

## ЗНЯТТЯ З ЕКСПЛУАТАЦІЇ АЕС УКРАЇНИ. ПРОГНОЗНЕ ВИЗНАЧЕННЯ ТИПІВ І КІЛЬКОСТІ РАДІОАКТИВНИХ ВІДХОДІВ НА ОРЕМИХ ЕТАПАХ ЗНЯТТЯ З ЕКСПЛУАТАЦІЇ

*На сьогодні постає важливе питання збереження навколишнього середовища та покращення умов життя людства. Враховуючи це, атомна генерація рахується однією з найчистіших галузей по виробітку електроенергії і при цьому виділяються високим рівнем забезпечення безпеки та надійності. Разом з процесом виробництва електроенергії утворюється достатня кількість експлуатаційних радіоактивних відходів (РАВ) та відпрацьованого ядерного палива, які накопичуються на майданчику АЕС і потребують перероблення і захоронення в найближчому майбутньому. Інфраструктура для поводження з РАВ недостатньо розвинена та організована, що не дозволяє їх довготривалому зберіганню. Проблема стане вагомим на момент зняття з експлуатації перших реакторних установок в Україні. Наведене дослідження, опираючись на 10й фундаментальний принцип безпеки МАГАТЕ “Захисні заходи по зменшенню наявних або нерегульованих радіаційних ризиків” та низку нормативних документів й керівництв МАГАТЕ, дозволить своєчасно визначити площі й кількості спеціалізованих сховищ, а також впровадити до використання новітніх технологій. У публікації аналізується питання поводження з РАВ та необхідність планування останнього етапу управління життєвим циклом ядерної установки, оскільки цей процес найбільш небезпечний через можливість надмірного опромінення персоналу та викиду радіоактивних продуктів розпаду ядерного палива за межі АЕС. Робота містить рекомендації щодо прогнозного визначення видів та кількості РАВ на прикладі окремої системи важливої для безпеки – системи охолодження активної зони низького тиску ВВЕР-440 (В-213) Рівненської АЕС. У результаті дослідження виділені етапи зняття з експлуатації найбільш радіоактивного обладнання та елементів другого каналу вказаної системи безпеки. Отримані кількості та типи РАВ системи в кінці зняття з експлуатації створюють підґрунтя для наступного поводження з РАВ, що являється позитивною стороною раннього планування зняття АЕС з експлуатації.*

**Ключові слова:** атомні електричні станції, зняття з експлуатації, радіоактивність, радіоактивні відходи, дезактивація, демонтаж.

**Вступ.** Іонізуюче випромінювання і радіоактивні речовини з користю використовуються в великій кількості сфер діяльності людини. В результаті їх використання існує негативний вплив на працівників, населення і навколишнє середовище. Отож, оцінка радіаційних ризиків важлива і повинна у випадку необхідності підлягати до періодичного контролю. Тому такі види діяльності, як експлуатація ядерних установок, виробництво, перевезення і використання радіоактивних матеріалів та поводження із РАВ, медичне та промислове використання радіації повинні здійснюватись відповідно до норм безпеки.

Зняття з експлуатації (ЗЕ) ядерної установки – етап життєвого циклу ядерної установки (ЯУ), який починається після завершення стадії припинення експлуатації ЯУ та протягом якого досягається повне або обмежене звільнення майданчика ЯУ від регулюючого контролю [1]. На сьогодні або в найближчому майбутньому останнього етапу управління життєвим циклом ЯУ сягне велика кількість об’єктів, у тому числі АЕС. ЗЕ даних об’єктів потребує адекватної оцінки безпеки відповідно до чинних вимог [2] із застосуванням критеріїв безпеки. Вимоги [1,3] вказують на необхідність розгляду процесу ЗЕ ще на стадії проектування АЕС. Для цього необхідна, в першу чергу, оцінка об’єму і радіаційних характеристик відходів, які утворюватимуться при ЗЕ енергоблоку і дозового навантаження на персонал.

Зокрема, планування діяльності ЗЕ викладене у проєктах ЗЕ ЯУ й етапу ЗЕ при ліцензуванні АЕС та описують конкретні методи і технологічні процеси, які будуть застосовуватись при ЗЕ ядерного об’єкта. Зараз експлуатація верхнього блоку і корпусу реактора енергоблоків №1,2 РАЕС продовжена до 2040 року (до 60 років), що перевищує проєктний строк експлуатації ЯУ удвічі. Відповідно передбачені заходи в проєкті ЗЕ або недостатні, враховуючи безперервність робіт по підвищенню надійності АЕС, або дещо неактуальні з розвитком новітніх технологій в атомній галузі. “Концепція зняття з експлуатації діючих атомних електростанцій України” [4], затверджена наказом Міністерства енергетики та вугільної промисловості України націлена на врегулювання діяльності ЗЕ із врахуванням змін нормативно-правового забезпечення галузі кожні 5 років, починаючи з 2004 року. Документ викладений у концептуальній формі, де наведені аспекти діяльності ЗЕ, кількість стадій ЗЕ, положення стратегії ЗЕ та обґрунтовано відповідає на основне запитання: в якому кінцевому стані буде знаходитися енергоблок після

зняття з експлуатації [5]. Проте залишається загальною для всіх діючих АЕС України й більше оцінює вірогідність виконання одного з оптимістичного чи песимістичного сценарію стану ядерно енергетичного комплексу через 40 років. Також в результаті проведеного раніше аналізу [6] було виявлене неправдиве визначення варіанта зняття з експлуатації АЕС, що вказувало на ідентичність результатів для блоків Хмельницької та Рівненської АЕС, а крім того, дорівнювала величині, наведеній у [7] в таблиці, позначеній як приклад. Водночас вихідні дані для проведення такого аналізу, насамперед дані щодо історії експлуатації, технічного стану енергоблоків та наявної інфраструктури для різних АЕС, повинні відрізнятися [6].

Стосовно оцінки обсягів РАВ від ЗЕ енергоблока наведеного в додатку Г [4]. Такий підхід не дозволяє реалістично оцінити початкову кількість експлуатаційних РАВ та РАВ, що утворюються під час дезактивації та й демонтажу при ЗЕ конкретного енергоблока АЕС. Але при цьому в пункті 1.8.3 [4] вказує на необхідність безпосередньої діяльності з підготовки та ЗЕ діючих АЕС, як один з основних напрямків стратегічного планування діяльності із ЗЕ. Керівництво МАГАТЕ [8] доповнює вимоги Концепції щодо планування і підготовки робіт до зняття з експлуатації та в пункті 2.15 наголошує, що даний процес повинен виконуватися впродовж усього життєвого циклу установки. А в наступному пункті 2.16 говориться, що якщо для установок, що вже давно знаходяться в експлуатації, ці роботи не виконувалися, то вони мають бути розпочаті якомога раніше.

**Мета та завдання. Мета дослідження** – прогнозне визначення типів і кількості РАВ на окремих етапах зняття з експлуатації на прикладі ЗЕ системи безпеки енергоблока ВВЕР-440 (В-213) Рівненської АЕС. **Завданнями дослідження** є:

- провести аналіз складу обраної системи та надати розподіл обладнання у відповідності до типів і класифікації РАВ;
- формування та опис етапів ЗЕ системи;
- аналіз утворення РАВ для кожного з визначених етапів;
- визначити план діяльності поводження з РАВ системи на майданчику РАЕС;
- надати рекомендації щодо раннього планування діяльності ЗЕ АЕС, опираючись на отримані результати дослідження.

**Матеріал та результати досліджень.** Загальна кількість відходів при ЗЕ енергоблоку залежить від кінцевого стану установки, яку знімають з експлуатації (повне знесення споруд і конструкцій, демонтаж тільки обладнання реакторного відділення), варіанту виведення (негайний або відкладений демонтаж). У випадку повного знесення споруд і конструкцій блоків АЕС можуть утворюватися сотні тисяч тонн відходів різних матеріалів.

РАВ, що утворюються при ЗЕ блоку мають суттєві відмінності від РАВ що утворюються при нормальній експлуатації станції. Основні відмінності полягають в наступному:

- значна кількість відходів що утворюється за короткий проміжок час;
- нова масова й ізотопна структура РАВ, яка виникла внаслідок активації конструкційних і будівельних матеріалів;
- наявність радіонуклідів зі значним періодом напіврозпаду;
- наявність значної кількості низько енергетичних  $\beta$ - і рентгенівських випромінювань;
- наявність великої долі матеріалів, активність яких припускає можливість їх необмеженого повторного використання після дезактивації.

Визначення кількості та типів РАВ пропонується провести на базі майданчика Рівненської АЕС, оскільки згідно [4] вичерпання терміну ліцензії на експлуатацію першими очікуватимуть енергоблоки №1 та №2 із реакторною установкою (РУ) ВВЕР-440.

Проведення дослідження полягає у розгляді ЗЕ системи аварійного охолодження активної зони низького тиску (САОЗ НТ), яка на пряму контактує із теплоносієм першого контуру. Основною перевагою саме такого вибору являється вміст її технологічного обладнання, що дасть змогу отримати найбільш об'єктивні результати в плані різноманітності типів РАВ на виході. Розрахунок базуватиметься на вже відомих принципах утворення та поводження з РАВ, які реалізовані на майданчику РАЕС [9]. Знаючи характеристики обладнання системи, ефективність виробничих потужностей по переробленню РАВ та типів і приблизної кількості на кожному етапі ЗЕ, можна спрогнозувати їх утворення.

**Огляд і склад досліджуваної системи.** САОЗ НТ призначена для аварійної подачі розчину борної кислоти в перший контур для підтримання запасу теплоносія та наступного довготривалого відведення залишкових тепловиділень від активної зони реактора при аваріях, пов'язаних з розгерметизацією першого контуру, а також для наступного довготривалого відведення залишкових тепловиділень від активної зони реактора при аваріях з щільним першим контуром, які потребують кінцевий стан “холодний зупин” [10].

САОЗ низького тиску належить до захисних систем безпеки й поєднує функції системи нормальної експлуатації при планових розхолодженнях РУ, а також складається із трьох незалежних каналів.

Кожен канал ідентичний та складається з наступного обладнання:

- насос охолодження реактора НОР-1(2,3);

- бак CAOЗ низької концентрації BC-11(21,31);
- теплообмінник CAOЗ ТОС-1(2,3);
- запірний регулюючий клапан CH20-1(2,3), відсічні клапани CH21-1(2,3) і CH19-1(2,3);
- насос очищення баків CAOЗ НОБС-1,2 (два на три канали);
- з'єднувальні трубопроводи, арматура, контрольні вимірювальні прилади.

Для дослідження обраний другий канал системи, під'єднаний до холодної та гарячої петель №4 головного циркуляційного контуру РУ. Опіраючись на технологічну схему CAOЗ енергоблоку №1 РАЕС [11] було сконструйовано спрощений варіант для виділення основного досліджуваного обладнання, наведеного на рисунку 1.

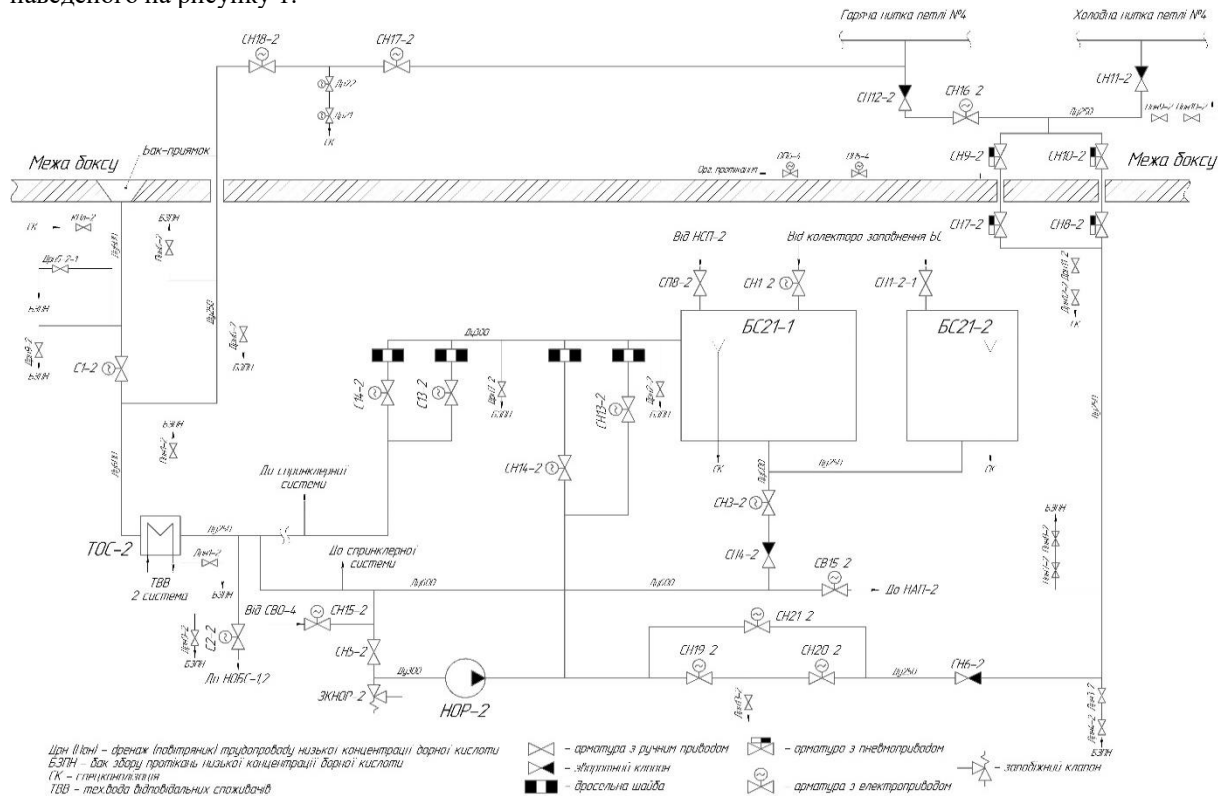


Рисунок 1 – Спрощена технологічна схема 2-го каналу CAOЗ НТ

### Визначення варіанту ЗЕ

Концепція [4] та рекомендації МАГАТЕ [8] виділяють два варіанти ЗЕ ЯУ: не відкладений демонтаж і відкладений демонтаж. Основна відмінність полягає у тривалості останньої стадії ЗЕ установки. Відповідно демонтаж дезактивованого обладнання здійснюється одразу для першого випадку, а в іншому – після тривалої витримки ЯУ до демонтажу. Для досягнення такої мети знадобиться період часу, значно триваліший ніж період будівництва, а для окремих сценаріїв ЗЕ навіть значно більш тривалий, ніж сама експлуатація.

Оптимальним варіантом виведення з експлуатації обладнання CAOЗ НТ є відкладений демонтаж. Результати порівняльного аналізу, наведені в Концепції, вказують саме на безпечне зберігання (витримку) частини енергоблоку в межах системи захисних бар'єрів на 30 років. Це дозволить, в першу чергу, мінімізувати негативний вплив активованих матеріалів на робітників-демонтажників, а також з іншого боку дасть більше часу для кращої підготовки в плані застосування новішої техніки й технологій для ЗЕ та організації поведіння з РАВ. Відповідно до [4] послідовність стадій для відкладеного демонтажу наступна: припинення експлуатації; остаточне закриття; консервація; витримка; демонтаж.

Але у відповідності до нового нормативного документу НП 306.2.230-2020. «[Загальні положення безпеки зняття з експлуатації ядерних установок](#)» [1] стадії остаточного закриття та консервації поєднуються в одну стадію – стадію консервації.

### Аналіз утворення РАВ на кожній із стадій ЗЕ

#### 0 Припинення експлуатації

Стадія 0 передбачає зупинку реактора з наступним розхолодженням та вивантаженням ядерного палива в басейн витримки. Тобто вилучаються перший та другий фізичні бар'єри на шляху розповсюдження радіоактивних речовин й іонізаційного випромінювання [1]. Межа першого контуру залишається герметичною, як і CAOЗ НТ.

Охолодження активної зони й першого контуру в цілому до стану “холодний зупин” відбувається за наступною схемою (див. рис. 1): “гарячий” теплоносієм → гаряча нитка №4 → арматури СН17 і СН18 → ТОС → арматура СН5 → НОР → ЗРК СН19 і СН20 → блок пневмовідсічної арматури → холодна нитка петлі №4 → охолоджений теплоносієм потрапляє в контур. При цьому арматура на зливі борного розчину з баків CAO3 знаходиться в закритому положенні. Таким чином здійснюється остання активація обладнання системи радіоактивним теплоносієм.

Деактивування завжди потребує гнучкості підходу і контролю хімії процесів для досягнення найкращого результату. Тому, для деактивації обладнання CAO3 НТ може бути застосовано метод німецької компанії AREVA, яка розробила концепцію сімейства CORD (chemical oxidation reduction decontamination) як логістичний підхід для вирішення або покриття всіх наявних потреб у деактивації у всьому світі з досягненням бажаних результатів. HP/CORD UV є потенційним методом контурної деактивації для реакторів ВВЕР (враховуючи дослідну систему), оскільки наявний успішний досвід деактивації даним методом Німецької АЕС “Обрігтайм” [12] з установкою PWR.

Зменшення активації радіаційними відкладами внутрішніх поверхонь обладнання досягається покровим омиванням спеціальними розчинами технології HP/CORD UV:

Крок 1: окислення марганцевою кислотою;

Крок 2: відновлення за допомогою щавлевої кислоти;

Крок 3: деактивація надлишком щавлевої кислоти;

Крок 4: УФ-розклад залишку відновника та очищення.

Під час очищення залишків активованих частинок та продуктів корозії хімічні речовини розкладаються на воду та вуглекислий газ. Завдяки цій процедурі вода в системі досягає чистоти, близької дистилляту як наприкінці компанії реактора. Розчини здатні проникати до основного металу з точністю 0,1 мкм, що можна контролювати зниженням окислювально-відновного потенціалу дезактивуєного розчину. Оскільки CAO3 НТ під’єднана до першого контуру, можливе застосування комплексної контурної деактивації з подачею хімреагентів через баки CAO3, циркулюючи через НОР в контур і тим самим повертатись назад в систему. Отож, визначимо поверхні деактивації на даному етапі.

Насос охолодження реактора – хімічний насос Х280/72-К-2Г горизонтальний в одноступеневому виконанні. Переважна більшість радіаційного забруднення припадає на проточну частину агрегату. Порожнина всмоктуєного і напірного патрубків, робоче колесо – частини насосу, що дезактивуватимуться хімреагентами без розібрання. Конструкція НОР представлена на рисунку 2 [10].

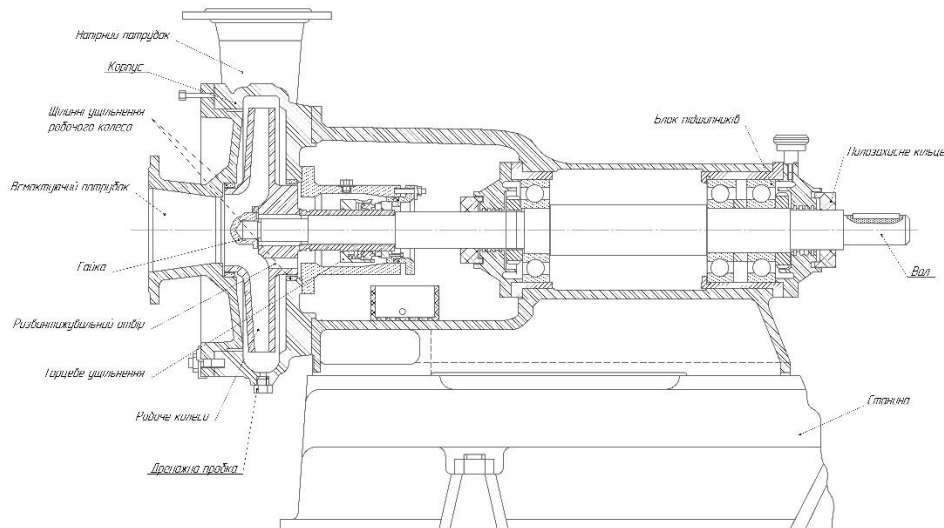


Рисунок 2 – Насос охолодження реактора

Теплообмінник CAO3 – поверхневий, горизонтального типу з плаваючою головкою, двоходовий з боку технічної води і одноходовий з боку теплоносія зображений на рисунку 3 [10].

Активізація радіоактивним теплоносієм зосереджена по всій товщині трубного пучка, змішувальної камери та корпусу. Суміш розчину буде направлена в міжтрубний простір і достатньо очистити лише частину корпусу, трубний же пучок підлягає демонтажу. ТОС рахується найбільш радіоактивним елементом системи, оскільки простір робочої поверхні за час експлуатації не підлягає очищенню.

Бак CAO3 низької концентрації другого каналу розділений на дві ємності з електронагрівачами, призначеними для підтримки робочої температури борного розчину. Особливістю радіоактивного забруднення бака є потрапляння теплоносія з рециркуляції НОР або при розхолодженні, або при планових випробуваннях системи. Проте не рахується високоактивним.

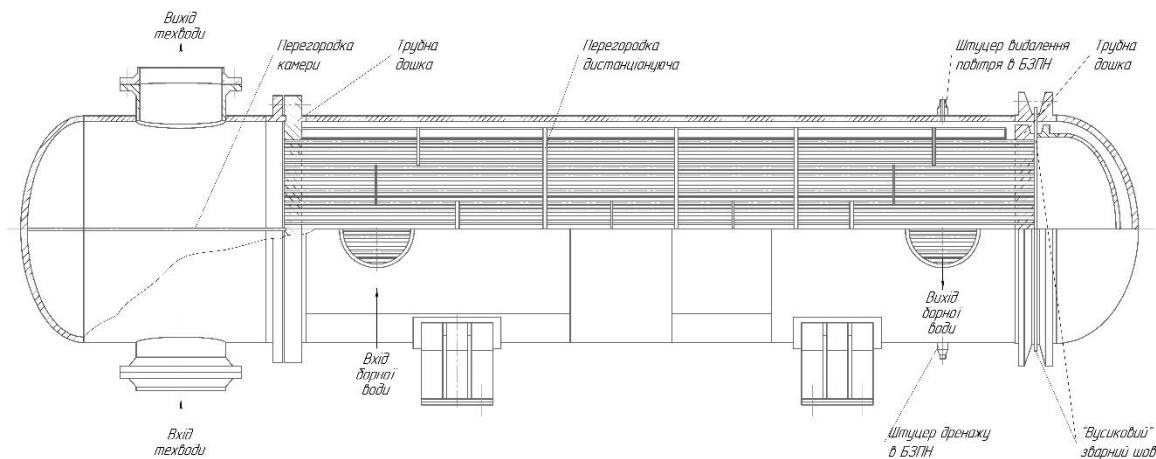


Рисунок 3 – Теплообмінник CAOЗ

Транспортування дезактивуючого розчину здійснюватиметься по трубопроводах системи та регулюватиметься запірним регулювальним клапаном СН20. Трубопроводи й арматура є не менш брудною частиною системи, тому теж дезактивуються.

Тоді етап припинення експлуатації для CAOЗ НТ обумовлює створення лише рідких РАВ (РРВ) в числі: залишків теплоносія першого контуру; дезактивуючого розчину; організованих протікань; трапних вод (неорганізовані протікання). Згідно з класифікацією [13] очікувана активність відходів буде рівна низько- і середньоактивним РРВ. Класифікація рідких та твердих РАВ наведена в таблиці 1.

Таблиця 1 – Класифікація категорій твердих і рідких РАВ [13]

Категорії РАВ		Інтервал значень питомої активності твердих РАВ, кБк × кг <sup>-1</sup>				Інтервал значень питомої активності рідких РАВ в одиницях кратності $PC_B^{ingest}$
		α - радіонукліди		β -, γ - радіонукліди		
		Група 1	Група 2	Група 3	Група 4	
1	Низькоактивні	$>10^{-1} <10^1$	$>100 <10^2$	$>10^1 <10^3$	$>10^2 <10^4$	$>1 <10^2 (1 \times 10^{-5} \text{Кі/л});$
2	Середньоактивні	$\geq 10^1 <10^5$	$\geq 10^2 <10^6$	$\geq 10^3 <10^7$	$\geq 10^4 <10^8$	$\geq 10^2 <10^6$
3	Високоактивні	$\geq 10^5$	$\geq 10^6$	$\geq 10^7$	$\geq 10^8$	$\geq 10^6 (1 \text{Кі/л});$

Одразу після збору й визначення характеристик рідких відходів етап передбачає їх перероблення й зберігання. Для рідких РАВ застосовується упарювання для зниження об'єму (до концентрації солей 200-400 г/л) з подальшим затвердінням (укладенням у тверду матрицю з нерадіоактивних матеріалів) [14]. Майданчик РАЕС обладнаний випарною установкою, установкою глибокого упарювання УГУ-1-500 (2 лінії), установкою центрифугування та установкою цементування [9]. Зберігання рідких РАВ на АЕС забезпечується системою сховищ рідких відходів (СРВ).

### 1 Консервація.

Метою стадії консервації є підготовка реактора і високоактивного обладнання до витримки:

- видалення спец конструкцій з басейну витримки;
- проведення монтажу систем, які забезпечуватимуть контроль за станом реактора і пожежну безпеку;
- герметизація отворів в трубопроводах;
- проведення комплексного інженерного і радіаційного обстеження металоконструкцій та на їх основі проведення відповідних розрахунків на міцність і вибору закріплення опорних металоконструкцій, демонтаж конструкцій для зняття навантажень.

Система знаходиться у визначеному проектом стані за ймовірним виключенням – демонтаж частини контрольних вимірювальних пристроїв. Тому потрібно провести заглушення трубопроводів в місцях демонтажу. Утворення додаткової кількості РРВ системи не передбачається.

На стадії додатково будуть виконуватись роботи, що були передбачені в [4] для стадії остаточного закриття. Етап також передбачає збір, перероблення і зберігання чи передачу на захоронення РАВ. Тверді РАВ (ТРВ) у вигляді металевих частин демонтованого обладнання та супутніх відходів розпилю збираються в місцях їх утворення, сортуються по категоріях [13] та транспортуються на тимчасове зберігання у сховищах твердих радіоактивних відходів (СТРВ). На РАЕС з 2018 року, з введенням в експлуатацію комплексу з перероблення РАВ, розпочалось перероблення ТРВ на установках вилучення, фрагментації та сортування, суперпресування, цементування і дезактивація металу [9].

**2 Витримка.** Довготривала витримка системи протягом 30 років забезпечує безпечне зберігання законсервованого обладнання та джерел іонізаційного випромінювання. Стадія 2 спрямована на зменшення радіоактивного забруднення поверхонь металоконструкцій шляхом природного радіаційного розпаду довгоживучих радіонуклідів. За станом системи продовжується контроль, зокрема дозиметричний контроль приміщень і контроль положення й стану металоконструкцій, включаючи біологічний захист.

Стадія може створювати тверді РАВ у вигляді фільтрувальних частин систем спец вентиляції.

**3 Демонтаж.** Завершальна стадія передбачає повне демонтування і видалення всіх не демонтованих раніше систем, елементів і устаткування енергоблока, наступне використання яких не передбачається [1,4]. До демонтажу приступають після проведення усіх підготовчих заходів. Звідси демонтується решта обладнання системи, враховуючи трубопроводи й арматури.

**Аналіз обсягу утворених РАВ при ЗЕ системи.** Обґрунтування ймовірного утворення типів і кількості РАВ проводилась для основного обладнання САОЗ НТ: НОР, ТОС, БС21, НОБС-1,2, трубопроводів та арматури. Визначимо об'єми ТРВ та РРВ на етапі збору.

**Насос охолодження реактора.** Основну масу агрегату [15,16] складає корпус, кришка всмоктувальна, робоче колесо, стійка опорна і вузол ущільнення, що в цілому відповідає кількості твердих радіоактивних відходів. Тут припускаємо, що частина насоса на кінець ЗЕ з високоактивної категорії перейшла в середньоактивну, а двигун з середньоактивної в низькоактивну категорію твердих РАВ (див. табл. 1).

Об'єм проточної частини відповідає кількості утворення РРВ та визначався виходячи із габаритів типової насосної установки Х200-150-5006 [17]. Вклад протікань через торцеве ущільнення не розглядався.

Контурна дезактивація проводиться до тих пір, доки не буде досягнутий максимально можливий коефіцієнт дезактивації [14], що супроводжується декількома циклами промивки активованого обладнання. Вважаємо, що для дезактивації системи потребується не менше трьох циклів дезактивації, де після кожного відбувається спад активності проточної частини НОР на одну категорію.

**Теплообмінник САОЗ.** Згідно з проектною документацією [10] маса теплообмінника в сухому вигляді становить 20,55 т, а в заповненому теплоносієм – 35,75 т. Оскільки поверхня теплообміну складається із тонкостінних нержавіючих трубок, ймовірність проникнення продуктів поділу ядерного палива по всій товщині металу висока. Тому варто вважати, що трубний пучок залишиться середньоактивним, а активація корпусу сягне низького рівня активації ТРВ. Кількість середньоактивних ТРВ 40% від маси сухого теплообмінника.

Об'єм заповнення теплоносієм міжтрубного простору рівний об'єму РРВ теплообмінника. Дезактивуючий розчин після першої промивки ТОС прийме значення питомої активності на рівні високоактивної категорії, а на завершальній – середньоактивну категорію РРВ.

Вага та робочий об'єм **бака САОЗ низької концентрації** згідно [10] складають 23,9 т і 284,9 м<sup>3</sup> відповідно. ТРВ БС21 були враховані як середньоактивні відходи, а РРВ – низькоактивні в кінці останнього циклу дезактивації.

**Насоси очищення баків САОЗ** типу ЗХГ-6К-14-20 [10,18] прогнозовано будуть низькоактивними ТРВ. Утворення низькоактивних РРВ двох насосів відповідне об'єму РРВ НОР меншому у 13 разів.

**Трубопроводи.** Для спрощення розрахунків діаметр трубопроводів Ду 383 визначався як усереднене значення умовних діаметрів на шляху перекачування теплоносія за наведеною схемою на рисунку 1. Їх протяжність приймалась близькою 500 м. Марка сталі трубопроводів 12Х18Н10Т [19].

Трубопроводи як тверді відходи, орієнтовно сягнуть низької активності РАВ та поступового спаду активності рідких відходів – від середньої до низької.

**Запірний регулюючий клапан,** вагою 355 кг разом з електроприводом [20,21] спрощено вважався частиною трубопроводу і відповідно прохідний переріз рівний діаметру трубопровода. Також вважалось, що маса усіх інших основних арматур (див. рис. 1) орієнтовно дорівнює масі ЗПК. Арматура (22 шт) буде віднесена до категорії ТРВ – низькоактивні відходи, що будуть отримані на стадії 4.

Результати розрахунку кількості РАВ при ЗЕ системи САОЗ НТ наведені в таблиці 2.

Таблиця 2 – Результати дослідження прогнозованої кількості РАВ при ЗЕ другого каналу САОЗ НТ

Обладнання	Кількість ТРВ, т	Кількість РРВ, м <sup>3</sup>
НОР-2	2,15	0,72
ТОС-2	20,55	48
БС21-1,2	23,9	854,7
НОБС-1,2	0,32	0,037
Трубопроводи	459,36	174
Арматура	7,81	
<b>Всього:</b>	<b>514,2</b>	<b>1077,5</b>

Співвідношення типів твердих і рідких РАВ наведено на рисунках 5,6.

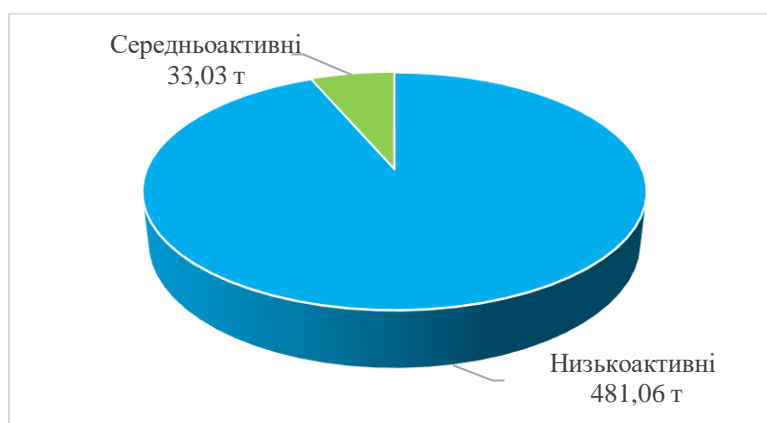


Рисунок 5 – Розподіл накопичених ТРВ

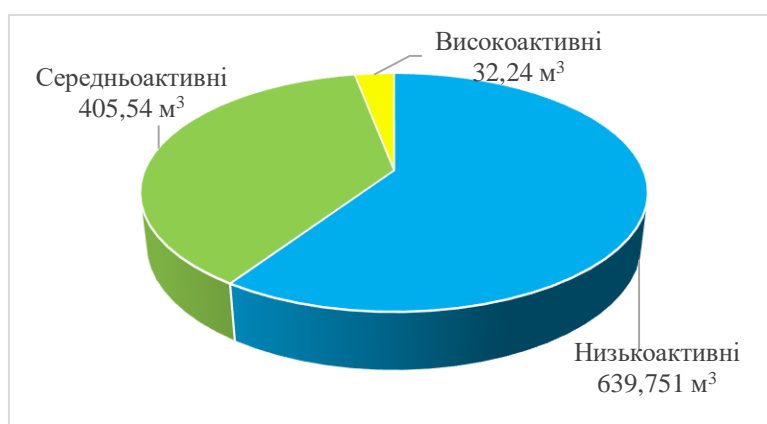


Рисунок 6 – Розподіл накопичених РРВ

### Висновки

У даній статті виконане прогнозне визначення типів і кількості РАВ на окремих етапах зняття з експлуатації. В результаті завчасного планування стадії ЗЕ системи аварійного охолодження активної зони низького тиску отримано джерела та обсяги утворення РАВ наприкінці останньої стадії ЗЕ системи.

За час експлуатації АЕС України такого плану роботи проводились вперше, на що вказує аналіз наявного законодавства із діяльності ЗЕ. Тому, враховуючи рекомендації МАГАТЕ, необхідно якомога швидше розпочати діяльність із завчасного визначення кількості створення радіоактивних відходів для подальшого планування поводження з РАВ, розрахунках необхідного матеріального забезпечення та кількості залученого персоналу.

Зокрема, для початку, рекомендовано реалізувати покращену методику прогнозного визначення на АЕС, оскільки точне визначення характеристик поверхонь обладнання неможливе без використання дозиметричних пристроїв та додаткового технічного забезпечення, не доступного загалом. Далі, виходячи з усвідомлення значення проблеми поводження з РАВ та відпрацьованого ядерного палива при ЗЕ окремої ЯУ, потребується практична реалізація будь-яких радіаційних технологій в плані ефективного перероблення та безпечного довготривалого зберігання отриманих РАВ, адже безпечне поводження з РАВ та ВЯП є першочерговим завданням використання атомної енергії.

### Список використаної літератури

1. Про затвердження Загальних положень безпеки зняття з експлуатації ядерних установок: наказ Державної інспекції ядерного регулювання України від 28.10.2020 № 440. URL: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z1311-20#Text>.
2. IAEA, Safety Standards Series No. GSR Part 6, Decommissioning of Facilities. URL: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1652web-83896570.pdf>.
3. IAEA, Safety Guide №WS-G-5.2, Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material. URL: [https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1372\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1372_web.pdf).
4. Про затвердження Концепції зняття з експлуатації діючих атомних електростанцій України: наказ Міністерства енергетики та вугільної промисловості України від 10.12.2015 р. № 798

5. СОУ-Н ЯЕК 1.007:2007. Проект зняття з експлуатації енергоблока АЕС. Вимоги до складу та змісту. Настанова. К: Міністерство палива та енергетики України. Державне підприємство національна атомна електрогенеруюча компанія Енергоатом, 2007. 31с.
6. Письменний Є.М., Філатов В.І, Бойко Н.Г. Аналіз питань нормативного забезпечення діяльності з підготовки до зняття АЕС з експлуатації. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2022. №93. с. 40-45.
7. СОУ НАЕК 015:2012. Снятие с эксплуатации. Требования к содержанию концепции снятия с эксплуатации АЭС. К: Державне підприємство національна атомна електрогенеруюча компанія Енергоатом, 2012. 28 с.
8. IAEA, Safety Standards Series No. WS-G-2.1, Decommissioning of nuclear power plants and research reactors. URL: [https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P079\\_scr.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P079_scr.pdf).
9. Міністерство енергетики і вугільної промисловості України Державне підприємство «Національна атомна електрогенеруюча компанія «Енергоатом», Поводження з радіоактивними відходами при експлуатації АЕС ДП «НАЕК «Енергоатом» від 31.12.2018 р.
10. Рівненська АЕС. Блок №1. Інструкція з експлуатації “Система аварійного охолодження зони. Захисна система безпеки”.
11. Рівненська АЕС. Блок №1. Схема CAO3.
12. Full System Decontamination (FSD) with the CORD Family prior to Decommissioning. Experiences at the German NPP Obrigheim 2007. AREVA. Paper No. 219. Interlaken, Switzerland, 2008. URL: <https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/Public/40/048/40048127.pdf>.
13. Про затвердження державних санітарних правил “Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України”: наказ Міністерства охорони здоров’я України від 02.02.2005 N 54. URL: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0552-05#Text>.
14. Носовський А.В., Васильченко В.Н., Ключников А.А., Яценко Я.В. Зняття з експлуатації ядерних енергетичних установок: навч. посібник. Київ: Техніка 2005. 288с.
15. Насос хімічний X280/72. URL: <https://all-electro.com.ua/ua/p118829444-nasos-himicheskij-h28072.html> (дата звернення 13.11.2022).
16. Електродвигун АО101-4М 125 кВт. URL: <https://all-nasos.com.ua/uk/p/42646227-elektrodvigatel-ao101-4m-125-kvt-1500-ob-min-125-1500/> (дата звернення 13.11.2022).
17. Габаритні і з’єднувальні розміри насосів X200-150-500 на зварній рамі. URL: [https://www.plasma.com.ua/pump/chemical\\_liquids/h200\\_150\\_500.html](https://www.plasma.com.ua/pump/chemical_liquids/h200_150_500.html) (дата звернення 13.11.2022).
18. Герметичний відцентровий насос 3ХГ-6-Е-14-2. URL: <https://nasostrading.com.ua/ua/p84297196-nasos-3hg.html> (дата звернення 13.11.2022).
19. Характеристики марки 12Х18Н10Т. URL: <https://steelservice.com.ua/12h18n10t/> (дата звернення 13.11.2022).
20. Клапан запірно-регулюючий КЗР 25ч945п Ду250 Ру16. URL: <https://dn.ru/regulyator/reguliruiushchii-klapan/kzr/25ch945p/dn250> (дата звернення 13.11.2022).
21. Механізм виконуючий одно обертовий МЭО-630/25-0,25-92К. URL: <http://www.tps21.ru/magazin/ispolniteljnye-mehanizmy/mehanizmy-meo/meo-630/meo-630-25-0-25-92k.html> (дата звернення 13.11.2022).

V. Filatov, Cand. Sc. (Eng.), Assoc. Prof, ORCID 0000-0002-3046-3546

O. Soroka, Master, ORCID 0000-0003-0050-2417

National Technical University of Ukraine “Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute”

#### DECOMMISSIONING OF UKRAINE'S NPP. PREDICTIVE DETERMINATION OF THE TYPES AND QUANTITY OF RADIOACTIVE WASTE AT DIFFERENT STAGES OF DECOMMISSIONING

*Today, an important issue is the preservation of the environment and the improvement of the living conditions of humankind. Taking this into account, nuclear generation is considered one of the cleanest branches of electricity production and at the same time stands out with a high level of safety and reliability. Along with the process of electricity production, a sufficient amount of operational radioactive waste (RAW) and spent nuclear fuel is generated, which accumulate every year at the NPP site and require processing and disposal in the near future. The infrastructure for handling NPP RAW is not sufficiently developed and organized, which prevents the transfer of NPP RAW to long-term disposal. The problem will become significant at the time of decommissioning of the first reactor units in Ukraine. Based on the IAEA's 10th fundamental safety principle "Protective measures to reduce existing or unregulated radiation risks" and a number of regulatory documents and IAEA guidelines, the above study of the publication is aimed at early predictive determination of the channels of RAW formation of individual systems and elements of the reactor installation. Early planning will make it possible to determine the area and number of specialized storage facilities in a timely manner, as well as to put into use the latest technologies for handling RAW. The analysis of the issue of RAW management highlighted the need to plan the last stage of the life cycle management of a nuclear installation, since this process is the most dangerous due to the possibility of excessive exposure of personnel and the release of radioactive products of nuclear fuel decay outside the NPP. The work contains recommendations on the predictive determination of the types and quantity of*



radioactive waste on the example of a separate safety system - the low-pressure emergency core cooling system of the Rivne NPP WWER-440. As a result of the study, the stages of decommissioning of the most radioactive equipment and elements of the second channel of the specified safety system were identified. The obtained amount and types of RAW of the system at the end of decommissioning create the basis for the RAW management, which is a positive side of early planning of NPP decommissioning.

**Keywords:** Nuclear power plants, decommissioning, radioactivity, radioactive waste, decontamination, dismantling.

1. On the approval of the General Safety Provisions for the Decommissioning of Nuclear Installations: Order of the State Inspection of Nuclear Regulation of Ukraine dated October 28, 2020 No. 440. Available: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z1311-20#Text>.

2. IAEA, Safety Standards Series No. GSR Part 6, Decommissioning of Facilities. Available: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1652web-83896570.pdf>.

3. IAEA, Safety Guide №WS-G-5.2, Safety Assessment for the Decommissioning of Facilities Using Radioactive Material. Available: [https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1372\\_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1372_web.pdf).

4. On the approval of the Concept of Decommissioning of Operating Nuclear Power Plants of Ukraine: Order of the Ministry of Energy and Coal Industry of Ukraine dated December 10, 2015 No. 798

5. SOU NAEK 015:2012 Decommissioning. Requirements for the content of the NPP decommissioning concept. Kyiv, Energoatom Company, 2012, 28 p.

6. Pismennyi E.M., Filatov V.I., Boyko N.G. (2022). Analysis of issues of regulatory support for activities in preparation for NPP decommissioning. *Nuclear and radiation safety*. 93. p. 40-45.

7. SOU-N YaEK 1.007:2007 NPP unit decommissioning project. Requirements for structure and content. Guideline, Kyiv, Ministry of Fuel and Energy of Ukraine, Energoatom Company, 2007, 31 p.

8. IAEA, Safety Standards Series No. WS-G-2.1, Decommissioning of nuclear power plants and research reactors. Available: [https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P079\\_scr.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P079_scr.pdf).

9. Ministry of Energy and Coal Industry of Ukraine State Enterprise "National Atomic Energy Generating Company "Energoatom", Management of radioactive waste during the operation of the nuclear power plant of SE "NAEK "Energoatom" dated December 31, 2018.

10. Rivne NPP. 1st Power unit. Operating instructions "Emergency core cooling system. Protective security system".

11. Rivne NPP. 1st Power unit. Scheme of Emergency core cooling system.

12. Full System Decontamination (FSD) with the CORD Family prior to Decommissioning. Experiences at the German NPP Obrigheim 2007. AREVA. Paper No. 219. Interlaken, Switzerland, 2008. Available: <https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/Public/40/048/40048127.pdf>.

13. On the approval of state sanitary rules "Basic sanitary rules for ensuring radiation safety of Ukraine": order of the Ministry of Health of Ukraine dated 02.02.2005 No 54. Available: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0552-05#Text>.

14. Nosovsky A.V., Vasylychenko V.N., Klyuchnikov A.A., Yashchenko Y.V. Decommissioning of nuclear power plants: training. manual. Kyiv: Technika 2005. 288p.

15. Chemical pump X280/72. Available: <https://all-electro.com.ua/ua/p118829444-nasos-himicheskij-h28072.html> (2022, Nov.13).

16. Electric motor AO101-4M 125 kW. Available: <https://all-nasos.com.ua/uk/p/42646227-elektrodvigatel-ao101-4m-125-kvt-1500-ob-min-125-1500/> (2022, Nov.13).

17. Overall and connecting dimensions of pumps X200-150-500 on a welded frame. Available: [https://www.plasma.com.ua/pump/chemical\\_liquids/h200\\_150\\_500.html](https://www.plasma.com.ua/pump/chemical_liquids/h200_150_500.html) (2022, Nov.13).

18. Hermetic centrifugal pump 3KHG-6-E-14-2. Available: <https://nasostrading.com.ua/ua/p84297196-nasos-3hg.html> (2022, Nov.13).

19. Characteristics of the steel brand 12X18H10T. Available: <https://steelservice.com.ua/12h18n10t/> (2022, Nov.13).

20. Shut-off and regulating valve 25x945p D 250 P 16. Available: <https://dn.ru/regulyator/reguliruiushchii-klapan/kzr/25ch945p/dn250> (2022, Nov.13).

21. Mechanism performing single rotation MEO-630/25-0.25-92K. Available: <http://www.tps21.ru/magazin/ispolnitelnye-mehanizmy/mehanizmy-meo/meo-630/meo-630-25-0-25-92k.html> (2022, Nov.13).

Надійшла 17.11.2022

Received 17.11.2022