

Міністерство освіти і науки України
Харківський національний університет імені В. Н. Каразіна
Навчально-науковий інститут «Українська інженерно-педагогічна академія»
Кафедра автоматизації, метрології та енергоефективних технологій

КВАЛІФІКАЦІЙНА РОБОТА

магістра

на тему

«Розвиток інструментів оцінювання якості забезпечення сталого функціонування енергоблоків атомних електростанцій при перепризначенні ресурсу»

(тема кваліфікаційної роботи)

Виконав: студент 2 курсу, групи ДІВс24мг
спеціальності: 175 Інформаційно-вимірювальні
технології

_____ / В'ячеслав КРАВЧУК
(підпис) (ім'я та прізвище)

Керівник _____ / Ганна ГРІНЧЕНКО
(підпис) (ім'я та прізвище)

Рецензент _____ / _____
(підпис) (ім'я та прізвище)

«До захисту допущено»

Завідувач кафедри _____ / Геннадій КАНЮК
(підпис) (ім'я та прізвище)

Нормоконтроль _____ / _____
(підпис) (ім'я та прізвище)

Секретар ЕК _____ / Євгеній КЛЮЧКА
(підпис) (ім'я та прізвище)

Харків – 2025 рік

Міністерство освіти і науки України

Харківський національний університет імені В. Н. Каразіна
Навчально-науковий інститут «Українська інженерно-педагогічна академія»
Кафедра автоматизації, метрології та енергоефективних технологій

Спеціальність 175 Інформаційно-вимірювальні технології
Освітньо-професійна програма «Якість, стандартизація та сертифікація»

ЗАТВЕРДЖУЮ

Завідувач кафедри

(підпис)

д.т.н., проф. Геннадій КАНЮК
(науковий ступінь, вчене звання, ім'я, прізвище)

«__» _____ 2025 р.

ЗАВДАННЯ
на кваліфікаційну роботу
другого (магістерського) рівня вищої освіти

здобувача вищої освіти В'ячеслав КРАВЧУК
(ім'я, прізвище)

1. Тема Розвиток інструментів оцінювання якості забезпечення сталого функціонування енергоблоків атомних електростанцій при перепризначенні ресурсу

затверджена наказом по академії №__ від «__» _____ 20__ р.

2. Термін здачі закінченої роботи «__» _____ 20__ р.

3. Вихідні дані до роботи/проекту

4. Зміст роботи/проекту (перелік питань, які належить розробити):
проаналізувати підходи до технічної діагности та забезпечення безпечної експлуатації енергообладнання енергетичних комплексів, визначити шляхи удосконалення управління якістю в період перепризначення термінів експлуатації, розробити рекомендації щодо удосконалення підходів до технічної діагности енергетичного обладнання з метою забезпечення якості його функціонування в понадпроектний термін

5.Перелік графічного матеріалу (презентаційний матеріал):

6. Консультант:

Розділ	Консультант	Підпис, дата		Оцінка (бали)
		Завдання видав	Завдання прийняв	

7. Дата видачі завдання«___»_____20___р.

Керівник _____Ганна ГРІНЧЕНКО
(підпис) (ім'я, прізвище)

Завдання прийняв до виконання _____В'ячеслав КРАВЧУК
(підпис) (ім'я, прізвище)

**КАЛЕНДАРНИЙ ПЛАН-ГРАФІК
виконання кваліфікаційної роботи**

№ з/п	Назва етапів роботи та питань, які мають бути розроблені відповідно до завдання	Термін виконання	Позначки керівника про виконання завдань
1.	Розробка плану кваліфікаційної роботи, ознайомлення з літературними джерелами за темою		
2.	Написання теоретичної частини кваліфікаційної роботи		
3.	Написання аналітичної частини кваліфікаційної роботи		
4.	Написання дидактичного проєкту в рамках кваліфікаційної роботи		
5.	Перевірка чернетки кваліфікаційної роботи та внесення змін до неї керівником		
6.	Перевірка якості кваліфікаційної роботи у системі «Антиплагіат»		
7.	Оформлення кваліфікаційної роботи		
8.	Проходження нормоконтролю оформлення кваліфікаційної роботи		

Здобувач вищої освіти _____
(підпис)

В'ячеслав КРАВЧУК
(ім'я, прізвище)

Нормоконтроль _____
(підпис)

(ім'я, прізвище)

ЗМІСТ

Анотація

РОЗДІЛ 1. АНАЛІЗ ПІДХОДІВ ДО ОБҐРУНТУВАННЯ ПОДОВЖЕННЯ ТЕРМІНІВ ЕКСПЛУАТАЦІЇ АЕС

1.1. Науково-обґрунтовані підходи до обґрунтування перепризначення термінів функціонування енергетичних об'єктів

1.2. Забезпечення сталого функціонування енергетичних систем через вдосконалення методів технічної діагностики енергообладнання

РОЗДІЛ 2. ОЦІНКА ТЕХНІЧНОГО СТАНУ ЕНЕРГЕТИЧНОГО ОБЛАДНАННЯ ДЛЯ ЗАБЕЗПЕЧЕННЯ СТАЛОГО РОЗВИТКУ

2.1. Наукова методологія оцінювання стану енергообладнання

2.2. Прогнозна оцінка активності основного обладнання та конструкційних елементів енергоблоків до моменту їх остаточного зупинення

2.3 Методологія оцінки обсягів РАВ, що утворюються під час виведення з експлуатації

2.3.1 Оцінка обсягів необроблених РАВ від ВЕ енергоблоків №1–2 ХАЕС

РОЗДІЛ 3. ВИБІР ОПТИМАЛЬНОГО СЦЕНАРІЮ ЗНЯТТЯ З ЕКСПЛУАТАЦІЇ ПРИ СТАЛІЙ РОБОТІ ЕНЕРГОБЛОКУ

3.1 Оптимальна концепція зняття з експлуатації

ВИСНОВКИ СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

АНОТАЦІЯ

В магістерській роботі запропоновано модель прийняття рішення на основі економічної оцінки поетапного виведення з експлуатації атомної електростанції (АЕС). На прикладі енергоблоку потужністю 1000 МВт наведено економічне обґрунтування негайного та відкладеного демонтажу. Для економічного обґрунтування пропонується порівняння витрат, що враховує накопичення радіоактивних відходів, роботи з забезпечення безпеки та трудовитрати для обох варіантів, виконане за методикою багатфакторного аналізу на основі експертних оцінок.

За результатами аналізу переважним варіантом виведення з експлуатації енергоблоків АЕС визначено відкладений демонтаж, при якому забезпечуються умови сталого функціонування з урахуванням факторів безпеки та впливу на навколишнє середовище. Відкладений демонтаж дозволяє оптимізувати процес шляхом варіювання тривалості етапу витримки для окремого енергоблоку в межах 20–40 років.

Діяльність на етапі припинення експлуатації енергоблоку пропонується здійснювати в рамках його ліцензії на експлуатацію, відповідно до організаційно-технічних рішень з забезпечення безпеки, які застосовувалися під час експлуатації. Детерміновані наслідки та ризики відповідатимуть оцінці безпеки, яка визначатиметься за результатами останнього аналізу з урахуванням забезпечення сталого функціонування..

Мета дослідження: Розробка та вдосконалення методологічних та практичних інструментів оцінювання якості забезпечення сталого функціонування енергоблоків атомних електростанцій при перепризначенні ресурсу, з урахуванням технічних, організаційних та екологічних факторів, для підвищення надійності, безпеки та ефективності експлуатації.

Завдання дослідження:

1. Провести аналіз сучасних підходів та нормативних документів щодо оцінювання якості та управління ризиками при експлуатації енергоблоків АЕС.
2. Дослідити чинники, що впливають на сталий функціонування енергоблоків при перепризначенні ресурсу, включаючи технічні, організаційні, екологічні та економічні аспекти.
3. Розробити модель комплексної оцінки якості забезпечення сталого функціонування енергоблоків з використанням кількісних та якісних показників.
4. Запропонувати систему методів оцінки ризиків та інструментів контролю для забезпечення безпеки при продовженні ресурсу експлуатації енергоблоків.
5. Виконати моделювання та апробацію розроблених інструментів на прикладі конкретного енергоблоку АЕС.
6. Визначити рекомендації щодо підвищення ефективності управління сталим функціонуванням енергоблоків у процесі перепризначення ресурсу.

Об'єкт дослідження: Енергоблоки атомних електростанцій та процеси забезпечення їх сталого функціонування при перепризначенні ресурсу.

Предмет дослідження: Методи, інструменти та показники оцінювання якості забезпечення сталого функціонування енергоблоків АЕС з урахуванням технічних, організаційних, екологічних та ризикових факторів у процесі перепризначення ресурсу.

ВСТУП

Енергоблоки атомних електростанцій (АЕС) є важливою складовою енергетичної інфраструктури, забезпечуючи стабільне постачання енергії з низьким рівнем викидів вуглецю, що вважається «зеленою» технологією з 2023 року відповідно до таксономії, критеріїв та правил ЄС до екологічно стійкої економічної діяльності [1, 2]. Однак, в умовах довготривалого функціонування атомних електростанцій виникають виклики, пов'язані з технічною надійністю, екологічною безпекою, економічною доцільністю та регуляторними вимогами, що в свою чергу породжує недовіру до інвестицій в атомну енергетику, як внутрішніх, так і зовнішніх партнерів.

В Україні атомна енергетика в рамках проектного терміну експлуатації забезпечувала до 60 % енергопотреб, і хоч зараз йде зміни у енергобалансі щодо джерел енергії, атомна енергетика і досі відіграє ключову роль в енергозабезпеченні як промислового, так і цивільного сектору. Разом з тим, з 2010 року проектні терміни експлуатації (30 років) енергоблоків АЕС України почали закінчуватись і постали питання щодо подальшої можливості їх функціонування. Так, на сьогодні прийнято рішення про подовження терміну експлуатації для енергоблоків потужністю 1000 МВт на 10 років, та на 20 років для енергоблоків з реакторами ВВЕР-440 (440МВт), але і ці терміни експлуатації теж або підходять до закінчення, або вже вичерпали їх. Прийняття рішення щодо подальшої експлуатації проводиться шляхом оцінки експертами реального стану та прогнозування подальших сценаріїв змін технічного стану обладнання і впливу на безпеку. Згідно з оцінки експертів у сфері державного атомного регулювання діючи енергоблоки в понадпроектні терміни експлуатуються безпечно з прийнятним рівнем ризиків і з забезпеченням вимог щодо безпеки реакторних установок, науково-технічною документацією та міжнародною практикою[3,4].

Якщо розглядати міжнародний досвід довготривалої експлуатації, то у світі є нормальною практикою продовження термінів експлуатації до 50 років,

але прийняття ефективних управлінських рішень потребує глибокого науково-обґрунтованого аналізу з точки безпеки[5]. Та разом з тим, окрім забезпечення безпеки, постають і питання доцільності подальшої експлуатації і з економічної точки зору. Ключовим аспектом є оцінка витрат і вигід, зокрема аналіз постійних експлуатаційних витрат, вартості модернізації та доходів від продажу електроенергії з урахуванням забезпечення безпеки довготривалої експлуатації.

Економічна доцільність довготривалого функціонування енергоблоків АЕС залежить від своєчасної модернізації, ефективного управління витратами, інноваційного підходу до експлуатації та підтримки на законодавчому рівні. Це забезпечує стабільне енергопостачання, мінімізацію екологічних ризиків і економічну стійкість у майбутньому. Отже, для прийняття важливих управлінських рішень необхідно провести економічне обґрунтування з урахуванням аналізу технічного стану обладнання, оцінки безпеки та надійності, витрат щодо впровадження інноваційних технологій, модернізації обладнання, експлуатаційних витрат та прогнозованих вигід від довготривалої експлуатації АЕС на основі відповідного нормативного забезпечення.

РОЗДІЛ 1. АНАЛІЗ ПІДХОДІВ ДО ОБҐРУНТУВАННЯ ПОДОВЖЕННЯ ТЕРМІНІВ ЕКСПЛУАТАЦІЇ АЕС

1.1. Науково-обґрунтовані підходи до обґрунтування перепризначення термінів функціонування енергетичних об'єктів

При перепризначенні термінів експлуатації енергоблоків АЕС, в першу чергу, постають питання забезпечення безпеки і вирішення цієї задачі присвячено велику кількість наукових робіт. Для забезпечення безпеки в позапроектні терміни атомні електростанції (АЕС) застосовують кілька стратегій, що зумовлено як відношенням атомної енергетики до потенційно-небезпечних об'єктів, так і негативним досвідом експлуатації, а саме Чорнобильською аварією та Фукусімою. Основні концепції, щодо забезпечення безпеки ґрунтуються на моніторингу, контролі і своєчасному реагуванні та попередженні можливих внутрішніх та зовнішніх факторів небезпеки. Одним з таких напрямків є забезпечення глибокоєшелонованого захисту (DiD), шляхом встановлення численних бар'єрів безпеки для запобігання витоку іонізуючого випромінювання і радіоактивних речовин у навколишнє середовище. Так, авторами [6, 7] пропонуються технічні та організаційні заходи для захисту цих бар'єрів і підтримки їх ефективності, що входять у три рівні захисту, та забезпечують відповідний рівень безпеки. Врахування та забезпечення більш високих рівнів захисту, що включають заходи на випадок важких аварій (рівень 4) та аварійного реагування за межами майданчика (рівень 5) пропонується авторами в роботі [8]. При застосуванні такого підходу пропонується використовувати детерміновані та імовірнісні методи оцінки безпеки використовуються для перевірки та підтвердження ефективності заходів з забезпечення безпеки, гарантуючи, що заходи безпеки є надійними навіть у випадку важких аварійних сценаріїв [6, 8]. Імовірнісну оцінку безпеки (PSA) використовують і для оцінки ймовірності та потенційного впливу важких аварій для розробки Керівництва з управління важкими аваріями (SAMG) і пом'якшення наслідків таких подій. SAMG мають вирішальне значення для

управління та пом'якшення наслідків важких аварій і допомагають контролювати розвиток аварії та ефективність систем локалізації, допомагаючи зменшити викид радіоактивності [7, 9].

Сучасні АЕС включають в себе передові засоби безпеки, які дозволяють запобігати, припиняти, пом'якшувати і локалізувати радіоактивність під час запроектованих аварій. Ці засоби включають і системи пасивної безпеки, які не потребують активного контролю або втручання людини для функціонування та мають важливе значення для мінімізації впливу важких аварій, особливо спричинених екстремальними природними явищами [10, 11]. Після аварії на Фукусімі було внесено значні зміни, спрямовані на підвищення здатності АЕС справлятися з запроектованими аваріями у всьому світі. Так, було переглянуто міжнародні, галузеві та локальні нормативні документи, вдосконалено конструкції, систем і компонентів (SSC) атомних станцій для управління екстремальними ситуаціями та порядок їх інспектування і контролю, внесено зміни у процедури управління аваріями та аварійного реагування за межами промислового майданчика, що виходять за рамки проектних. Сюди входять положення щодо відведення залишкового тепла, контролю реактивності та запобігання розкриття тепловиділяючих збірок. Ці SSC призначені для протистояння небезпекам, що значно перевищують проектні рівні, таким як сильні землетруси і повені [12-14]. Були розроблені нові правила і стандарти, які безпосередньо стосуються важких аварій. Наприклад, американський регламент 10CFR 50.155 і нові стандарти безпеки Японії зосереджені на пом'якшенні наслідків запроектованих аварій і забезпеченні надійних заходів безпеки [15, 16].

Підхід, що ґрунтується на характеристиках запасу безпеки з урахуванням ризиків оцінює та управляє змінами в запасі безпеки станції протягом тривалого часу, гарантуючи, що запас безпеки підтримується навіть тоді, коли станції старіють і зазнають модифікацій [17-19]. Для оцінювання безпеки при цьому підході використовують дані відповідно до технічної діагностики та оцінювання майбутнього стану енергообладнання з метою управління процесами деградації та своєчасно реагування (модернізацію, заміну обладнання, зміни режимів

навантаження, тощо) [20, 21]. Оцінювання технічного стану енергообладнання та прогнозування робиться на основі аналізу деградації (пошкодження) та відмов обладнання за допомогою визначення напружено-деформованого стану, ерозійно-корозійного зносу, циклів навантаження, тощо[5, 21, 22]. Такий підхід, дає змогу оцінити фактичний стан, порівняти з нормативною та проектною документацією, провести аналіз щодо запасу по надійності та прогнозувати подальше стаке функціонування енергосистеми.

Таким чином, АЕС забезпечують безпеку, що виходить за рамки їх проекту, завдяки поєднанню передових засобів безпеки, суворих оцінок безпеки, посилених регуляторних стандартів і систематичної кваліфікації критично важливих компонентів. Ці заходи в сукупності підвищують стійкість АЕС до важких аварій та екстремальних подій, тим самим захищаючи навколишнє середовище та здоров'я населення. забезпечення безпеки АЕС понад проект.

Але окрім забезпечення безпеки, необхідно розуміти, чи доцільно з економічної позиції подальше функціонування енергоблоку в позапроектні терміни, з урахування значних вимог, щодо забезпечення безпеки, значних ризиків експлуатації для персоналу та навколишнього середовища, соціальну незадоволеність при можливих економічних витратах на забезпечення безпеки.

Економічна оцінка, як правило, ґрунтується на ефективності роботи в поза проектні терміни і пов'язані з цим витрати на впровадження нових технологій, витрат на модернізацію, енергоефективність потужностей, тощо та пропонується оптимізація режимів, застосування більш ефективних пристроїв та обслуговуючих систем, поєднання різних типів енергоджерел [23-25]. Оцінка економічної ефективності та окупності використання атомної енергетики в проектні терміни в кореляції з термопоказниками та впливу на навколишнє середовище (нульовий карбоновий слід) показує що її застосування є економічно доцільним [26]. Разом з тим, важливо враховувати окрім активних витрат в період переходу у новий етап функціонування енергообладнання, також витрати на навчання персоналу, адаптацію робочих процесів до нових умов, а також довгострокові фінансові наслідки від змін у процесах виробництва та

обслуговування. Оцінка повинна враховувати як первісні інвестиції, так і потенційні вигоди, включаючи зниження витрат на енергію, збільшення продуктивності та підвищення якості продукції або послуг[27]. Паралельно слід розглядати ризики, пов'язані з інноваціями, зокрема можливі проблеми з технологічними збоями, необхідність додаткових затрат на технічне обслуговування чи утримання.

1.2. Забезпечення сталого функціонування енергетичних систем через вдосконалення методів технічної діагностики енергообладнання

Для підтримки стабільного функціонування енергетичних процесів проведено аналіз типів пошкоджень і причин відмов потужних турбогенераторів, на основі якого розроблено методику розрахункового оцінювання безпеки їх експлуатації.

Дослідження наукових джерел і нормативної документації з безпеки експлуатації турбогенераторів показало, що для забезпечення сталості роботи енергетичних об'єктів необхідно враховувати фактори, які знижують ефективність тепловіддачі та можуть призвести до аварійних ситуацій.

На основі цього аналізу запропоновано методику розрахункового дослідження тепловіддачі та наведено кількісні результати розподілу теплообміну в елементах стрижнів обмотки статора турбогенератора ТВВ-1000-2У3 для Південноукраїнської та Хмельницької АЕС. Розрахунки показали, що стрижні №1 та №5 на Південноукраїнській АЕС мають низьку тепловіддачу — 0,8 Вт та 0,5 Вт відповідно, що потребує підвищеної уваги, але залишається в межах допустимих значень для подальшої експлуатації. Для Хмельницької АЕС стрижні №13 та №23 показали тепловіддачу 0 Вт, що свідчить про необхідність їх заміни.

Доведено, що своєчасна технічна діагностика та аналіз тепловіддачі стрижнів обмотки дозволяє виявляти порушення у роботі турбогенераторів.

Забезпечення сталого функціонування енергетичних комплексів у сучасних умовах є ключовим завданням, що включає комплексне вирішення низки питань: проведення технічної діагностики та модернізації енергообладнання, підвищення енергоефективності технологічних процесів, використання ресурсів із мінімальним негативним впливом на навколишнє середовище тощо. Ці завдання необхідно вирішувати комплексно, з урахуванням потреб суспільства, із застосуванням сучасних технологій та принципів енергетичного менеджменту.

Сталий розвиток атомної енергетики передбачає впровадження нових технологій та методів, що сприяють підвищенню ефективності, безпеки та обґрунтованості управлінських рішень. Ефективне енергетичне управління для забезпечення безпеки функціонування енергетичних комплексів неможливе без урахування досвіду експлуатації, своєчасної технічної діагностики та прийняття науково-обґрунтованих рішень.

В Україні зростає потреба у електричній енергії, що зумовлено економічними та соціальними змінами. Підвищення попиту та обмежені можливості нарощування нових потужностей вимагають підвищення ефективності роботи діючих енергетичних об'єктів. Основним чинником зниження ефективності виробництва електроенергії на атомних електростанціях є пошкодження турбогенераторів, що значно зменшує обсяг виробленої енергії.

До факторів, що спричиняють деградацію стрижнів обмотки статора турбогенератора, належать:

- температурні режими під час експлуатації, включно з можливими циклічними коливаннями;
- несприятливі вібродинамічні коливання в вузлі «колектор дистилляту – патрубки – зовнішні трубопроводи» конструкції лобових частин обмотки статора;

- термомеханічні напруження в обмотці статора при багаторазових змінах навантаження;
- вплив хімічно активних речовин;
- механічні пошкодження під час монтажних та ремонтних робіт.

Зазвичай деградація посилюється при одночасній дії кількох факторів, наприклад: локальні перегріви стрижнів обмотки, наявність механічних домішок у складі охолоджуючого дистилляту, підвищені вібрації на виводах шин обмотки статора тощо.

Для забезпечення безпеки роботи енергообладнання необхідно розробити комплексний нормативний підхід до технічної діагностики, що враховує вплив деградаційних факторів і забезпечує ефективність та сталий ресурс подальшої експлуатації.

На сьогодні діагностування стану порожнистих провідників здійснюється за допомогою термоперетворювачів опору (ТП), які встановлюють на ізоляцію кожного стрижня з боку зливу дистилляту або під пазовий клин поблизу виходу з пазу. Технічні умови на турбогенератор рекомендують допустиму кількість закупорених порожнистих провідників – не більше одного. У разі закупорки двох провідників їхня температура за розрахунковими даними перевищує нормативну у три рази. Проте, як показує досвід, значного підвищення температури не завжди спостерігається. Наприклад, якщо між закупореним провідником і ТП знаходиться порожнистий провідник з циркуляцією дистилляту, підвищення температури може бути незначним. Крім того, чутливість ТП до зміни температури міді стрижня суттєво залежить від ступеня притискання ТП до ізоляції стрижня і зменшується при ослабленні клиновки паза. Таким чином, нормативні методи контролю демонструють низьку ефективність у виявленні закупорки порожнистих провідників.

РОЗДІЛ 2. ОЦІНКА ТЕХНІЧНОГО СТАНУ ЕНЕРГЕТИЧНОГО ОБЛАДНАННЯ ДЛЯ ЗАБЕЗПЕЧЕННЯ СТАЛОГО РОЗВИТКУ

2.1. Наукова методологія оцінювання стану енергообладнання

Для проведення економічного обґрунтування і планування заходів щодо зняття з експлуатації енергоблоку АЕС необхідно розробити концепцію, яка враховуватиме ключові аспекти щодо доцільності проведення цих робіт, можливості продовженого терміну експлуатації та забезпечення безпеки для персоналу і навколишнього середовища. Для цього було виокремлено основні аспекти, що мають суттєвий вплив на економічну оцінку та критерії, які треба проаналізувати при прийнятті управлінських рішень (рис.2.1).

Основною метою такої концепції побудова моделі управління енергетичним підприємством, яка включає довготривале планування всього комплексу заходів для визначення доцільності зняття з експлуатації, або продовження термінів експлуатації всіх діючих ядерних установок та об'єктів по обращению з радіоактивними відходами, що розташовані на промисловому майданчику атомної станції з урахуванням наступних умов:

- **Пріоритет безпеки:** безумовне дотримання всіх норм і вимог щодо безпеки та обмеження негативного впливу на персонал, населення та навколишнє середовище ядерних установок та об'єктів поводження з радіоактивними відходами на заключному етапі їх життєвого циклу, а також відходів, що утворюються на цьому етапі;
- **Пріоритет доцільності капіталовкладень:** забезпечення ефективного використання діючих об'єктів та існуючої інфраструктури на промисловому майданчику для вирішення завдань зняття з експлуатації або продовження терміну експлуатації;
- **Пріоритет стабільності у майбутньому:** забезпечення можливості експлуатації діючих та створення нових об'єктів на майданчику АЕС, які заміщують виведені з експлуатації об'єкти;

- **Пріоритет захищеності майбутніх поколінь:** мінімізація за межами планованого періоду негативних економічних, соціальних, екологічних та інших наслідків від прийнятих рішень і діяльності з виведення з експлуатації, що реалізується на майданчику АЕС протягом планованого періоду.



Рисунок 2.1 Концепція економічної оцінки функціонування енергоблоку АЕС у понадпроектні терміни

Для розробки Концепції необхідний певний набір статистичних даних. Однак наразі, згідно з «Енергетичною стратегією України на період до 2030

року» [7], попередньо визначено додатковий 15-річний період експлуатації понад 30-річний термін, передбачений вихідним проектом. До моменту остаточного зупинення енергоблоку прогнозується, що в результаті робіт з обслуговування, ремонту, модернізації та реконструкції його основних і допоміжних систем протягом періоду експлуатації блока ті системи, які необхідні для виконання робіт на етапах припинення експлуатації та остаточного закриття, матимуть залишковий ресурс, достатній для виконання цих робіт.

2.2. Прогнозна оцінка активності основного обладнання та конструкційних елементів енергоблоків до моменту їх остаточного зупинення

Інформація про наявність радіоактивності та радіаційні характеристики систем і елементів об'єктів, що підлягають виведенню з експлуатації, є ключовою передумовою для початкового планування експлуатаційних та демонтажних робіт, оцінки потоків радіоактивних відходів, вибору технологій поводження з відходами та інших аспектів.

Характеризація забруднень енергооб'єктів, необхідна для планування діяльності з виведення з експлуатації, охоплює такі аспекти:

- оцінка забруднень систем і елементів, що виникли внаслідок їх прямої активації під час роботи реакторних установок;
- оцінка забруднень систем і елементів, не пов'язаних з їх прямою активацією;
- оцінка дозових полів.

Для оцінки забруднень внаслідок прямої активації наразі розроблені та широко застосовуються методики їх комп'ютерного моделювання (так звані розрахункові методики). Щодо забруднень, не пов'язаних з прямою активацією, а також дозових полів, чисто розрахункові методики розвинені значно слабше і дають суттєво менш достовірні результати. Найбільш надійну інформацію забезпечують розрахунково-експериментальні методики, засновані на даних прямих вимірювань.

Радіоактивне забруднення обладнання та конструкційних елементів, що виникає внаслідок їх прямої активації, носить об'ємний характер. Активації піддаються матеріали, які знаходяться всередині та поблизу активної зони реакторної установки. Основним механізмом активації матеріалів на АЕС є радіаційне захоплення нейтронів. Рівні активації залежать від наступних факторів:

- хімічного складу матеріалу;
- спектру нейтронів;
- часу та графіка опромінення в період експлуатації;
- часу витримки після припинення експлуатації.

Найбільш активованими матеріалами є конструкційні елементи активної зони реакторної установки. Менш активованою частиною є біологічний захист, виготовлений з бетону та залізобетону, який облучається більш слабким потоком нейтронів і містить матеріали з меншими перетинами активації. Згідно з затвердженими прогнозами [16], тверді радіоактивні відходи, що належать до категорії високоактивних відходів, будуть переважно сформовані корпусами реакторів та їх внутрішніми та зовнішніми елементами, а загальна вага твердих радіоактивних відходів, які виникли внаслідок прямої активації, оцінюється на рівні 1,1 тис. тонн на блок і узгоджується з оцінками для реакторних установок типу ВВЕР-440 на АЕС Ловіза (Фінляндія), приблизно за порядком величини. Усі наявні оцінки демонструють, що активовані частини залишатимуться високоактивними протягом тривалого часу (сотні років).

Детальний розрахунок обсягів та рівня забруднень матеріалів, що виникли внаслідок їх прямої активації, повинен виконуватися при розробці програм (проектів) виконання окремих етапів виведення з експлуатації для кожної реакторної установки на основі аналізу проектної документації, історії експлуатації та даних комплексного інженерно-радіаційного обстеження.

Радіоактивне забруднення обладнання та конструкційних елементів, не пов'язане з їх прямою активацією, носить поверхневий характер. Основним джерелом таких забруднень є прямий контакт елементів і матеріалів з

теплоносієм першого контуру. Забруднення води першого контуру активованими продуктами корозії відбувається через контакт з корпусом реактора, виготовленим з аустенітної нержавіючої сталі, тепловиділяючими збірками з цирконієвого сплаву та іншими внутрішньореакторними елементами. Недосконала герметизація тепловиділяючих елементів призводить до потрапляння у теплоносії продуктів поділу, які також роблять внесок у сумарне забруднення елементів і матеріалів, що безпосередньо контактують з теплоносієм першого контуру.

Порівняння даних, зібраних на експлуатованих реакторних установках типу ВВЕР, показує, що після 2–3 років витримки рівні забруднення основних частин першого контуру (трубопроводи, головний циркуляційний насос тощо) знаходяться в межах 10^4 – 10^5 Бк/см². Основний внесок у поверхневу активність роблять радіонукліди ^{54}Mn , ^{60}Co , ^{110}mAg , ^{137}Cs . Внесок ^{60}Co у сумарну активність становить від 20 до 80 %.

Розподіл радіонуклідів та рівні забруднення в елементах із високим тепловим градієнтом (теплообмінники, парогенератори) може значно відрізнятися від інших елементів першого контуру. Рівні забруднення допоміжних систем, таких як дренажні системи, клапани чи фільтри, також потребують особливої уваги.

Для реакторних установок типу ВВЕР найбільш повна інформація про рівні радіоактивного забруднення обладнання та конструкційних елементів, не пов'язаного з їх прямою активацією, була отримана під час проведення комплексного інженерно-радіаційного обстеження на АЕС Грейфсвальд (Німеччина). Інформація охоплювала всі системи та елементи АЕС, включаючи технологічні системи другого контуру та бетонні конструкції. Повний радіохімічний аналіз за всіма цікавими ізотопами вимагав значних затрат зусиль, часу та коштів. Отримані дані були використані для моделювання розподілу нуклідів, заснованого на вимірюваннях обмеженої кількості ключових нуклідів (^{60}Co та ^{137}Cs). На АЕС повинні проводитися вимірювання обмеженої кількості ключових нуклідів (^{60}Co та ^{137}Cs) під час розробки програм (проектів) виконання

окремих етапів виведення з експлуатації для кожної реакторної установки на основі даних комплексного інженерно-радіаційного обстеження та результатів подальших радіаційних обстежень.

Екстраполяція даних про дозові поля, виміряних протягом експлуатації реакторних установок (під час планово-попереджувальних ремонтів, комплексного інженерно-радіаційного обстеження тощо), на період виведення з експлуатації є доволі складним завданням і вимагає повної ідентифікації радіонуклідів та визначення їх внеску у формування цих полів. Такий прогноз дозових полів на період виведення з експлуатації може бути виконаний лише на основі результатів оцінки забруднення систем і елементів.

Для реакторних установок типу ВВЕР найбільш повна інформація про дозові поля під час виведення з експлуатації була отримана під час радіаційних обстежень на АЕС Грейфсвальд (Німеччина). Переважно дозові поля від основних компонентів першого контуру після 2–3 років витримки виявилися порівняно низькими (менше 0,1 мЗв/год), хоча були виявлені окремі гарячі точки з рівнями до 10 мЗв/год.

2.3 Методологія оцінки обсягів РАВ, що утворюються під час виведення з експлуатації

У даній Концепції використана методологія оцінки обсягів радіоактивних відходів (РАВ) від виведення з експлуатації (ВЕ) енергоблока, аналогічна тій, що прийнята у [16], яка базується на наступних припущеннях, що враховують практичний досвід ВЕ АЕС Грейфсвальд (Німеччина) з енергоблоками типу ВВЕР-440:

- Щорічні обсяги рідких радіоактивних відходів (РРО), що утворюються під час ВЕ на етапах остаточного закриття, консервації та демонтажу, прогнозуються рівними щорічним обсягам експлуатаційних РРО для енергоблока даного типу.

- Щорічні обсяги РРО, що утворюються під час ВЕ на етапі витримки, на порядок менші за щорічні обсяги експлуатаційних РРО для енергоблока даного типу.
- Обсяг високоактивних твердих радіоактивних відходів (ТРО), що утворюються на етапі демонтажу, визначається реактором (включаючи всі внутрішньо- та зовнішньокорпусні елементи) та внутрішнім шаром біологічного захисту.
- Обсяг середньоактивних ТРО, що утворюються на етапі демонтажу, дорівнює обсягу високоактивних ТРО, що утворюються на тому ж етапі.
- Обсяг високоактивних ТРО, сумарно утворених на етапах остаточного закриття та консервації, на порядок менший за відповідні обсяги, що утворюються на етапі демонтажу.
- Обсяг низькоактивних ТРО, що утворюються на етапі демонтажу, на порядок більший за обсяг середньоактивних ТРО, що утворюються на тому ж етапі.
- На етапі витримки середньо- та високоактивні ТРО не утворюються.
- На етапі остаточного закриття обсяг низькоактивних ТРО дорівнює обсягу низькоактивних ТРО, що утворюється на етапі демонтажу.
- На етапі консервації обсяг низькоактивних ТРО на порядок менший за обсяг низькоактивних ТРО, що утворюється на етапі демонтажу.
- На етапі витримки обсяг низькоактивних ТРО на два порядки менший за обсяг низькоактивних ТРО, що утворюється на етапі демонтажу.
- Обсяг середньоактивних ТРО, сумарно утворених на етапах остаточного закриття та консервації, дорівнює обсягу, що утворюється на етапі демонтажу.
- У варіанті негайного демонтажу, де етап консервації відсутній, відповідні обсяги РАВ усіх видів та груп утворюються додатково на етапі демонтажу.

Середньорічні обсяги експлуатаційних РРО (кубовий залишок) для енергоблоків типу ВВЕР-1000 діючих АЕС України за період 1996–2006 рр. становлять 142,7 м³/блок.

Під час оцінки обсягів середньо- та високоактивних ТРО від ВЕ приймалося, що питомі щільності компактованих продуктів складають:

- для бетону – 2 000 кг/м³;
- для металу – 5 000 кг/м³.

2.3.1 Оцінка обсягів необроблених РАВ від ВЕ енергоблоків №1–2 ХАЕС

Результати оцінки обсягів необроблених РАВ, що утворюються на різних етапах двох розглянутих варіантів ВЕ енергоблока з реактором типу ВВЕР-1000 (В-320), представлені на рис. 2.1 та 2.2. Обсяги та динаміка накопичення оброблених РАВ при різних варіантах ВЕ енергоблоків АЕС.

Оцінені сумарні обсяги оброблених РАВ від ВЕ енергоблоків №№1–2 ХАЕС за розглянутими варіантами ВЕ наведені в таблиці 2.1. Витрати на переробку РАВ, що утворюються під час ВЕ, враховані у вартості реалізації заходів з виведення з експлуатації.

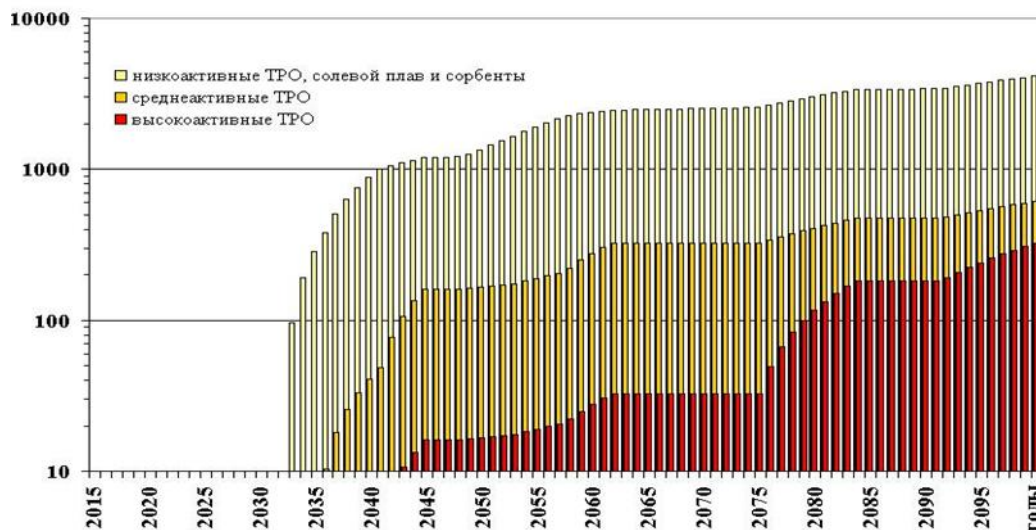


Рис.2.1 Відкладений демонтаж. Динаміка накопичення перероблених РАВ, що утворюються при СЕ двох енергоблоків ХАЕС.

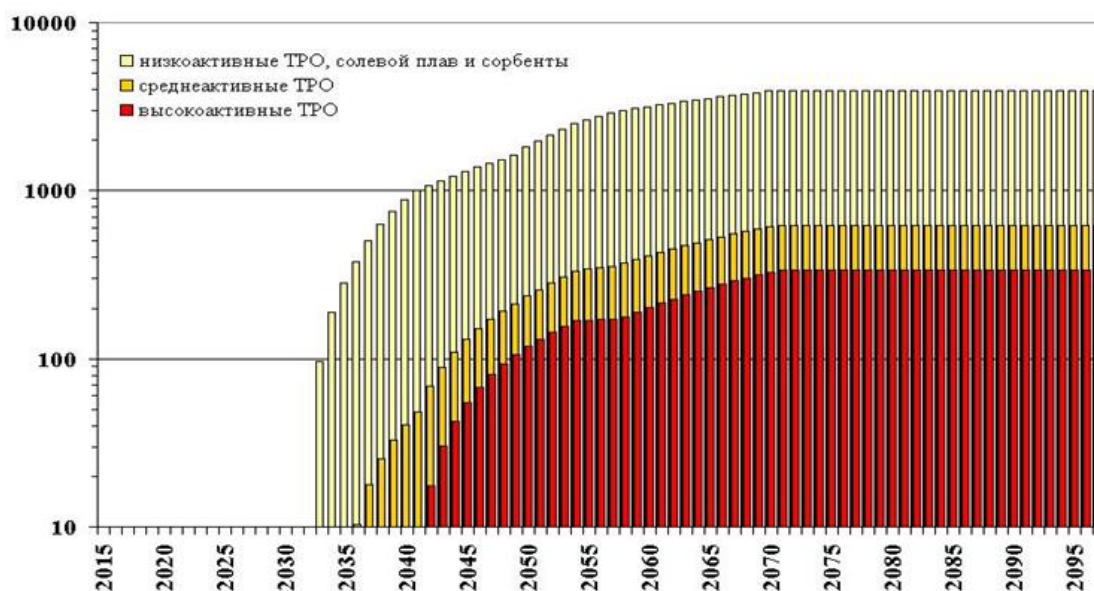


Рис.2.2 Негайний демонтаж. Динаміка накопичення перероблених РАВ, що утворюються при СЕ двох енергоблоків ХАЕС.

Таблиця 2.1. Оцінені сумарні обсяги перероблених РАВ від СЕ енергоблоків ХАЕС (куб.м.).

№ блока	Відкладений демонтаж*				Негайний демонтаж			
	солевой плав сорбенты	низкоактивні	середньоактивні РАВ	Високоактивні РАВ	солевой плав сорбенты	низкоактивні	середньоактивні РАВ	Високоактивні РАВ
1	967	1130	312	167	851	1126	312	167
2	967	1130	312	167	851	1126	312	167

* для варіанту з тривалістю етапу витримки 30 років

РОЗДІЛ 3. ВИБІР ОПТИМАЛЬНОГО СЦЕНАРІЮ ЗНЯТТЯ З ЕКСПЛУАТАЦІЇ ПРИ СТАЛІЙ РОБОТІ ЕНЕРГОБЛОКУ

3.1 Оптимальна концепція зняття з експлуатації

Виходячи з наведеної вище інформації, при виборі оптимального варіанта виведення з експлуатації (ВЕ) енергоблоків АЕС розглядалися наступні можливі варіанти:

- **варіант 1** – негайний демонтаж;
- **варіант 2** – відкладений демонтаж із підваріантами, що передбачають різну тривалість етапу витримки:
 - **варіант 2.1** – 20 років;
 - **варіант 2.2** – 30 років;
 - **варіант 2.3** – 40 років.

Відповідно до вимог [9], вибір оптимального варіанта ВЕ повинен здійснюватися на основі принципу «витрати–користь», що забезпечує збалансований облік таких основних факторів:

- **фактор А** – вимоги щодо безпеки, встановлені чинним законодавством;
- **фактор Б** – результати оцінок можливого небезпечного впливу на персонал, населення та навколишнє середовище;
- **фактор В** – радіаційний стан установки та його прогнозовані зміни з часом;
- **фактор Г** – фізичний стан установки та його прогнозовані зміни з часом;
- **фактор Д** – аспекти поводження з радіоактивними відходами до їх захоронення;
- **фактор Е** – можливість повторного використання компонентів установки або переробки матеріалів;
- **фактор Ж** – можливість вивільнення матеріалів для необмеженого використання;
- **фактор З** – плани подальшого використання території, зайнятої установкою;
- **фактор И** – наявність техніки та технологій для виведення з експлуатації;

- **фактор Й** – наявність персоналу, можливість використання знань і досвіду експлуатаційного персоналу;
- **фактор К** – наявність відповідного фінансового забезпечення;
- **фактор Л** – вітчизняний та зарубіжний досвід виведення з експлуатації;
- **фактор М** – соціальні аспекти.

Аналогічно підходу, прийнятому в [16], для збалансованого урахування зазначених факторів вибір оптимального варіанта ВЕ здійснювався за методикою багатофакторного аналізу. Використана методика передбачає можливість спільного аналізу кількісних і якісних критеріїв (показників), підтверджених наявними на момент аналізу об'єктивними вихідними даними та результатами прогнозних розрахунків, а за їх відсутності – оцінених на основі експертного розгляду.

Ключовою передумовою порівняння була ідентичність для двох розглянутих варіантів виведення з експлуатації (ВЕ) енергоблока:

- початкового та кінцевого стану об'єкта;
- вартості обладнання та матеріалів, необхідних для виконання аналогічних робіт;
- трудовитрат на виконання аналогічних робіт;
- заходів з радіаційного захисту персоналу, населення та навколишнього середовища під час виконання аналогічних робіт.

Критерії порівняння

При визначенні критеріїв порівняння головними завданнями були забезпечення:

- повноти аналізу шляхом врахування всіх основних факторів;
- коректності аналізу шляхом урахування можливих взаємозв'язків (кореляцій) аналізованих критеріїв.

Для максимального охоплення всі початково аналізовані критерії (показники) були поділені на 4 відносно незалежні групи:

1. фінансово-економічні показники;
2. організаційно-технічні показники;

3. показники негативного впливу на персонал, населення та навколишнє середовище;
4. соціально-психологічні показники, за винятком показників перших трьох груп.

На основі експертної оцінки значущості кожної групи критеріїв сумарний ваговий коефіцієнт перших трьох груп приймався однаковим і дорівнював 3 балам, останньої групи – 1 балу.

Початковий список аналізованих критеріїв (показників) та їхній зв'язок з основними факторами наведено в Таблиці 3.1. Як видно з таблиці, кожен із розглянутих критеріїв пов'язаний щонайменше з 5 основними факторами, а кожному з цих факторів відповідає не менше 3-х критеріїв.

Таблиця 3.1. Початковий список аналізованих критеріїв (показників) для порівняння варіантів ВЕ енергоблоків ХАЕС.

№ п/п	Найменування	Пов'язані фактори	Коментарій	Ваговий фактор
Фінансово-економічні показники				3,00
1	Повні витрати на заходи зняття з експлуатації	А,Б,В,Г,Д,Е,Ж,З,И,К,Л,М		0,75
2	Витрати на реалізацію окремих етапів зняття з експлуатації	А,Б,В,Г,Д,Е,Ж,З,И,К,Л,М	Виключено, як сильно корелює з критерієм 1	0
3	Повні витрати на захоронення РАВ від зняття з експлуатації	А,Б,В,Д,Е,Ж,И,К,Л,М		0,75
4	Можливість оптимізації графіка витрат на зняття з експлуатації	Г,Д,Е,И,К,М		0,75
5	Запас часу до моменту пікових витрат на зняття з експлуатації	В,Г,Д,И,К,М	Виключено, як сильно корелює з критеріями 4 та 15	0

№ п/п	Найменування	Пов'язані фактори	Коментарій	Ваговий фактор
6	Можливість повторного використання елементів та матеріалів	Б,В,Г,Д,Е,Ж,З,Л		0,75
Організаційно-технічні заходи				3,00
7	Забезпечення виконання вимог з безпеки	А,Б,В,Г,Д,Е,Ж,З,И,Й,К,Л,М	Виключено, як обов'язкова умова для будь-якого сценарію	0
8	Трудомісткість ЗЕ та окремих етапівЗСЕ	В,Г,Д,Е,Ж,З,И,Й,Л	Виключено, як сильно корелює з критерієм 1	0
9	Можливість оптимізації графіка трудомісткості ЗЕ	Б,В,Г,Д,З,И,Й,К,Л		0,60
10	Терміни досягнення кінцевої мети ЗЕ	А,Б,В,Г,Д,Ж,З,И,Л		0,60
11	Тривалість окремих етапів ЗЕ	В,Г,Д,Ж,З,И,Л	Виключено, як сильно корелює з попереднім критерієм	0
12	Кадрова забезпеченість робіт	А,Д,З,Й,М	Виключено, як обов'язкова умова для будь-якого сценарію	0
13	Інформаційна забезпеченість робіт	А,В,Г,Д,И,Й,Л,М		0,60
14	Перспектива застосування вдосконалених технологій	А,В,Г,Д,Е,Ж,И,К,Л,М		0,60
15	Запас часу до моменту пікових надходжень РАО від ЗЕ на захоронення	А,Д,И,К,М		0,60
Показники негативного впливу на персонал, населення та навколишнє середовище				3,00

№ п/п	Найменування	Пов'язані фактори	Коментарій	Ваговий фактор
16	Відносна величина колективної дози персоналу при СЕ	А,Б,В,Д,И,Л,М		1,50
17	Абсолютна величина колективної дози персоналу при СЕ	А,Б,В,Д,И,Л,М	Виключено, як сильно корелює з попереднім критерієм	0
18	Відносні та абсолютні величини індивідуальної та колективної дози населення при СЕ	А,Б,В,Д,И,Л,М	Исключен, как пренебрежимый в условиях дальнейшей работы ОП ХАЭС	0
19	Відносні та абсолютні величини викидів та скидів у навколишнє середовище від СЕ	А,Б,В,Г,Д,И,Л,М	Исключен, как пренебрежимый в условиях дальнейшей работы ОП ХАЭС	0
20	Повний обсяг перероблених РАВ від СЕ	А,Б,В,Г,Д,Е,Ж,З,И,Л,М		1,50
21	Обсяги РАВ, що утворюються на окремих етапах СЕ	А,Б,В,Г,Д,Е,Ж,З,И,Л,М	Виключено, як сильно корелює з попереднім критерієм	0
Соціально-психологічні показники				1,00
22	Переваги громадської думки	А,Д,З,Й,К,Л,М		0,50
23	Навантаження на наступні покоління	А,Б,В,Г,Д,Ж,К,Л,М		0,50

Для забезпечення коректності багатфакторного аналізу на наступній його стадії з розгляду виключалися сильно пов'язані критерії, а також показники, очевидно однакові для будь-якого з розглянутих варіантів виведення з експлуатації (ВЕ). Причини виключення окремих критеріїв наведено в Таблиці 3.2.

На основі експертної оцінки значущості невиключених критеріїв їхні вагові коефіцієнти в межах кожної групи приймалися однаковими.

З числа остаточно відібраних критеріїв кількісній оцінці підлягали 46 % (критерії №№1, 3, 10, 15, 16, 20 Таблиці 3.1), якісна оцінка виконувалася для 54 % (критерії №№4, 6, 9, 13, 14, 22, 23 Таблиці 3.1).

При порівнянні два розглянуті варіанти за кожним критерієм (показником) категоризувалися за рівнем їх прийнятності (менш пріоритетний – 1 бал, більш пріоритетний – 2 бали). При цьому для варіанту відкладеного демонтажу використовувалися кількісні та якісні показники, усереднені за трьома розглянутими його підваріантами.

Для критеріїв, що підлягали кількісній оцінці, значущим вважався рівень відмінностей між варіантами, що перевищував 10 %. Для критеріїв, що підлягали якісній оцінці, значущими вважалися принципові відмінності («позитивно» – «нейтрально» – «негативно»). У разі відсутності зазначених відмінностей кожен з варіантів за цим критерієм категоризувався як однаковий за рівнем прийнятності (1,5 бала).

Оцінений рівень прийнятності (бали) за кожним критерієм враховувався з ваговим коефіцієнтом, відповідним цьому критерію (Таблиця 3.2).

Результати порівняння наведено в Таблиці 3.2. Як видно з таблиці, більш пріоритетним у рамках використаної методики оцінки виявляється варіант відкладеного демонтажу енергоблоків АЕС, при цьому за загальною сумою балів відмінність перевищує 10 %.

На основі цього результату варіант відкладеного демонтажу енергоблоків ХАЕС прийнято як основу для побудови стратегії їхнього виведення з експлуатації.

Таблиця 3.2. Порівняння варіантів ВЕ енергоблоків ХАЕС.

№ п/п	Найменування	Невідкладний демонтаж (варіант 1)	Відкладений демонтаж (варіант 2)
	Фінансово-економічні показники	4,51	4,51
1	Повні витрати на заходи з СЕ	1,50	0,75

2	Повні витрати на захоронення РАВ від СЕ	1,13	1,13
3	Можливість оптимізації графіка витрат на СЕ і захоронення РАВ від СЕ	0,75	1,50
4	Можливість повторного використання елементів і матеріалів	1,13	1,13
	Організаційно-технічні показники	3,90	5,10
5	Можливість оптимізації графіка трудовитрат на СЕ	0,60	1,20
6	Терміни досягнення кінцевої мети СЕ	1,20	0,60
7	Інформаційна забезпеченість робіт	0,90	0,90
8	Перспектива застосування вдосконалених технологій	0,60	1,20
9	Запас часу до моменту пікових надходжень РАВ від СЕ на захоронення	0,60	1,20
	Показники негативного впливу на персонал, населення та навколишнє середовище	3,75	5,25
10	Відносна величина колективної дози персоналу при СЕ	1,50	3,00
11	Повний обсяг перероблених РАВ від СЕ	2,25	2,25
	Соціально-психологічні показники	2,00	1,00
12	Переваги громадської думки	1,00	0,50
13	Навантаження на наступні покоління	1,00	0,50
	Всього балів	14,16	15,86

Порівняння підваріантів ВЕ за варіантом відкладеного демонтажу. При порівнянні два розглянуті підваріанти (варіанти 2.1, 2.2, 2.3 п. 6.5.1.1) за кожним критерієм категоризувалися за рівнем їх прийнятності (менш пріоритетний – 1 бал, середній за пріоритетністю – 1,5 бала, найбільш пріоритетний – 2 бали). Результати порівняння наведено в Таблиці 3.3. Як видно з таблиці, за загальною сумою балів відмінність розглянутих підваріантів становить менше 10 %, що у межах використаної методики підтверджує їх приблизну рівноцінність.

На основі цього результату як базовий для подальшого аналізу використовувався проміжний підваріант (варіант 2.2), а оптимізація ВЕ енергоблоків №№1-2 ХАЕС виконувалася в межах відмінностей, допустимих розглянутими підваріантами.

Таблиця 3.3. Порівняння підваріантів при ВЕ енергоблоків ХАЕС (відкладений демонтаж).

№ п/п	Найменування	Витримка 20 років (варіант 2.1)	Витримка 30 років (варіант 2.2)	Витримка 40 років (варіант 2.3)
	Фінансово-економічні показники	4,89	4,52	4,14
1	Повні витрати на заходи з СЕ	1,50	1,13	0,75
2	Повні витрати на захоронення РАВ від СЕ	1,13	1,13	1,13
3	Можливість оптимізації графіка витрат на СЕ і захоронення РАВ від СЕ	1,13	1,13	1,13
4	Можливість повторного використання елементів і матеріалів	1,13	1,13	1,13
	Організаційно-технічні показники	4,20	4,50	5,10
5	Можливість оптимізації графіка трудовитрат на СЕ	0,90	0,90	0,90
6	Терміни досягнення кінцевої мети СЕ	1,20	0,90	0,60
7	Інформаційна забезпеченість робіт	0,90	0,90	0,90
8	Перспектива застосування вдосконалених технологій	0,60	0,90	1,20
9	Запас часу до моменту пікових надходжень РАВ від СЕ на захоронення	0,60	0,90	1,20
	Показники негативного впливу на персонал, населення та навколишнє середовище	3,75	4,50	4,50
10	Відносна величина колективної дози персоналу при СЕ	1,50	2,25	2,25
11	Повний обсяг перероблених РАВ від СЕ	2,25	2,25	2,25
	Соціально-психологічні показники	1,75	1,50	1,25
12	Переваги громадської думки	0,75	0,75	0,75
13	Навантаження на наступні покоління	1,00	0,75	0,50
	Всього балів	14,59	15,02	14,99

Оптимізація ВЕ енергоблоків ХАЕС із відкладеним демонтажем виконувалася на основі таких умов:

- мінімізація розривів у зведеному по всіх блоках графіку реалізації кожного з «активних» етапів ВЕ (етапи припинення експлуатації, остаточного закриття, консервації та демонтажу);
- досягнення максимальної рівномірності по всіх блоках графіка трудовитрат на ВЕ;
- досягнення максимальної рівномірності зведеного по всіх блоках графіка наробки та переробки РАВ від ВЕ на зазначених «активних» етапах.

Порівняння по блокових графіках ВЕ, динаміки трудовитрат та річних обсягів перероблених РАВ від ВЕ енергоблоків АЕС для базового та оптимізованого варіантів ВЕ з відкладеним демонтажем наведено на Рис. 3.1–3.5.

Як видно з рисунків, умова безперервності зведеного по всіх блоках графіка реалізації кожного з «активних» етапів ВЕ дотримується в обох варіантах. При цьому оптимізований варіант забезпечує суттєві переваги з точки зору рівномірності трудовитрат і завантаженості установок із переробки РАВ на етапі демонтажу.

На основі цього результату оптимізований варіант прийнято як основу для побудови стратегії ВЕ енергоблоків АЕС.

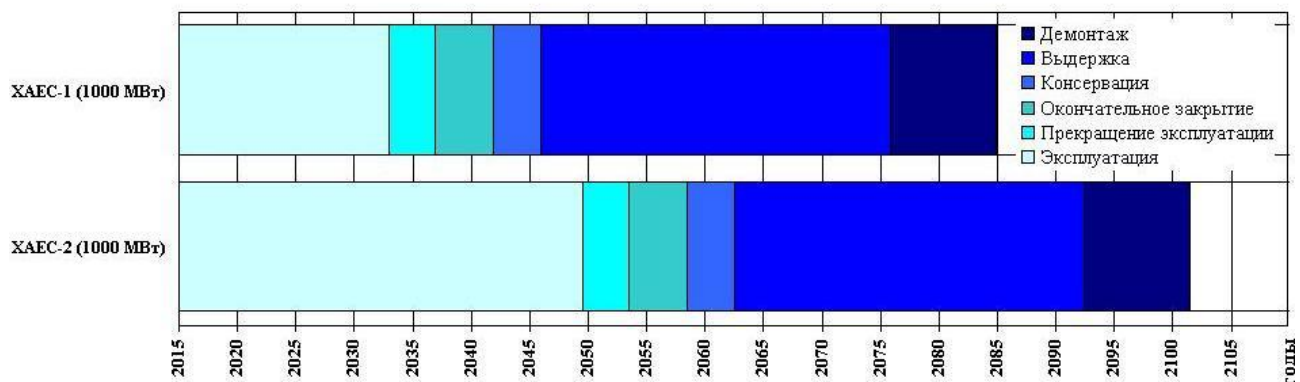


Рис.3.1. Базовий варіант. Поблочний графік SE енергоблоків ХАЕС (відкладений демонтаж).

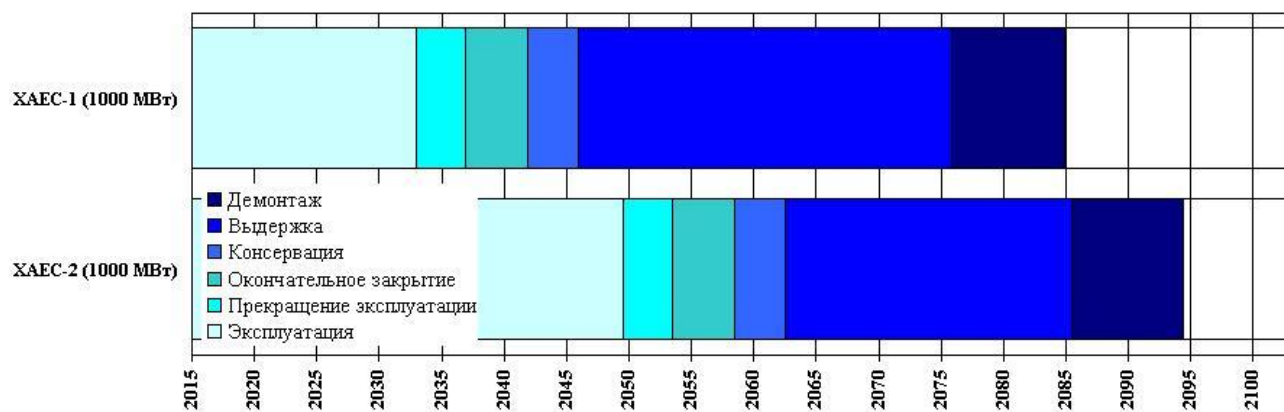


Рис.3.2. Оптимізований варіант. Поблочний графік СЕ енергоблоків ХАЕС (відкладений демонтаж).

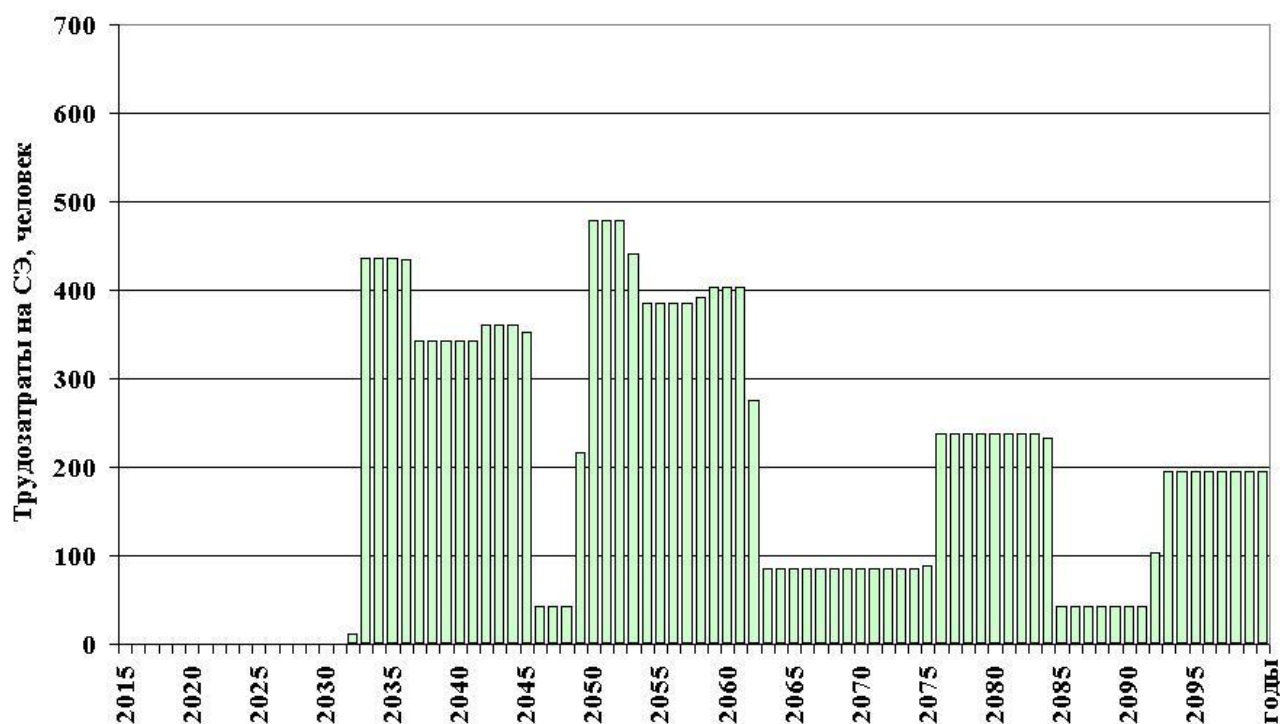


Рис. 3.3. Базовий варіант. Трудомісткість на СЕ енергоблоків ХАЕС (відкладений демонтаж).

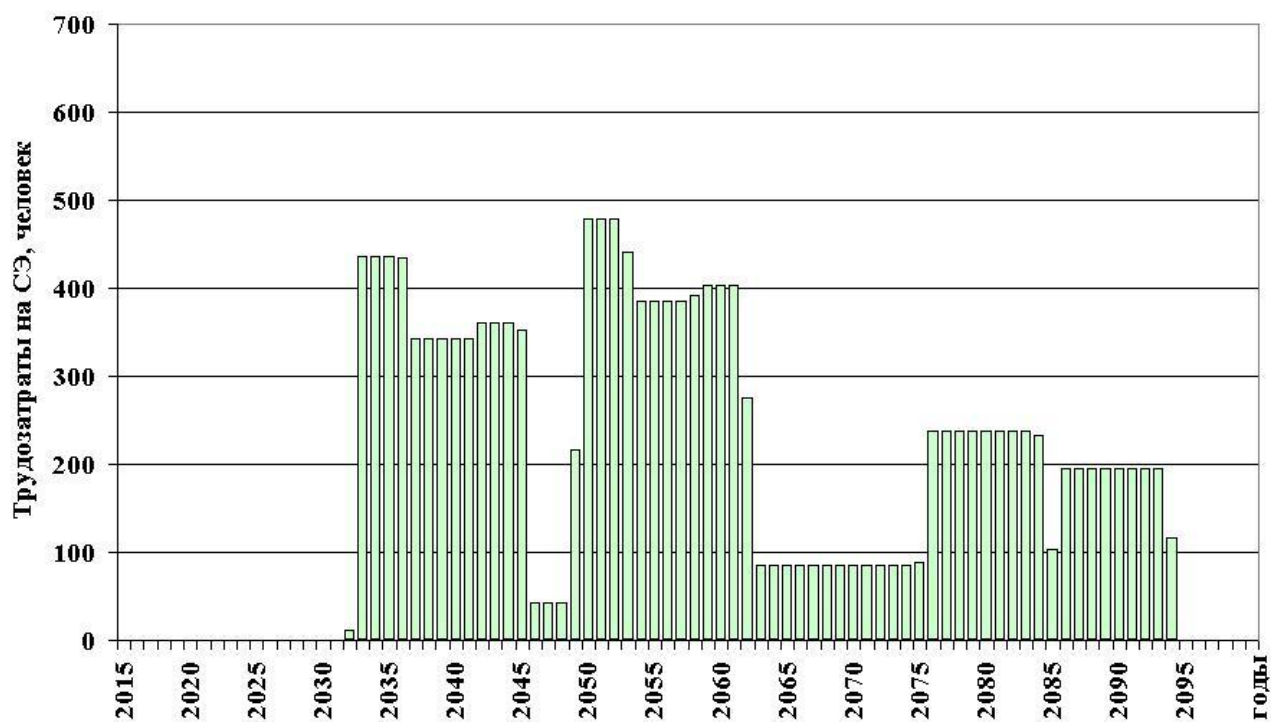


Рис. 3.4. Оптимізований варіант. Трудомісткість на СЕ енергоблоків ХАЕС (відкладений демонтаж).

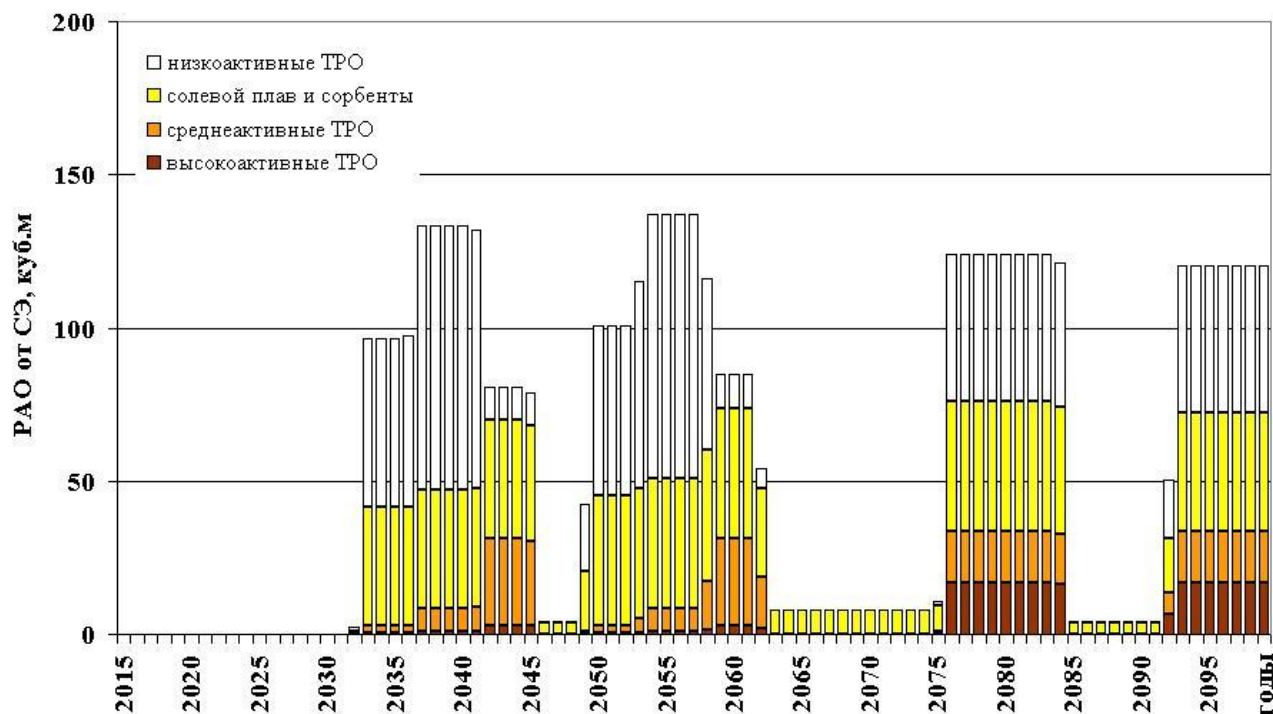


Рис.3.4. Базовий варіант. Щорічні обсяги перероблених РАВ від СЕ енергоблоків ХАЕС (відкладений демонтаж).

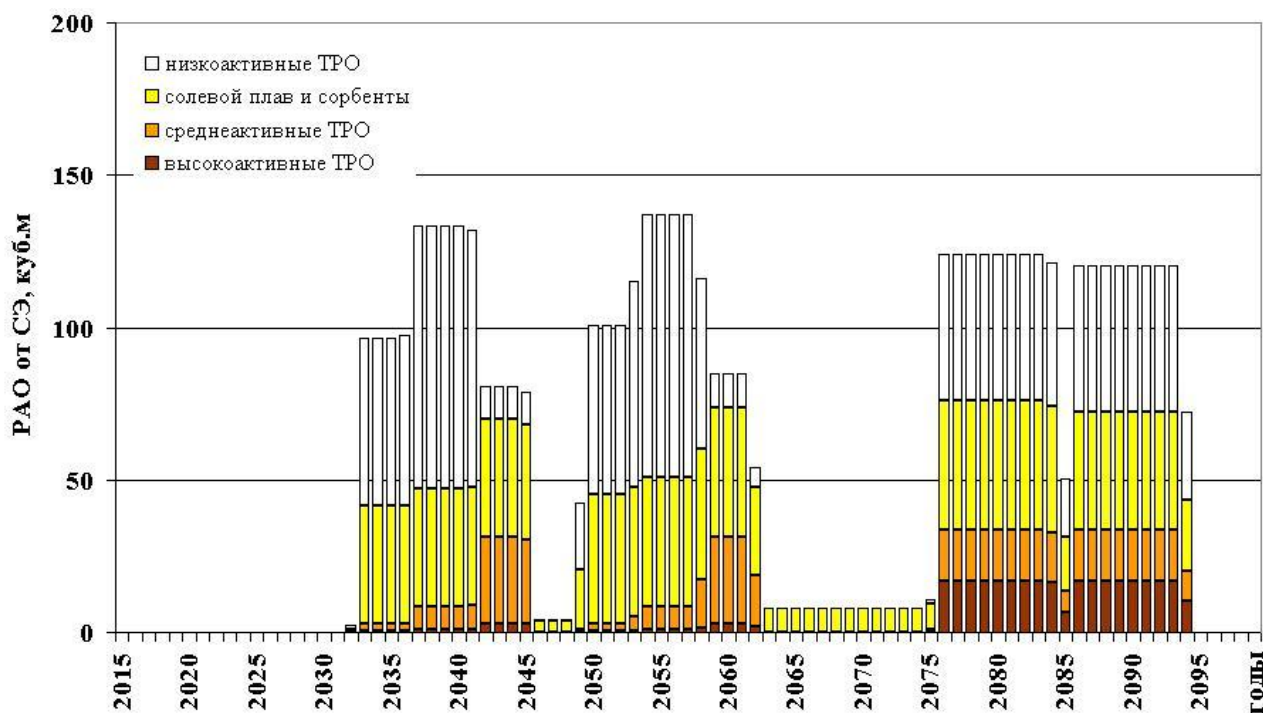


Рис.3.4. Оптимізований варіант. Щорічні обсяги перероблених РАВ від СЕ енергоблоків ХАЕС (відкладений демонтаж).

Оптимальним варіантом СЕ енергоблоку №1 ХАЕС визначено варіант відкладеного демонтажу з тривалістю етапу витримки 30 років. Узагальнені характеристики цього оптимального варіанту наведено в Таблиці 6.14.

Уточнена оцінка обсягів РАВ від СЕ енергоблоку №1 ХАЕС представлена в Таблиці 3.4.

Оцінка витрат на СЕ енергоблоку №1 ХАЕС і захоронення РАВ від СЕ наведена в розділі 11.

Таблиця 3.4. Характеристики оптимального варіанту СЕ енергоблоку №1 ХАЕС.

Назва етапу	Дата початку	Длительность, роки	Трудовитрати, чел.-рік
Припинення експлуатації	2032	4	1745.5
Остаточне закриття	2036	5	1714
Консервація	2041	4	1441
Витримка	2045	30	1279
Демонтаж	2075	9	1753.5
Всього		52	7933

Таблиця 3.5. Уточнений сумарний обсяг перероблених РАВ від СЕ для оптимальних варіантів СЕ енергоблоків ХАЕС (куб.м.).

№ блока	солевой плав сорбенти	низкоактивні РАВ	середньоактивні РАВ	Високоактивні РАВ
1	967.3	1130.3	312.6	167.4
2	940.2	1130.3	312.6	167.4

Метою діяльності, пов'язаної з припиненням експлуатації та виведенням з експлуатації, є її оптимальна організація (в умовах єдиної виробничої та організаційної структури ОП ХАЕС), що дозволяє ефективно планувати та виконувати роботи на етапі припинення експлуатації та виведення з експлуатації енергоблоків ОП ХАЕС із безумовним дотриманням норм, правил і стандартів з безпеки.

Для досягнення зазначеної мети в процесі організації та здійснення діяльності з припинення та виведення з експлуатації ОП ХАЕС, як експлуатуюча організація, вирішує такі завдання:

- оптимізація організаційної структури (чіткий розподіл функцій між існуючими структурними підрозділами ОП ХАЕС з урахуванням їх функціонального призначення, а також між залученими сторонніми організаціями; розподіл повноважень і обов'язків посадових осіб);
- створення необхідних (у тому числі тимчасових) організаційних структур для ефективної реалізації поставлених завдань;
- гнучке планування діяльності, включаючи планування необхідних ресурсів, виходячи з встановлених нормативних вимог, потреби та пріоритетності виконання окремих робіт;
- формування вимог до змісту та порядку виконання робіт;
- підготовка, погодження та введення в дію необхідних документів;
- підготовка, перепідготовка та атестація необхідного персоналу, а також підтримання його кваліфікації;
- контроль за виконанням робіт;

- отримання відповідно до законодавства дозволів (ліцензій) на здійснення діяльності;
- забезпечення ресурсами необхідної якості, у потрібний час і в необхідних обсягах.

На майданчику ХАЕС замість виведених з експлуатації потужностей (з урахуванням продовження експлуатації діючих енергоблоків) планується будівництво нових заміщувальних потужностей у складі двох ядерних енергоблоків.

Інфраструктурні елементи ХАЕС є спільними для експлуатації енергоблоків №№1-2 та подальшої діяльності з їх виведення з експлуатації. За попередньою оцінкою, наявна інфраструктура в цілому достатня для виконання завдань СЕ.

У Концепції розглянуті варіанти негайного та відкладеного демонтажу при СЕ енергоблоків №№1-2 ХАЕС і здійснено їх порівняння за методикою багатофакторного аналізу на основі експертних оцінок. За результатами аналізу переважним варіантом СЕ енергоблоків №№1-2 визначено варіант відкладеного демонтажу.

Варіант відкладеного демонтажу при СЕ енергоблоків №№1-2 ХАЕС допускає його оптимізацію шляхом варіювання тривалості етапу витримки для окремого енергоблока в межах 20–40 років.

Діяльність на етапі припинення експлуатації енергоблока здійснюватиметься в межах ліцензії на його експлуатацію, відповідно до організаційно-технічних рішень із забезпечення безпеки, що застосовувалися під час експлуатації. Детерміновані наслідки та ризики відповідатимуть оцінці безпеки, наведеної у останній переглянутій версії звіту з аналізу безпеки.

Для подальших етапів СЕ оцінка безпеки становитиме невід’ємну частину діяльності з розробки проекту СЕ та проектів реалізації кожного з етапів СЕ. Перед початком кожного етапу СЕ відповідні звіти з аналізу безпеки розроблятимуться відповідно до норм, правил і стандартів з безпеки, що діють

на момент виконання робіт, і передаватимуться на розгляд органу державного регулювання ядерної та радіаційної безпеки у складі проектної документації.

Експлуатаційні РАО енергоблоків №№1-2 ХАЕС, накопичені в сховищах РАО, підлягають передачі на захоронення не пізніше етапу припинення експлуатації та/або етапу остаточного закриття кожного енергоблока. При цьому самі сховища РАО передбачаються для накопичення та тимчасового зберігання РАО, що утворюються під час СЕ енергоблоків.

При поводженні з РАО СЕ об'єктів ХАЕС будуть застосовані підходи, аналогічні тим, що реалізуються під час експлуатації енергоблоків №1-2:

- ЖРО підлягають переробці в солевий шлак;
- відпрацьовані сорбенти підлягають обезводненню;
- горючі ЖРО та низькоактивні ТРО підлягають спалюванню;
- пресовані низькоактивні ТРО підлягають пресуванню;
- середньо- та високоактивні РАО підлягають компактуванню для подальшої передачі на захоронення.

Необхідною умовою є наявність у експлуатації повного комплексу установок для переробки ТРО та ЖРО не пізніше моменту остаточного зупинення енергоблока та протягом усього процесу СЕ. Модернізація наявних або створення відсутніх установок може бути обґрунтована та деталізована як окрема частина проекту СЕ енергоблока, що розробляється та реалізується на етапі експлуатації до початку розробки інших його частин. На наступних стадіях такі роботи, за необхідності, будуть передбачені у складі проектів реалізації етапів СЕ.

Часовий період до початку СЕ першого з енергоблоків ХАЕС достатній для створення відповідних потужностей із кондиціонування та захоронення РАО на спеціалізованих підприємствах з поводження з РАО.

ВИСНОВКИ

Оцінка якості та прогнозування ресурсу обладнання АЕС є одним із основних завдань по забезпеченню високої надійності, безпеки та економічної ефективності діючих АЕС.

На майданчику ХАЕС замість виведених з експлуатації потужностей передбачено будівництво нових заміщувальних енергоблоків, при цьому інфраструктурні елементи залишаються спільними для експлуатації діючих блоків і подальшого виведення їх з експлуатації. Проведений багатофакторний аналіз варіантів СЕ показав перевагу відкладеного демонтажу енергоблоків №№1-2 ХАЕС, що дозволяє оптимізувати тривалість етапу витримки окремого блоку у межах 20–40 років.

Діяльність на етапі припинення експлуатації планується здійснювати в межах чинної ліцензії та організаційно-технічних рішень з безпеки, з урахуванням оцінки детермінованих ризиків. Для наступних етапів СЕ оцінка безпеки буде невід'ємною частиною проектування та реалізації робіт, а відповідні звіти з аналізу безпеки передбачено передавати на розгляд органів державного регулювання ядерної та радіаційної безпеки.

Експлуатаційні РАО підлягають переданню на захоронення до завершення етапу припинення експлуатації або остаточного закриття блоків, а наявні сховища використовуватимуться для накопичення та тимчасового зберігання РАО, що утворюються під час СЕ. Застосовувані технології поводження з РАО відповідають практикам експлуатації, включаючи переробку ЖРО, обезводнення сорбентів, спалювання горючих ЖРО та низькоактивних ТРО, пресування низькоактивних ТРО і компактування середньо- та високоактивних РАО.

Необхідною умовою сталого та безпечного проведення СЕ є наявність повного комплексу установок для переробки ТРО та ЖРО до моменту остаточного зупинення енергоблоків та протягом всього процесу СЕ. У разі потреби модернізація або створення нових установок обґрунтовується як окрема частина проекту СЕ і враховується на ранніх етапах планування.

Таким чином, забезпечується сталий і безпечний процес СЕ енергоблоків ХАЕС із оптимізацією використання інфраструктури, ресурсів та технологій, мінімізацією ризиків для персоналу та навколишнього середовища, а також гарантією відповідності нормам і стандартам ядерної безпеки.

Крім того, запропонований підхід дозволяє прогнозувати технічний стан обладнання та оцінювати ризики його експлуатації при перепризначенні ресурсу енергоблоків. Використання розрахункових моделей теплових і механічних процесів у турбогенераторах та інших критичних елементах дозволяє своєчасно виявляти потенційні порушення теплообміну, передбачати локальні перегріву та визначати заходи для їх усунення. Це, у свою чергу, підвищує надійність і ефективність роботи енергоблоків протягом продовженого строку експлуатації, забезпечує сталу роботу енергетичної системи та дозволяє науково обґрунтовано планувати модернізацію і профілактичне обслуговування обладнання.

