2010  | 2011  | 2012 | 2013  |
| 1        | 210   | 194,2  | 212   | 152,1 | 177  | 198,1 |
| 2        | 275   | 284    | 224,1 | 243   | 234  | 188,1 |
| 3        | 300,8   | 227,4  | 311,1 | 328,3 | 248  | 203,8 |
| 4        | 230,3   | 147,88 | 165,6 | 191,6 | 155  | 218   |
| За рік   | 1016,1  | 853,48 | 912,8 | 915   | 814  | 808   |

#### 4.5. Поводження з ТРВ при експлуатації енергоблоків

Тверді радіоактивні відходи (ТРВ) розподілено на 3 категорії згідно рівням їх радіоактивності:

- Категорія 1 включає: очисні та ізоляційні матеріали, одяг спеціального призначення, взуття, індивідуальні засоби радіаційного захисту, гнучкі ПВХ, будівельні відходи, прилади та інструменти.
- Категорія 2 включає: труби, арматуру, частини насосів та приводів систем захисту та контролю, фільтри вентиляційних систем, металобрухт, теплоізоляційні матеріали, змінні індикатори.
- Категорія 3 включає: проміжні рукави, вузли управління/компенсації аварійного відключення, іонізаційні камери зі шлейфами зв'язку, датчики виходу тепла та енергії разом із шлейфами зв'язку.

Радіоактивні відходи категорій 1 та 2 зберігаються в бетонних ємностях сховищ, місткість яких розрахована виходячи з наступних критеріїв:

- період зберігання: до початку виведення з експлуатації енергоблока;
- можливість майбутнього переміщення та захоронення;
- зберігання вогнебезпечних та вогнебезпечних відходів у пластикових мішках;
- зберігання спеціалізованих вентиляційних фільтрів без попередньої обробки.

Відходи категорії 3 зберігаються у відповідних сховищах енергоблоків. Їх місткість визначена таким чином, щоб її вистачило на строк експлуатації АЕС.

Поквартальні та річні обсяги ТРВ за 2012 та 2013 рр., що були утворені на Запорізькій АЕС, наведені в табл. 4.6.

Таблиця 4.6 – Обсяги твердих радіоактивних відходів, утворених за 2012 – 2013 рр. на Запорізькій АЕС [7]

|                                      | 2012                 |                          |                      |                      | 3<br>а<br>рі<br>к | 2013                     |                          |                          |                          | 3<br>а<br>р<br>і<br>к |
|--------------------------------------|----------------------|--------------------------|----------------------|----------------------|-------------------|--------------------------|--------------------------|--------------------------|--------------------------|-----------------------|
|                                      | 1<br>ква<br>рта<br>л | 2<br>кв<br>ар<br>та<br>л | 3<br>ква<br>рта<br>л | 4<br>ква<br>рта<br>л |                   | 1<br>кв<br>ар<br>та<br>л | 2<br>кв<br>ар<br>та<br>л | 3<br>кв<br>ар<br>та<br>л | 4<br>кв<br>ар<br>та<br>л |                       |
| Обсяги утворених ТРВ, м <sup>3</sup> | 121,4                | 19,3                     | 210,8                | 173,5                | 69,8,7            | 19,2,6                   | 18,6,6                   | 22,2                     | 18,3,3                   | 78,4,4                |
| 1-а категорія                        | 120,9                | 17,3,3                   | 190,1                | 168,7                | 65,3,7            | 18,8,4                   | 18,1,0                   | 19,8,2                   | 17,4,9                   | 74,2,6                |
| 2-а категорія                        | 0,2                  | 19,5                     | 20,1                 | 4,05                 | 43,9              | 3,8                      | 5,0                      | 22,1,2                   | 8,4                      | 39,2                  |

|                  |          |          |          |          |              |          |          |          |          |                  |
|------------------|----------|----------|----------|----------|--------------|----------|----------|----------|----------|------------------|
| 3-а<br>категорія | 0,2<br>7 | 0,0<br>6 | 0,5<br>8 | 0,6<br>8 | 1,<br>5<br>8 | 0,<br>41 | 0,<br>52 | 1,<br>58 | 0,<br>01 | 2<br>,<br>5<br>1 |
|------------------|----------|----------|----------|----------|--------------|----------|----------|----------|----------|------------------|

#### **4.6. Поводження з небезпечними та загальнопромисловими відходами**

Поводження з відходами на Запорізькій АЕС здійснюється у відповідності з встановленими дозволами та ліцензіями.

Відходи четвертого класу, окрім шин, розміщують на двох спеціально відведених звалищах та шламонакопичувачі. Всі інші відходи (класи 1 – 3) відправляють на переробку згідно підписаним договорам.

Річні обсяги відходів четвертого класу, складають близько 10000 тон. Основне сміттєзвалище Запорізької АЕС вміщує 45000 м<sup>3</sup> відходів. Воно було введене в експлуатацію в 1996 р. і розроблялося для розміщення відходів четвертого класу (зокрема, будівельних відходів, відпрацьованих теплоізоляційних матеріалів та піскоподібних абразивних матеріалів).

Звалище розташоване на схід від території розподільчого пристрою на 750 кВ і відділене парканом з колючої проволочки (територія 16 га). Доступ до звалища лежить через ворота з тимчасовим пропускним пунктом, поєднаним із приміщенням для чергового персоналу та протипожежного обладнання.

Шламонакоплювач на Запорізькій АЕС було введено в дію в грудні 1984 р. Його проектний об'єм 206600 м<sup>3</sup>. Зона шламонакоплювача укріплена непроникним асфальтобетонним екраном, оточеним шаром супесі.

Обсяги утворених в 2012 – 2014 рр. відходів по класах безпеки і в загальній кількості наведені в табл. 4.7.

Таблиця 4.7 – Утворення відходів на ЗАЕС в 2012 – 2014 рр. (т)

| Клас | 2012 рік | 2013 рік | I квартал | II квартал | III |
|------|----------|----------|-----------|------------|-----|
|------|----------|----------|-----------|------------|-----|

| небезпеки |           |           | 2014 р.  | 2014 р.  | квартал<br>2014 р. |
|-----------|-----------|-----------|----------|----------|--------------------|
| 1 клас    | 7,378     | 7,680     | 3,823    | 5,815    | 7,299              |
| 2 клас    | 10,941    | 9,993     | 3,028    | 4,253    | 5,208              |
| 3 клас    | 92,326    | 103,665   | 11,990   | 139,472  | 204,785            |
| 4 клас    | 11840,174 | 10730,829 | 990,603  | 3263,458 | 5207,426           |
| Усього    | 11950,818 | 10852,168 | 1009,444 | 3412,998 | 5424,718           |

## Розділ 5

# СУЧАСНІ ТЕХНОЛОГІЇ УТИЛІЗАЦІЇ РАДІОАКТИВНИХ ВІДХОДІВ АЕС

### 5.1. Методи утилізації радіоактивних відходів

Насьогодні, основні принципи поводження з газоподібними РАВ закладаються в їх розсіювання у навколишньому середовищі після очищення.

Досі, в Україні, за часів незалежності, не було ситуацій по перевищенню потужності викидів радіації в більшій кількості за обмеження, що встановлені нормативними документами. Системи очищення, що вже є дійсними на АЕС України забезпечують нижчі рівні викидів за національні та за міжнародні норми.

Контроль радіоактивних речовин відбувається завдяки автоматизованими системами контролю радіації, що в свою чергу встановлюється на всіх джерелах викидів та після відбору проб дослідженнями лабораторії.

Метод розсіювання газоподібних радіаційних відходів (газове розсіювання). Процес відбувається зведенням відходів до газоподібного стану та випуску їх в атмосферу, після чого відбувається розсіювання радіоактивних речовин і розповсюджується до безпечного рівня по всьому навколишньому середовищу (рисунок 5.1).

Такий метод також застосовують для того, щоб зупинити великі потоки РАВ, які надходять з підприємств ЯПЦ. Наприклад, відходів з ядерних електростанцій на яких утворюються тверді, рідкі та газоподібні речовини.

Особливістю методу являється переведення рідких і твердих відходів у газоподібний стан. До цього можна прийти лише через підвищення температури відходів і змішування їх зі спеціальними розчинниками.

Після цього відходи в газоподібному стані можна випустити в атмосферу завдяки спеціальних систем вентиляції, які розсіюють відходи та розчиняють їх у доквіллі. Якщо взяти в урахування хімічні та фізичні властивості речовин можна розрахувати оптимальну концентрацію викиду, аби надати достатній рівень впливу на навколишнє середовище.

Метод газового розсіювання є розповсюдженою практикою в різних країнах, що мають великі ядерні програми. Але, цей метод має і багато недоліків.



Рисунок 5.1 – Схема процесу розсіювання РАВ

Поводження з рідкими РАВ. Рідкі радіоактивні відходи (РРВ) на атомних електростанціях пов'язані з особливостями протікання рідких радіоактивних середовищ. Поводження з такими відходами відбувається через їх переробки, зберігання та утворення.

Процес переробки відбувається таким чином, що спочатку здійснюється збір РРВ та їх зберігання на тимчасовий термін.

Шлами, кубовий залишок, мастильні та фільтрувальні матеріали зберігають порізно. Матеріали що вже відпрацьовані, а також сорбенти надходять в резервуари за допомогою гідротранспорту та зберігаються під водою.

Переробка первинних радіоактивних рідких відходів на атомних електростанціях з реакторами ВВЕР включають в себе вузли реагентів, а також випарні апарати спец водоочищення. Коли первинні РРВ вже були випарені на цих установках виходить кубовий залишок, що містить розчинні та нерозчинні солі натрію, магній, кальцій та інші.

Методи переробки РРВ на атомних електростанціях: термічний, сорбційний, мембранний.

1. Термічний метод переробки радіоактивних відходів (РРВ). РРВ дистилуються та випаровуються при різних тисках та температурах, при яких відбувається поділ відходів на різні групи, що в майбутньому підлягають переробці та збереженню порізно.

Технічні кроки, які передбачені термічним методом:

- Підготовка РРВ: РРВ збираються і заносяться в термостійкий контейнер.

- Налаштування обладнання: Для упарювання частинок РРВ використовується спеціальний вакуумний апарат, що складається з реактора, дистиляційного колонки, насосів, термометрів і манометрів.

- Початок процесу: РРВ нагрівають до високої температури, що дозволяє їх упарити або дистилувати. Випарювані компоненти РРВ потрапляють до дистиляційної колонки, де вони розділяються на різні фракції залежно від температури кипіння кожного компонента.

- Збір фракцій: Відокремлені фракції РРВ збираються в окремі контейнери і можуть бути подальше перероблені або збережені.

Речовини, які можуть використовуватися як реагенти в термічному методі, залежать від типу РРВ і можуть включати в себе кислоти, луги, органічні розчинники, каталізатори та інші.

Оснащення для використання такого методу може відрізнитися через масштаб даної операції, а також потреб задля запобігання викидів радіоактивних речовин в навколишнє середовище. Формуватися такі

обладнання можуть або зі спеціальних печей, або з реакторів зі змішувальним устаткуванням.

Найчастіше термічна переробка РРВ відбувається в сталевих камерах з рівнем високої міцності та стійкості до корозії та теплового впливу.

Оснащення має включати в себе з реактор зі змішувальними пристроями, теплообмінники, сепаратори, конденсатори, насоси, апарати для очищення газів, трубопроводи тощо.



Рисунок 5.2 – Схема термічного методу переробки радіоактивних відходів

2. Сорбційний метод видалення радіонуклідів з рідких відходів у вигляді твердої фази, базується на здатності спеціальних матеріалів – сорбентів – зв'язувати радіоактивні речовини з розчинів. Такий метод застосовують перед зберіганням чи знешкодженням рідких відходів від радіонуклідів.

Технічні кроки методу включають наступні етапи:

1. Підготовка сорбенту: сорбентом можуть бути різноманітні матеріали, такі як індивідуальні хімічні елементи, сполуки або полімерні матеріали. Сорбенти повинні мати високу специфічність і велику площу поверхні, щоб максимально забезпечити зв'язування радіоактивних речовин.

2. Підготовка рідинних відходів: рідкі відходи перед обробкою повинні бути очищені від твердих частинок і бути готові до проходження через сорбент.

3. Обробка рідинних відходів сорбентом: рідкі відходи пропускають через сорбент, що зв'язує радіонукліди з розчину. Цей процес може здійснюватися в колонках або резервуарах зі сорбентом.

4. Регенерація сорбенту: після того, як сорбент насичується радіонуклідами, його потрібно регенерувати. Це здійснюється шляхом обробки сорбенту спеціальними розчинами, які знімають радіонукліди з поверхні сорбенту і переводять їх у розчин.

Оснащення для цього методу складається з резервуару для зберігання відходів, резервуару з сорбентом, устаткування призначеного для регенерації сорбенту, різних насосів для переміщення рідинних відходів та газоподібних елементів регенерації сорбенту, а також повинен міститись засіб для контролю та моніторингу процесу.

Під час сорбційного методу вживають сорбенти, наприклад як активоване вугілля, залізний гідроксид, іонообмінні смоли та інші. Технічні кроки сорбційного методу:

1. Переміщення рідких відходів до колонки або резервуару з сорбентом.

2. Проходження рідких відходів через сорбент, де радіонукліди зв'язуються з ним

3. Збір очищених рідинних відходів.

4. Регенерація сорбенту, що полягає у відновленні його властивостей шляхом видалення зв'язаних радіонуклідів.

5. Видалення газоподібних продуктів регенерації сорбенту.

6. Повторення процесу очищення знову з використанням регенованого сорбенту.

У підсумку відбувається вихід радіонуклідів з рідких відходів у твердій подобі, при цьому переробка та зберігання відбувається безпечно.



Рисунок 5.3 – Схема сорбційного методу переробки радіоактивних відходів

Мембранний метод утилізації рідких радіоактивних відходів. Цей метод являється процесом проходження рідини через мембрану, яка в свою чергу із забрудненої речовини виділяє іони з вмістом радіації. Етапи мембранного методу утилізації:

1. Фільтрація чи відстоювання рідких відходів, надалі – очищення.
2. Нагрівання до встановленої температури у спеціальному контейнері.
3. Відсічення радіоактивних іонів, а також іонів з вмістом забруднюючих речовин у мембрані вже розплавленого матеріалу.
4. Збір попередньо очищеної речовини у резервуарі чи контейнері.
5. Визначення результату аналізу випробування з метою формулювання чистоти вихідної речовини та видалення радіоактивних речовин.

Устаткування що використовується для мембранного методу утилізації містить у собі мембрани з різними характеристиками, контейнери для зберігання рідини та обладнання для розплавлення та пропускання рідини через мембрану.

Хімічні речовини можуть виступати реагентами, в даному випадку, що в свою чергу допомагають у відсіченні радіоактивних іонів від інших компонентів.

Кроки мембранного методу утилізації рідких радіоактивних відходів можна поділити на наступні етапи:

1. Підготовка відходів: Радіоактивний розчин очищається від суспензії за допомогою фільтрації або центрифугування.

2. Обробка реагентом: До розчину додають реагент для відсічення радіоактивних іонів від інших компонентів.

3. Проходження через мембрану: Оброблений розчин пропускають через мембрану зі спеціальними порами для фільтрації радіоактивних іонів.

4. Очищення та зберігання: Відсічений розчин очищають від надлишкового реагенту та інших домішок та зберігають у спеціальних контейнерах.



Рисунок 5.4 – Схема мембранного методу переробки рідких радіоактивних відходів

Система поводження з твердими РАВ. Зазвичай тверді радіаційні відходи створюються під час проведення технічного обслуговування обладнання, або заміні частин. В процесі таких технічних робіт, всі об'єкти

стають радіоактивними відходами, починаючи від рукавичок та спец одягу, закінчуючи великими деталями заміненого устаткування, різними трубопроводами та навіть найдрібнішими гайками та шурупами.

Загальні кроки поводження з твердими РАВ на об'єктах ЯПЦ включають в себе:

- збирання та відсортовування радіаційних відходів у спеціальні первинні тари, одразу ж на місцях утворення;
- транспортування в спеціальних контейнерах РАВ до централізованих точок збирання чи перероблення відходів; - сам процес переробки РАВ;
- перепакування тари з твердими відходами в контейнери, для транспортування, при цьому не порушуючи первинної тари;
- подальше перевезення контейнерів із твердими відходами до схронів ТРВ за допомогою спецавтомобілів, оснащених бар'єрним захистом від радіації;
- прийом відходів та їх відвантаження до секцій схрону;
- постійне проведення обліку та звітності, щодо стану РАВ на територіях зберігання.

За для зменшення загальних об'ємів твердих РАВ їх попередньо перероблюють, сортують та подрібнюють. Зазвичай, зберігають такі відходи в спеціальних спорудженнях, що встановлюються на територіях атомних електростанцій.

Схрони твердих РАВ – це заглиблені в землю, бетоновані та гідроізольовані ємності, які перебувають під пильним дозиметричним контролем спеціальних служб. Для цієї цілі, навкруги схронів побудовані моніторингові свердловини, з яких періодично відбирають різні проби, за для аналізу загального вмісту радіоактивних ізотопів. Зберігання передбачає можливість вилучення РАВ для їх переробки та транспортування.

Операції попередньої обробки допомагають полегшити процес утилізації РАВ. Дезактивація, збирання, сортування, підпресування,

фрагментування, сушіння – це все можна віднести до основних операцій попередньої обробки.

1. Дезактивація – це очищення поверхні устаткування від забруднення радіації методами промивання, нагрівання, хімічних та електрохімічних процесів, механічного й інших видів очищення. Дезактивацію використовують, як найперший метод, тому, що це дозволяє знизити загальний об'єм високорадіаційних відходів, а також захищає персонал та навколишнє середовище від радіаційного впливу. Хоча й не повністю, але знижую радіус ураження радіацією.

2. Переробка твердих РАВ – це процес що змінює характеристики самих відходів. Мета такої переробки полягає в підвищенні рівня безпеки на етапах поводження з ТРВ, зниженню рівня радіаційного рівня на навколишнє середовище, а також заощадження ресурсів на зберігання та захоронення.

Вибір методу переробки залежить від усіх попередніх етапів поводження з радіоактивними відходами, а саме таких, як: умови кондиціонування, транспортування, чи було тимчасове зберігання та захоронення. Також, не малий вплив мають вимоги правил, норм та стандартів, що напряду впливають на фізико-хімічні та радіаційні характеристики.

3. Механічна переробка твердих РАВ. Метою даної переробки є зменшення загального об'єму ТРВ. Завдяки зменшенню габаритів відходів збільшується якість пакування для перевезення, зберігання, переробки чи захоронення РАВ. Зменшення розміру відбувається методом демонтажу, дроблення, розпилювання та розрізування. Дроблення застосовують разом з перемішуванням чи спалюванням. Під час цього процесу зменшується розмір твердих радіаційних відходів та збільшується густина.

4. Пресування твердих РАВ являється найбільш ефективним методом по зменшенню об'єму відходів. Класифікація видів пресування матеріалі проходить за показником тиском, який використовують під час процесу. Для

пресування таких матеріалів, як пластик, текстиль, гума використовують преси низького тиску (до 10 МН).

5. Суперпресування – це пресування силою тиску, вищою за 10 МН. Пресування відбувається у спеціальних бочках, потім спресовані «брикети» перепаковують в інші контейнери.

6. Термічна переробка твердих РАВ. При термічній обробці застосовують великий набір окисних та піролітичних технологій, що мають позитивний ефект для зменшення об'єму спалюваних РАВ.

7. Спалювання твердих РАВ – найбільш відомий процес термообробки. Є безліч типів установок по переробці РАВ. Починаючи від низько активних РАВ закінчуючи високоактивними від переробки ядерного палива. Але, на відміну від низько активних РАВ середньо активні будуть перероблюватися складніше. Це пов'язано з необхідністю наявності захисних екранів і дистанційної техніки. Стан можна вважати критичним коли у радіоактивних відходах є  $\alpha$ -випромінювачі.

8. Кондиціонування твердих РАВ. Після проходження процесу первинної переробки РАВ готові до зберігання на довгий термін або до захоронення.

Саме тому потрібно кондиціонувати відходи. До методів кондиціонування РАВ відносять осклування, плавлення, цементування або бітумування. Методи можна використовувати самотійно, або ж для збільшення ефективності комбінувати їх. Наразі найбільш популярним методом кондиціонування радіаційних відходів вважають цементування. Це процес омонолічування в цементних блоках заздалегідь подрібнених твердих РАВ.

Методом осклування. Для процесу осклування потрібні вогнетривкі реактори, в них при температурі 1100 – 1260 °С в розплавленому стані знаходиться скло. До реактору вводять РАВ вище розплавленого скла.

Спалювання відбувається за рахунок випромінювання від розплавленого скла. Вихідний газ виводиться з протилежного боку печі.

Твердий продукт і негорючі матеріали, які утворився після спалювання оскловуються й можуть бути видаленими або компонуватись у матрицю що не вилуговується

## 5.2. Оцінка ефективності методів утилізації

Розглянемо метод розсіювання газоподібних радіаційних відходів, їх переваги та недоліки. Вони розсіюються у навколишньому середовищі, як правило на такій висоті, де неможливе поглинання людиною.

Переваги:

1. Метод являється досить ефективним з газоподібними відходами, бо вони мають змогу легко розсіюватися у повітрі.

2. Простий процес розсіювання

3. Менша потреба коштів на утилізацію на відміну від інших методів.

Недоліки:

1. Негативний вплив на навколишнє середовище, наприклад: забруднення землі, води, повітря тощо.

2. Негативний вплив на життя та здоров'я людей, а також тварин перебуваючих у зоні розсіювання

3. Етнічні проблеми пов'язані з відмовою відповідальності за утилізацію РАВ, що утворилися людьми.

Для того щоб оцінити наскільки метод утилізації РРВ являється ефективним маємо звернути увагу на деякі фактори. Такі як: вартість технології, ефективність, тип та хімічний склад відходів, безпека працівників та безпека оточення в цілому.

Не тільки в даному методі присутні недоліки. Кожен метод має свої прогалини, а також переваги.

Термічний метод полягає в температурах, що були піднесені до високих рівнів, завдяки чому радіоактивні речовини розкладаються та мають форми з меншим вмістом радіації. Цей процес зазвичай реалізується у реакторах або спеціальних печах при температурі 1000-1200 градусів Цельсія.

Плюсом являється висока ефективність видалення речовин з радіоактивністю. Тобто, відбувається пониження значення вмісту радіації до природного рівню. Також термічний метод можна використовувати для відходів з різним складом, та з високим вмістом важких металів.

Щодо мінусів, під час піднесення до високих температур можливий вихід шкідливих речовин в атмосферу, що в свою чергу несе загрозу для навколишнього середовища.

Перспективним та достатньо ефективним можемо визначити сорбційний метод утилізації РРВ. Відходи після обробки разом з спеціальними сорбентами, що взаємодіють з радіонуклідами затримують їх у своїй структурі, після чого відходи можна відокремити та обробити узгоджено з відповідними вимогами до безпечної утилізації.

Перевагами сорбційного методу утилізації є:

1. Висока ефективність: сорбенти можуть затримувати радіонукліди на рівні 99,9% і вище.

2. Широкий спектр застосування: сорбенти можуть використовуватись для утилізації різних типів радіоактивних відходів, включаючи рідини, гази та тверді матеріали.

3. Можливість використання вторинної переробки: сорбенти можуть бути відновлені та використані повторно, що дозволяє економити ресурси та знижувати вартість утилізації.

4. Невеликі розміри обладнання: в порівнянні з термічним методом, сорбційний метод потребує меншого обсягу обладнання.

Однак, сорбційний метод має такі недоліки:

1. Сорбенти мають обмежену місткість: це означає, що після затримання визначеної кількості радіонуклідів, сорбенти потрібно замінити або піддати додатковій обробці.

2. Потреба у додатковій переробці сорбентів: звільнені радіонукліди потрібно відокремити від сорбентів та організувати подачу тиску в спеціальних установках, що вимагає додаткових затрат часу та ресурсів;

3. Обмежена кількість радіоактивних речовин, які можуть бути зв'язані сорбентами, що обмежує можливості використання методу в різних умовах;

4. Необхідність відповідної утилізації використаних сорбентів та відокремлених радіонуклідів. Усі ці фактори можуть впливати на ефективність сорбційного методу утилізації рідких радіоактивних відходів та його придатність для певних виробничих умов

### **5.3. Приклади успішних проектів з утилізації радіоактивних відходів**

У світі та в Україні було реалізовано кілька успішних проектів з утилізації радіоактивних відходів, де були використані різні методи та технології. Ось декілька прикладів:

У США успішно використовується метод термічної обробки радіоактивних відходів на підприємстві Waste Control Specialists. Відходи знаходяться у реакторі під високими температурами та вакуумі, що надає змогу вивітрувати. Наслідками являються такі гранули, що в майбутньому зберігаються в контейнерах та можуть застосовуватися у будівництві [29 – 31].

Відходи відправляються в спеціальний реактор, де вони піддаються високій температурі та вакууму, що дозволяє їх вивітрувати. Результатом є безпечні радіоактивні гранули, які потім зберігаються в контейнерах.

У Японії успішно працює підприємство Japan Nuclear Fuel Ltd., яке використовує метод механічного оброблення відходів. Під час якого відбувається подрібнення відходів та розташування їх у контейнера з метою зменшення габаритів та підвищення безпеки.

Основні кроки методу механічного оброблення відходів:

1. Сортування: за рівнем радіоактивності, розміру, вмісту важких металів.
2. Млинування: поділ на дрібні часточки завдяки механічному розмелу.
3. Упакування: зберігання в спеціальних контейнерах з метою зменшення габаритів та підвищення безпеки.

Завдяки методу механічного оброблення ефективність оброблення відходів, а також утилізація РАВ підвищується [32].

Ще один проект в Японії, який був запущений після аварії на Фукусімській АЕС в 2011 році. Цей проект передбачав створення та експлуатацію установки з нейтронно-активованого відновлення корисних речовин (на англійській мові - Neutron-activated Rare Earth Element Recovery (NREE) plant). Використовується хімічна обробка відходів, які містять в собі цінні рідкісні землі (єуропій, ніобій, церій). Найпоширеніші вони в електроніці, електромобілях та інших технологіях [33]

Також можемо привести приклад програми утилізації високорадіоактивних відходів на Західному плато у США. У цій програмі здійснюється переробка використаного ядерного палива з реакторів на централізованій зв'язці та перетворення його на стабільні форми радіоактивних відходів. Використовується метод глибокого закопування в спеціальних контейнерах та зберігання на спеціально відведених майданчиках [34 – 36].

Наша держава не менш розвинута в цьому плані. Українська компанія "Укрхімволокно" реалізувала проект з утилізації радіоактивних відходів шляхом їх інкапсуляції у скловолокнисті матеріали. Тому було застосовано

устаткування, що дає змогу виробляти матеріали потрібного розміру та форми.

В наслідку, формується інкапсульований матеріал, в якому містяться безпечні радіоактивні речовини.

Застосування скловолоконних матеріалів для інкапсуляції РАВ значно зменшує негативний вплив радіації на оточуюче середовище та здоров'я людини. Якщо порівняти з іншими методами, то даний можна виділити як більш ефективним

Причини за якими можна визначити вдалість приведених моделей.

Насамперед це безпечність технологій та устаткування, завдяки яким відбувається видалення речовин з вмістом радіації та захист здоров'я працівників і довкілля в цілому.

Далі – це зваження ризику для здоров'я людей та навколишнього середовища під час відходів та вибір методів, що зменшують цей ризик.

Ну і останнє, не менш важливим являється законодавче регулювання утилізації радіоактивних відходів. Бо саме через це ведеться високий контроль та моніторинг зберігання та перевезення відходів. Підтримка громади та відкритість процесів утилізації радіоактивних відходів для забезпечення довіри громадськості та зменшення ризику соціального конфлікту.

## Висновки

Запорізька АЕС – найбільша в Європі і в Україні атомна електростанція. Щороку станція генерує 40 – 42 млрд.кВт·год електроенергії, що становить п'яту частину загальнорічного виробництва електроенергії в державі та половину її виробництва на АЕС України.

До складу ЗАЕС входить 6 енергоблоків типу ВВЕР-1000/В-320. Їх сумарна електрична потужність становить 6000 МВт. Енергоблоки введені в експлуатацію з 1984 по 1995 рр. Проектний термін експлуатації кожного енергоблока складає 30 років.

В основу проекту ЗАЕС покладений принцип модульного компонування: в кожному енергоблоці окрім систем нормальної експлуатації передбачені всі системи, що забезпечують радіаційну і ядерну безпеку блоку, а також аварійне зупинення, розхолодження, відведення залишкових тепловиділень незалежно від режиму роботи інших енергоблоків.

Робота реактора ВВЕР-1000 базується на регульованій ланцюговій реакції поділу ядер  $^{235}\text{U}$ , що входять до складу ядерного палива. Енергоблок працює за двоконтурною схемою: перший контур (радіоактивний) - водяний, який безпосередньо відбирає тепло від реактора; другий контур (нерадіоактивний) - паровий, який отримує теплову енергію від першого контуру і перетворює її в механічну енергію обертання турбіни, а потім в електричну в турбогенераторі. Як і в будь-якій паротурбінній електростанції термодинамічні обмеження дозволяють перетворювати тільки одну третину теплової енергії у вигляді пару в електричну енергію. Скидання низькопотенційної енергії пари, яка відпрацювала в турбінах, здійснюється через систему водяного охолодження.

Основними видами можливого впливу на навколишнє середовище при роботі АЕС є радіаційний, хімічний і фізичний вплив. В умовах нормальної експлуатації енергоблоків значущими (за зменшенням значущості) є тепловий, хімічний і радіаційний вплив. В малоймовірних, але теоретично

можливих випадках максимальної проектної або запроектної аварій радіаційний вплив стає домінуючим.

Тепловий вплив на навколишнє середовище можливий від теплових вентиляційних викидів в атмосферу та теплових скидів при роботі гідротехнічних споруд (бризкальних басейнів системи технічного водопостачання та охолоджувачів теплообмінного встаткування конденсаторів турбін).

Температурний режим гідротехнічних споруд (водойма-охолоджувач, бризкальні басейни та градирні), крім природних факторів, визначається кількістю працюючих енергоблоків. Вплив продувки водойми-охолоджувача АЕС на гідротермічний режим Каховського водосховища є незначним та полягає у додатковому тепловому навантаженні на воду водосховища.

Джерелами хімічного впливу ЗАЕС на навколишнє середовище є періодичні нерадіоактивні викиди і скиди, що виникають в об'єктах і спорудах на проммайданчику, та мають в своєму складі хімічні елементи і речовини. У повітряне середовище надходять газо-аерозольні нерадіоактивні викиди від допоміжних споруд і виробничих приміщень. Хімічний вплив ЗАЕС на Каховське водосховище можливий при водовипусках із водойми-охолоджувача (продувка) і фільтрації через тіло греблі. Підживлення водойми-охолоджувача здійснюється зі скидного каналу Запорізької ТЕС.

Загальна кількість забруднюючих речовин, що викидаються в атмосферу на Запорізькій АЕС складає близько 26 т/рік. Основними джерелами викидів забруднюючих речовин на Запорізькій АЕС є аварійні дизельні генератори та технологічний транспорт. Більше 50 % оксиду вуглецю та 40 % вуглеводнів потрапляє в повітря від транспортних засобів. Внесок Запорізької АЕС до загального обсягу техногенних викидів небезпечних речовин в межах зони спостереження незначний.

Рівень вмісту забруднюючих речовин в ґрунтах в районі розміщення об'єктів ВП ЗАЕС не перевищує фонових значень. Вміст рухомих форм

важких металів, які є найбільш екологічно значущими формами, не перевищує встановлені ГДК.

В процесі експлуатації АЕС неминучим є утворення газоподібних, твердих і рідких продуктів, що містять в своєму складі радіоактивні елементи. Радіаційний вплив енергоблока пов'язаний з їх виходом в навколишнє середовище. Надходження цих видів радіоактивних відходів в навколишнє середовище при нормальних умовах експлуатації, проектних аваріях і найбільш імовірній запроектній аварії практично виключається.

Відпрацьоване ядерне паливо, що утворюється після експлуатації свіжого палива в активній зоні реакторі, після досягнення проектної глибини вигорання, вивантажується в приреакторні басейни витримки, де зберігається протягом 4 – 5 років для зменшення радіоактивності і залишкового тепловиділення. Після охолодження в басейнах витримки, відпрацьоване ядерне паливо відвантажується в спеціальні контейнери, які забезпечують безпеку його транспортування, та направляється до сховища відпрацьованого палива.

В 2004 р. на Запорізькій АЕС введено в промислову експлуатацію сухе сховище відпрацьованого ядерного палива зі строком експлуатації 50 років.

Отже, вплив роботи Запорізької АЕС на об'єкти навколишнього природного середовища в районі розташування станції в межах установленого допустимого рівня.

## Список використаної літератури

1. Енергетична стратегія України на період до 2030 року: Стратегія від 24.07.2013 № 1071 // База даних «Законодавство України» / Кабінет Міністрів України. URL: <http://zakon0.rada.gov.ua/laws/show/n0002120-13>.
2. Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку: Закон України від 08.02.1995 № 39/95-ВР // База даних «Законодавство України»/ ВР України. URL: <http://zakon2.rada.gov.ua/laws/show/39/95-вр>.
3. Нечаєва Т.П., Шульженко С.В., Сас Д.П., Парасюк М.В. Фактори екологічного впливу електроенергетичних об'єктів на довкілля // Проблеми загальної енергетики. 2008. № 18. С. 54 – 60.
4. .Reactor Database. WorldNuclearAssociation.2017. URL:<http://www.world-nuclear.org/information-library/facts-and-figures/reactor-database.aspx>
5. Energy, electricity and nuclear power estimates for the period up to 2050. IAEA-RDS-1/38,Vienna. 2018. 150 p. URL:[https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/RDS-1-38\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/RDS-1-38_web.pdf)
6. Власенко М. І. Роль та місце АЕС на енергетичній карті світу ВП "НТЦ" ДП "НАЕК "Енергоатом". 2016. URL: [http://www.energoatom.kiev.ua/files/file/ntc\\_vlasenko\\_rol\\_i\\_mesto\\_aes\\_na\\_energeticheskoy\\_karte\\_mira.pdf](http://www.energoatom.kiev.ua/files/file/ntc_vlasenko_rol_i_mesto_aes_na_energeticheskoy_karte_mira.pdf)
7. Инновационный энергоблок поколения «3+» Нововоронежской АЭС вошел в тройку лучших атомных установок мира по версии журнала «POWER». Росэнергоатом. 2017. URL: <http://www.rosenergoatom.ru/zhurnalistam/main-news/25261/>
8. Минэнерго США объявило о финансировании ряда прорывных проектов в энергетике. Атомная энергия. 2018. URL: <http://www.atomic-energy.ru/news/2018/12/26/915366>. Малые модульные реакторы. IAEA

Международное агентство атомной энергии. URL:  
<https://www.iaea.org/ru/temy/malye-modulnye-reaktory>

9. Еннебі К. Інновації компанії “Westinghouse” для застосування в атомній енергетиці. Westinghouse. URL:  
[http://www.energoatom.kiev.ua/files/file/009\\_carina\\_onneby\\_unf\\_nov\\_2018\\_westinghouse\\_final.pdf](http://www.energoatom.kiev.ua/files/file/009_carina_onneby_unf_nov_2018_westinghouse_final.pdf)

10. Исаков Н. Ш. Инновационная атомная энергетика на базе реакторов малой и средней мощности. Перспективы реализации в государствах-участниках СНГ проектов инновационных реакторных установок повышенной безопасности малой и средней мощности: междунар. науч.-практ. конф., 20.07.2017. Астана. 2017. URL:<http://sng-atom.com/sites/default/files/presentations/4.%20Инновационная%20атомная%20энергетика%20Исаков%20НШ.pdf>

11. Шендерович В. Атомна енергетика України: Часу для суб'єктивних оцінок не залишилося. Укрінформ. 2018. URL:<https://www.ukrinform.ua/rubric-economy/2406172-atomna-energetika-ukraini-casu-dla-subektivnih-ocinok-ne-zalisilosa.html>

12. Розвиток ядерної енергетики в Україні. Необхідність, переваги та недоліки: науково-технічна конференція "Енергетика майбутнього в Україні; альтернативність, ефективність, безпека", АР Крим, смт Миколаївка / В. М. Васильченко [и др.] // Енергетика та електрифікація: Науково-виробничий журнал. 2013. № 2. С. 45 – 49.

13. Уманець М. Час не чекає. Вісн. НАН України. No 11.2017. С.81-85.

14. Бобро Д. Г. Диверсифікація постачань ядерного палива в контексті енергетичної незалежності держави. Аналітична записка. Національний інститут стратегічних досліджень України. URL:<http://www.niss.gov.ua/articles/1735/>

15. Україна завдяки ЦСВЯП отримає ядерну незалежність від Росії. Уніан. 2018. [URL:https://economics.unian.ua/energetics/10096133-ukrajina-zavdyaki-csvyap-otrimaye-yadernu-nezalezhnist-vid-rosiji-poroshenko.html](https://economics.unian.ua/energetics/10096133-ukrajina-zavdyaki-csvyap-otrimaye-yadernu-nezalezhnist-vid-rosiji-poroshenko.html)
16. Власенко М.І. Про перспективи спорудження модульних реакторів. ВП "НТЦ" ДП "НАЕК "Енергоатом". 2018. URL:[http://www.energoatom.kiev.ua/files/file/05\\_vlasenko.pdf](http://www.energoatom.kiev.ua/files/file/05_vlasenko.pdf)
17. Клименко Л.П., Соловійов С.М., Норд Г.Л. Системи технологій: Навчальний посібник. Миколаїв: Вид-во МДГУ ім. Петра Могили, 2007. 600 с.
18. Звіт про екологічний аудит ВП «Запорізька АЕС» / Міністерство енергетики та вугільної промисловості України // ДП «Державний науково-інженерний центр систем контролю та аварійного регулювання». – Київ, 2015. 484 с. 81
19. Топольницький М. В. Атомні електричні станції: Підручник для вузів. Л.: Бескид Біт, 2005. 524 с.
20. Маргулова Т.Х., Порушко Л.А. Атомні електричні станції. Підручник для технікумів. М.: Энергоиздат, 1982. 264 с.
21. Дементьев Б.А. Ядерні енергетичні реактори: Підручник для вузів. М.: Энергоатомиздат, 1984. 280 с.
22. Кащеев У.П. Ядерні енергетичні установки: Навчальний посібник для вузів. Мн.: Выш. шк., 1989. 223 с.
23. Стерман Л.С., Лавыгин В.М., Тишин С.Г. Тепловые и атомные электрические станции: Учебник для студентов вузов, обучающихся по направлению «Теплоэнергетика». М.: Изд-во МЭИ, 2000. 265 с.
24. Шевцов А.І., Земляний М.Г., Бараннік В.О. Енергетика України на шляху до Європейської інтеграції // Нац. ін.-т стратег. дослідж., Дніпропетр. філія. Днепропетровськ: Журвод, 2004. 160 с.
25. Бадев В.В., Егоров Ю.А., Козаків С.В. Охорона навколишнього середовища при експлуатації АЕС. Москва: Энергоатомиздат. 1990. 354 с.

26. Актуальні проблеми науково-технічного супроводу безпечного функціонування та розвитку ядерно-енергетичного комплексу України / Віктор Воєводін // Вісник Національної Академії наук України. 2014. № 8. С. 25 – 32.

27. Про затвердження Правил охорони поверхневих вод від забруднення зворотними водами: Кабінет Міністрів України; Постанова, Правила від 25.03.1999 № 465 // База даних «Законодавство України» / ВР України. URL: <http://zakon2.rada.gov.ua/laws/show/465-99-%D0%BF>

28. Санітарні правила проектування і експлуатації АЕС: СПАЕС-88 (АЕС-88). URL: <http://www.budinfo.org.ua/doc/1813628/SPAES-88-DNAOP-03-1-73-79-Sanitarni-pravila-proektuvannia-i-ekspluatatsii-AES-SPAES-88>

29. Про охорону навколишнього природного середовища: Закон України від 25.06.1991 № 1264-ХІІ // База даних «Законодавство України» / ВР України. URL: <http://zakon5.rada.gov.ua/laws/show/1264-12>

30. Земельний Кодекс України: Закон України від 25.10.2001 № 2768-ІІІ // База даних «Законодавство України» / ВР України. URL: <http://zakon3.rada.gov.ua/laws/show/2768-14>

31. Про відходи: Закон України від 05.03.1998 № 187/98-ВР // База даних «Законодавство України» / ВР України. URL: <http://zakon2.rada.gov.ua/laws/show/187/98-вр>

32. Доповідь про стан ядерної та радіаційної безпеки в Україні у 2014 році/ Державна інспекція ядерного регулювання України. URL: <http://www.snrc.gov.ua/nuclear/doccatalog/document?id=285032>

33. Гресь, І.М., Яцишин, А.В., Стецик, О.В. Поводження з радіоактивними відходами у світі та в Україні // Наукові праці Національного університету водного господарства та природокористування. - 2016. - Вип. 2(64). - С. 97-103. - URL: [http://nbuv.gov.ua/UJRN/Npnvugpk\\_2016\\_2\\_17](http://nbuv.gov.ua/UJRN/Npnvugpk_2016_2_17).

34. Сорока, І.О., Гончаренко, І.І., Іванченко, І.Г. Аналіз проблем в області поводження з радіоактивними відходами в Україні // Вісник

Хмельницького національного університету. Серія: Технічні науки. - 2017. - № 3. - С. 10-15. - URL: <http://visnyk.khnu.km.ua/article/view/119602>.

35. Стецик, О.В., Яцишин, А.В., Кіреєв, В.О. Перспективи розвитку інфраструктури для поводження з радіоактивними відходами в Україні // Проблеми інженерної геології та гідрогеології: зб. наук. пр. - К.: ІГН НАН України, 2019. - Вип. 2. - С. 221-232. - URL: [https://www.researchgate.net/publication/333689201\\_Perspektyvy\\_rozvytku\\_infrastruktury\\_dlya\\_povodzhennya\\_z\\_radioaktyvnymy\\_vidkhodamy\\_v\\_Ukrayini](https://www.researchgate.net/publication/333689201_Perspektyvy_rozvytku_infrastruktury_dlya_povodzhennya_z_radioaktyvnymy_vidkhodamy_v_Ukrayini).

36. Білик, І.М. Радіоактивні відходи у Харківській області: проблеми та перспективи // Технічна електродинаміка. - 2018. - № 4. - С. 49-53. - URL: <http://ted-journal.su.edu.ua/article/view/139971/139177>.

37. Міжнародне агентство з атомної енергії. (2016). Оцінка безпеки об'єктів та діяльності: Загальні вимоги до безпеки, Частина 4. Відень: Міжнародне агентство з атомної енергії : вебсайт. URL: [https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/52/048/52048850.pdf](https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/52/048/52048850.pdf)

38. Зберігання відходів ядерної енергетики - <https://www.energoatom.kiev.ua/ua/sustainability/safety/radwaste/>

39. Богомолець, Г. Ф., Харченко, О. І., & Гуцало, Ю. М. (2018). Проблеми зберігання та утилізації радіоактивних відходів на території України. Науковий вісник Національного університету біоресурсів і природокористування України, 186, 127-138.

40. Кучерявенко, Р. О. (2018). Проблеми зберігання та утилізації радіоактивних відходів. Технічні науки та технології, 4(1), 60-68.

41. Ткаченко, М. М., & Катеринчук, В. І. (2018). Переробка відходів ядерної енергетики. Наукові праці Державного університету інфраструктури та технологій, 1(34), 140-148.

42. Буряк, М. І., Шевченко, С. О., & Козлов, Ю. Є. (2017). Рециклінг ядерних відходів у контексті енергетичної стратегії України. Вісник Національного університету "Львівська політехніка».

43. Корнійчук І.М. Захоронення високорадіоактивних відходів в глибинні шахти вугільних копалень. // Енергетика та контроль над водними ресурсами, № 2, 2016. - С. 29-34.
44. Власенко, В. В., & Кравець, І. В. (2018). Місця накопичення радіоактивних відходів в Україні: проблеми та перспективи. Гірничий вісник України, (2), 72-77.
45. Кисельов, О. М., & Хоменко, І. В. (2016). Техногенні радіоактивні відходи та їх зберігання. Вісник Національного технічного університету України "КПІ". Хімічна інженерія, екологія та ресурсозбереження, (1 (15)), 74-82.
46. Мазуренко, О. В., Коваленко, В. І., & Ковальова, А. В. (2018). Стан та перспективи управління радіоактивними відходами України. Вісник Хмельницького національного університету, (1), 13-18.
47. Онищенко, Г. Г., & Миронова, В. С. (2017). Радіоактивні відходи: проблеми і перспективи управління. Екологічна безпека та природокористування, (20), 34-39.
48. Хроменко, І. В., & Шабанова, О. В. (2015). Проблеми управління радіоактивними відходами в Україні. Вісник Хмельницького національного університету, (2), 55-59.
49. Shybetskyi Iu.O., Shestopalov V.M., Pochtarenko V.I., Borisova T.A., Shurpach N.O. 2022. Concepts of geological disposal of radioactive waste. Geologičnij žurnal, 1 (378): 03-23. <https://doi.org/10.30836/igs.1025-6814.2022>.
50. IAEA. (2020). Disposal of Radioactive Waste: Methods and Challenges. URL: <https://www.iaea.org/resources/publications/factsheets/disposal-of-radioactivewaste-methods-and-challenges>.
51. Scientific American. (2015). The Pros and Cons of Deep Geological Disposal of Nuclear Waste. URL: <https://www.scientificamerican.com/article/the-pros-and-cons-of-deep-geological-disposal-of-nuclear-waste/>

52. U.S. Nuclear Regulatory Commission. (2021). Disposal of High-Level Radioactive Waste in a Geologic Repository. URL: <https://www.nrc.gov/waste/hlwdisposal/geologic-repository.htm>
53. S.P. Schneider, T.J. Nicholson, and A.M. Knight. (2012). Waste Treatment and Immobilization Plant – Low Activity Waste Facility, Hanford Site, Richland, Washington: Clean Closure Evaluation Report. US Department of Energy.
54. N. Kulkarni, B. Larson, J. Wiggin, and J. Mason. (2014). Thermal Treatment of Low-Level Radioactive Waste Using the GeoMelt(R) In-Container Vitrification Process. *Nuclear Technology*, 187(1), 87-98.
55. Програма утилізації високорадіоактивних відходів на Західному плато у США. URL: <https://www.energy.gov/ne/articles/energy-department-marks-major-milestone-cleanup-former-western-uranium-mill><https://www.energy.gov/sites/prod/files/2014/03/f7/PAD%202014%20-%20EM%20Western%20Mill%20Brochure.pdf>