

МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ
ЗАПОРІЗЬКИЙ НАЦІОНАЛЬНИЙ УНІВЕРСИТЕТ
ІНЖЕНЕРНИЙ ІНСТИТУТ

Факультет будівництва та цивільної інженерії
Кафедра прикладної екології та охорони праці
Рівень вищої освіти другий (магістерський)
Спеціальність 263 «Цивільна безпека»
(код та назва)
Освітня програма Охорона праці
(код та назва)
Спеціалізація _____
(код та назва)

ЗАТВЕРДЖУЮ

Завідувач кафедри

« _____ » _____ 20 _____ року

ЗАВДАННЯ
НА КВАЛІФІКАЦІЙНУ РОБОТУ/ПРОЕКТ СТУДЕНТОВІ (СТУДЕНТЦІ)

Малашову Олександрю Віталійовичу
(прізвище, ім'я, по батькові)

1 Тема роботи (проекту) Розробка заходів з охорони праці
у реакторно-турбінному відділенні атомних
електростанцій

керівник роботи Плюков В.Т. доц. каф. ПЕОП, доцент к.т.н.
(прізвище, ім'я, по батькові, науковий ступінь, вчене звання)

затверджені наказом ЗНУ від « 10 » 04 2019 року № 1543-с









2 Строк подання студентом роботи 30.12.2019
3 Вихідні дані до роботи Об'єкт проектування - реакторно
турбінне відділення блоку АЕС з реактором
ВВЕР-1000

4 Зміст розрахунково-пояснювальної записки (перелік питань, які потрібно розробити) Опис існуючих типів ядерних реакторів
рівне їх безпеки; аналіз аварій на АЕС, заходів
і засобів захисту; аналіз травматизму і
профзабворюваності; вибір, розробка і вимоги
потрібно) розрахунок засобів захисту

5 Перелік графічного матеріалу (з точним зазначенням обов'язкових креслень)

Реакторно-турбінне відділення, реактор
ВВЕР-1000, промисловітні засоби замесу
реакторів та інших обладнання

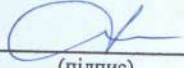
6 Консультанти розділів роботи

Розділ	Прізвище, ініціали та посада консультанта	Підпис, дата	
		завдання видав	завдання прийняв
теорет-	Литков В.Т. доц. наср. ПЕОП, доц. к.т.м.	 30.09.19	 15.10.19
дослід-кн.	Литков В.Т. доц. наср. ПЕОП, доц. к.т.м.	 30.09.19	 29.10.19
проектний	Литков В.Т. доц. наср. ПЕОП, доц. к.т.м.	 30.09.19	 12.11.19
експерт-	Литков В.Т. доц. наср. ПЕОП, доц. к.т.м.	 30.09.19	 23.12.19

7 Дата видачі завдання _____

КАЛЕНДАРНИЙ ПЛАН

№ з/п	Назва етапів кваліфікаційної роботи	Строк виконання етапів роботи	Примітка
1.	Літературний огляд	тевтемів	виконав
2.	Проверення розмірностей	тевтемів	виконав
3.	Робота над проектними розробками	Литков	виконав
4.	Проверення експертних розробок	Гуренко	виконав
5.	Виконання креслень	Гуренко	виконав.

Студент  О.В. Малюхов
 (підпис) (ініціали та прізвище)

Керівник роботи (проекту)  В.Т. Литков
 (підпис) (ініціали та прізвище)

Нормоконтроль пройдено

Нормоконтролер  В.Т. Литков
 (підпис) (ініціали та прізвище)

МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ
ЗАПОРІЗЬКИЙ НАЦІОНАЛЬНИЙ УНІВЕРСИТЕТ
ІНЖЕНЕРНИЙ ІНСТИТУТ

ФАКУЛЬТЕТ БУДІВНИЦТВА ТА ЦИВІЛЬНОЇ ІНЖЕНЕРІЇ

Кафедра прикладної екології та охорона праці
(повна назва кафедри)

Кваліфікаційна робота/проект

магістра

(рівень вищої освіти)

на тему Розробка засобів з охорони праці
у реакторно-турбінному відділенні
атомних електростанцій

Виконав: студент 2 курсу, групи ЦД-18мз
спеціальності 263 Цивільна безпека

(код і назва спеціальності)

освітньої програми охорона праці

(код і назва освітньої програми)

спеціалізації _____

(код і назва спеціалізації)

О.В. Мамаров

(ініціали та прізвище)

Керівник доц.каф. ПЕОП, доцент к.т.н. Рижков В.І.
(посада, вчене звання, науковий ступінь, прізвище та ініціали)

Рецензент доц.каф. ПЕОП, доцент к.т.н. Беренда Ф.Г.
(посада, вчене звання, науковий ступінь, прізвище та ініціали)

Запоріжжя

2020

АНОТАЦІЯ

Малахов О.В. «Розробка заходів з охорони праці у реакторно-турбінному відділенні атомних електростанцій».

Кваліфікаційний проект для здобуття ступеня вищої освіти магістра по спеціальності 263 Цивільна безпека, науковий керівник Рижков В.Г. Інженерний інститут Запорізького національного університету, факультет будівництва та цивільної інженерії, кафедра прикладної екології та охорони праці.

Проаналізована безпека ядерних реакторів і турбін АЕС, а також захисні заходи. Для захисту реакторно-турбінного відділення пропонується : подвійний контеймент із залізобетонними оболонками; система аварійного газовидалення; система аварійного охолодження активної зони; застосування пасивних каталітичних рекомбінаторів водню; пристрій локалізації розплавленого матеріалу; імпульсний запобіжний пристрій для захисту парогенератора і трубопроводів від підвищення тиску пари; автомат безпеки і реле осьового зсуву для захисту турбіни. Здійснені відповідні розрахунки. Для запобігання стресу й обумовленим його дією захворюванням пропонується психологічна підготовка працівників.

Ключові слова : АЕС, КОНТЕЙНМЕНТ, АВАРІЙНЕ ГАЗОВИДАЛЕННЯ, РЕКОМБІНАТОР ВОДНЮ, ПАСТКА РОЗПЛАВУ, ПСИХОЛОГІЧНА ПІДГОТОВКА

АННОТАЦИЯ

Малахов ОВ. «Разработка мероприятий по охране труда в реакторно-турбинном отделении атомных электростанций».

Квалификационный проект для получения степени высшего образования магистра по специальности 263 Гражданская безопасность, научный руководитель Рыжков В. Инженерный институт Запорожского национального университета, факультет строительства и гражданской инженерии, кафедра прикладной экологии и охраны труда.

Проанализирована безопасность ядерных реакторов и турбин, а также защитные меры. Для защиты реакторно-турбинного отделения предлагается: двойной контеймент с железобетонными оболочками; система аварийного газоудаления; система аварийного охлаждения активной зоны; применение пассивных каталитических рекомбинаторов водорода; устройство локализации расплавленного материала; импульсное предохранительное устройство для защиты парогенератора и трубопроводов от повышения давления пара; автомат безопасности и реле осевого сдвига для защиты

турбины. Осуществлены соответствующие расчеты. Для предотвращения стресса и обусловленных его действием заболеваний предлагается психологическая подготовка работников.

Ключевые слова : АЭС, КОНТЕЙНМЕНТ, АВАРИЙНОЕ ГАЗОУДАЛЕНИЕ, РЕКОМБИНАТОР ВОДОРОДА, ЛОВУШКА РАСПЛАВА, ПСИХОЛОГИЧЕСКАЯ ПОДГОТОВКА

ABSTRACT

Malakhov OV. "Development of labor protection measures in the reactor and turbine department of nuclear power plants."

Qualification project for obtaining a master's degree in specialty 263 Civil Security, supervisor Ryzhkov V. Engineering Institute of Zaporizhzhya National University, Faculty of of Construction and Civil Engineering, Department of Applied Ecology and Labor Protection.

The safety of nuclear reactors and turbines, as well as protective measures, are analyzed. To protect the reactor-turbine compartment, it is proposed: double containment with reinforced concrete shells; emergency gas removal system; core emergency cooling system; the use of passive catalytic hydrogen recombinators; device for localization of molten material; pulse safety device to protect the steam generator and pipelines from increasing steam pressure; safety switch and axial shift relay to protect the turbine. Corresponding calculations are made. To prevent stress and diseases caused by its action, psychological training of workers is proposed.

Keywords: NPP, CONTAINMENT, EMERGENCY GAS REMOVAL, HYDROGEN RECOMBINATOR, MELT TRAP, PSYCHOLOGICAL PREPARATION

**МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ
ЗАПОРІЗЬКИЙ НАЦІОНАЛЬНИЙ УНІВЕРСИТЕТ**

ФАКУЛЬТЕТ БУДІВНИЦТВА ТА ЦИВІЛЬНОЇ ІНЖЕНЕРІЇ

Кафедра Прикладної екології та охорони праці

(повна назва кафедри)

Кваліфікаційний проект

магістра

(рівень вищої освіти)

на тему Розробка заходів з охорони праці у реакторно-турбінному відділенні атомних електростанцій

Виконав: студент 2 курсу, групи ЦБ-18мз
спеціальності 263 Цивільна безпека

(код і назва спеціальності)

освітньої програми охорона праці

(код і назва освітньої програми)

Малахов О.В.

(ініціали та прізвище)

Керівник доцент, к.т.н. Рижков В.Г.

(посада, вчене звання, науковий ступінь, прізвище та ініціали)

Рецензент _____

(посада, вчене звання, науковий ступінь, прізвище та ініціали)

Запоріжжя

2020

**МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ
ЗАПОРІЗЬКИЙ НАЦІОНАЛЬНИЙ УНІВЕРСИТЕТ**

Факультет Будівництва та цивільної інженерії

Кафедра Прикладної екології та охорони праці

Рівень вищої освіти магістр

Спеціальність 263 Цивільна безпека

(код та назва)

Освітня програма Охорона праці

(код та назва)

Спеціалізація _____
(код та назва)

ЗАТВЕРДЖУЮ

Завідувач кафедри _____

« _____ » _____ 20__ року

З А В Д А Н Н Я

НА КВАЛІФІКАЦІЙНИЙ ПРОЕКТ СТУДЕНТУ

Малахову Олександрю Віталійовичу

(прізвище, ім'я, по батькові)

1 Тема проекту Розробка заходів з охорони праці у реакторно-турбінному відділенні атомних електростанцій

керівник роботи Рижков Вадим Генієвич, к.т.н., доцент,

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

затверджені наказом ЗНУ від « _____ » _____ 20__ року № _____

2 Строк подання студентом роботи _____

3 Вихідні дані до роботи Об'єкт проектування – реакторно-турбінне відділення блоку АЕС з реактором ВВЕР-1000

4 Зміст розрахунково-пояснювальної записки (перелік питань, які потрібно розробити) Огляд існуючих типів чдерних реакторів, рівня їх безпеки; аналіз аварій на АЕС, заходів і засобів захисту; аналіз травматизму і профзахворюваності; вибір, розробка і (якщо потрібно) розрахунок засобів захисту

5 Перелік графічного матеріалу (з точним зазначенням обов'язкових креслень) Реакторно-турбінне відділення, реактор ВВЕР-1000, протиаварійні засоби захисту реактору та іншого обладнання

6. Консультанти розділів роботи

Розділ	Прізвище, ініціали та посада консультанта	Підпис, дата	
		завдання видав	завдання прийняв

7. Дата видачі завдання _____

КАЛЕНДАРНИЙ ПЛАН

№ з/п	Назва етапів кваліфікаційної роботи	Строк виконання етапів роботи	Примітка

Студент _____
(підпис) _____ (ініціали та прізвище)Керівник роботи (проекту) _____
(підпис) _____ (ініціали та прізвище)**Нормоконтроль пройдено**Нормоконтролер _____
(підпис) _____ (ініціали та прізвище)

РЕФЕРАТ

Кваліфікаційний проект для здобуття ступеня вищої освіти магістра :
105 с., 8 табл., 26 рис., 72 джерела

АЕС, КОНТЕЙНМЕНТ, АВАРІЙНЕ ГАЗОВИДАЛЕННЯ,
РЕКОМБІНАТОР ВОДНЮ, ПАСТКА РОЗПЛАВУ, ПСИХОЛОГІЧНА
ПІДГОТОВКА

Об'єкт дослідження – безпека у реакторно-турбінному відділенні АЕС.

Мета проектування – розробити заходи і засоби підвищення безпеки і поліпшення умов праці у реакторно-турбінному відділенні АЕС.

Проаналізована безпека ядерних реакторів і турбін АЕС, а також захисні заходи.

Для захисту реакторного відділення пропонується : подвійний контейнмент із залізобетонними оболонками; система аварійного газовидалення; система аварійного охолодження активної зони; застосування пасивних каталітичних рекомбінаторів водню; схема пристрою локалізації розплавленого матеріалу з підреакторним приміщенням на базі європейської; імпульсний запобіжний пристрій для захисту парогенератора і трубопроводів від підвищення тиску пари; автомат безпеки і реле осьового зсуву для захисту турбіни.

Здійснені розрахунки : тиску вибуху водню для перевірки стійкості оболонки; кількості рекомбінаторів водню і часу рекомбінації; освітлення приміщення блоку щита управління.

Для запобігання стресу й обумовленим його дією захворюванням пропонується психологічна підготовка працівників.

ЗМІСТ

ПЕРЕЛІК УМОВНИХ СКОРОЧЕНЬ І ТЕРМІНІВ	7
ВСТУП	8
1 ТЕОРЕТИЧНИЙ РОЗДІЛ	10
1.1 Принципи роботи атомних електростанцій	10
1.2 Типи ядерних реакторів	16
1.3 Небезпека ядерних реакторів	20
1.4 Небезпека парових турбін	23
1.5 Міри захисту у реакторно-турбінному відділенні	24
2 ДОСЛІДНИЦЬКИЙ РОЗДІЛ	33
2.1 Аналіз аварій на АЕС	33
2.1.1 Аварія на Чорнобильській АЕС	33
2.1.2 Аварія на АЕС Фукусіма-1	39
2.2 Огляд протиаварійних заходів	42
2.2.1 Захист від вибуху водню	44
2.2.2 Захист від підвищення тиску і температури	48
2.2.3 Система аварійного розхолодження парогенераторів	51
2.2.4 Гермооболонка	52
2.3 Аналіз профзахворюваності	55
3 ПРОЄКТНИЙ РОЗДІЛ	60
3.1 Захист реакторного відділення	60
3.1.1 Подвійна захисна оболонка	60
3.1.2 Система аварійного газовидалення	65
3.1.3 Система аварійного охолодження активної зони	71
3.1.4 Рекомбінація водню	74
3.1.5 Пристрій локалізації розплавленого матеріалу	78
3.2 Захист парогенераторів і турбін	82
3.3 Освітлення блоку щита управління	86

3.4 Запобігання професійним захворюванням	88
4 ЕКОНОМІЧНИЙ РОЗДІЛ	91
4.1 Оцінка економічних наслідків можливих аварій на АЕС	91
4.2 Економічна доцільність запропонованих заходів з техногенної безпеки	92
4.3 Аналіз економічних наслідків захворюваності і травматизму	93
4.4 Оцінка економічної ефективності заходів щодо покращення умов праці	95
ВИСНОВКИ	98
ПЕРЕЛІК ДЖЕРЕЛ ПОСИЛАННЯ	99

ПЕРЕЛІК УМОВНИХ СКОРОЧЕНЬ І ТЕРМІНІВ

BWR (boiling water reactor) — киплячий реактор

EPR (European Pressurized Water Reactor) - європейський реактор з водою під тиском

HERCA – об'єднання голів європейських компетентних органів з радіаційного захисту

PNS (passive nuclear safety) – система пасивної ядерної безпеки

PWR (pressurized water reactor) — реактор з водою під тиском

RHWG – робоча група по гармонізації реакторів

WENRA - Асоціація західноєвропейських органів ядерного регулювання

АЯЕ – агентство з ядерної енергії

ВВЕР – водо-водяний енергетичний реактор

ГЦН – головний циркуляційний насос

ЗЗЗ – зона запобіжних заходів

ЗПНЗЗ - зона планування надзвичайних захисних заходів

ІЗП - імпульсний запобіжний пристрій

Контейнмент – герметична оболонка першого контуру

МАГАТЕ - Міжнародне агентство з атомної енергії

МПА - максимальна проектна аварія

ОЕСР – організація економічного співробітництва і розвитку

ОЗР - оперативний запас реактивності

ПГ - парогенератор

РБМК – реактор великої потужності канальний

РР – радіоактивна речовина

САОЗ - система аварійного охолодження активної зони

САОР - система аварійного охолодження реактора

СЛР - самопідтримуюча ланцюгова реакція

СУЗ - система управління і захисту

ТВЕЛ - тепловидільний елемент

ТВЗ - тепловидільна збірка

ЦВТ – циліндр високого тиску

ЦНТ- циліндр низького тиску

ЧАЕС – Чорнобильська атомна електростанція

ВСТУП

На Україні діють 4 атомні електростанції з 15 енергоблоками, одна з яких, Запорізька АЕС з 6 енергоблоками ВВЕР загальною встановленою потужністю 6000 МВт, є найбільшою в Європі. За кількістю енергетичних реакторів (всі типу ВВЕР) Україна займає 10-е місце в світі і п'яте в Європі. У нашій країні існують 2 діючих сховища відпрацьованого ядерного палива на Запорізькій і Чорнобильській АЕС.

У 2017 році внесок атомної енергетики України становив 55% від загального виробництва електрики в країні, загальна потужність АЕС дорівнювала 13 107 МВт [1, 2].

Вже давно не вщухають суперечки про ядерну енергетику – чого в неї більше – недоліків чи переваг. Як переваги можна відзначити [3]:

- Низькі викиди парникових газів у порівнянні з ТЕС.
- Відсутність викидів у повітря шкідливих речовин (СО, SO₂, пил), які присутні у викидах ТЕС.
- Дуже висока питома потужність.
- Низька собівартість електроенергії.
- Незалежність від органічного палива (нафта, газ, вугілля) і цін на нього.
- Велика кількість робочих місць у порівнянні з ТЕС.
- Відсутність потреби у шлакових відвалах великої площі.

Недоліками ядерної енергетики є [3]:

- Вплив на довкілля відпрацьованого палива.

- Імовірність ядерної аварії.
- Висока вартість початкового і кінцевого етапів.
- АЕС можуть бути ціллю для терористів.

В Україні в атомній галузі працюють тисячі робітників і, незважаючи на майбутнє атомних станцій, треба щоб у сьогоднішні умови праці цих працівників були як можна безпечнішими, не шкідливими і комфортними.

Перш за все, коли ми говоримо про охорону праці на атомній електростанції, спадає на думку імовірність радіаційної аварії та її жахливих наслідків.

Загрозу для життя і здоров'я персоналу можуть становити не тільки ядерний реактор, а також турбіна, трубопроводи теплоносіїв під високим тиском, обладнання під високою напругою, насоси тощо. Джерелами небезпек є рухомий транспорт, майданчики, розташовані на висоті, обертові механізми – верстати, насоси, вентилятори, а також електрифікований і пневматичний ручний інструмент.

Шкідливі виробничі фактори, що впливають чи можуть впливати на співробітників АЕС: іонізуюче випромінювання (нейтронне, гамма, альфа і бета-проміні); радіоактивні аерозолі та інертні радіоактивні гази, що потрапляють до органів дихання; радіоактивне забруднення шкіри та спецодягу; шум від роботи турбін, насосів тощо; вібрація; високе психічне навантаження; отруйні хімічні речовини, такі як кислоти, луги, токсичні солі і розчинники, що використовують на АЕС [4].

Таким чином, охорона праці робітників атомних електростанцій є дуже актуальною для теперішньої України.

На атомній електростанції є багато цехів і відділень, у кожному із котрих є свої особливості щодо охорони праці. Тому у проєкті було вирішено обмежитися заходами з охорони праці у реакторно-турбінному відділенні, яке є основним на АЕС.

Метою даного магістерського кваліфікаційного проєкту є вивчення впливу небезпечних і шкідливих факторів, діючих на атомній

електростанції, на персонал і на цій основі розробка заходів з охорони праці у реакторно-турбінному відділенні станції.

Об'єктом магістерського кваліфікаційного проєкту є джерела небезпечних і шкідливих виробничих факторів, що діють у реакторно-турбінному відділенні.

1 ТЕОРЕТИЧНИЙ РОЗДІЛ

1.1 Принципи роботи атомних електростанцій

Основний агрегат станції – ядерний реактор - пристрій, призначений для організації та підтримки керованої ланцюгової реакції ділення деяких важких ядер, у результаті якої вивільняється ядерна енергія, що перетворюється в ньому на теплову з подальшим використанням її зовнішнім споживачем.

В основі роботи реактора лежить розмноження частинок - нейтронів. При поглинанні нейтрону такі ізотопи як ^{235}U , ^{239}Pu діляться з випусканням 2 чи більше цих частинок. Наприклад, для ^{235}U число нейтронів, що народилися в одному акті поділу, в середньому дорівнює від 2 до 3. При кожному акті ділення виділяється енергія.

Якщо в кожному акті реакції або в деяких ланках ланцюга з'являється більше однієї частинки, то виникає розгалужена ланцюгова реакція. Якщо число обривів ланцюгів більше, ніж число нових ланцюгів, що з'являються, то самопідтримуюча ланцюгова реакція (СЛР) виявляється неможливою. Якщо ж число утворюваних нових ланцюгів перевершує число обривів, ланцюгова реакція швидко поширюється по всьому об'єму речовини при появі хоча б однієї початкової частки [5].

Область станів речовини з розвитком СЛР відділена від області, де ланцюгова реакція взагалі неможлива, критичним станом. Критичний стан характеризується рівністю між числом нових ланцюгів і числом обривів.

Досягнення критичного стану визначається цілою низкою чинників. Розподіл важкого ядра збуджується одним нейтроном, а в результаті акту

поділу з'являється більше одного нейтрона. Якщо швидкість втрат нейтронів (захопленнь без поділу, вилетів з реакційного обсягу тощо) компенсує швидкість розмноження нейтронів таким чином, що ефективний коефіцієнт розмноження нейтронів в точності дорівнює одиниці, то ланцюгова реакція йде в стаціонарному режимі. Коефіцієнт розмноження нейтронів k - відношення числа нейтронів наступного покоління до числа нейтронів в попередньому поколінні в повному обсязі середовища, де розмножуються нейтрони (активної зони ядерного реактора) [6].

Введення негативних зворотних зв'язків між ефективним коефіцієнтом розмноження і швидкістю енерговиділення дозволяє здійснити керувану ланцюгову реакцію, яка використовується в ядерній енергетиці. Якщо коефіцієнт розмноження більше одиниці, ланцюгова реакція розвивається експоненціально; некерована ланцюгова реакція поділу використовується в ядерній зброї [5].

Крім коефіцієнту розмноження нейтронів застосовують поняття реактивності. Реактивність визначається, як:

$$\rho = \frac{k-1}{k}$$

Для стабільної роботи ядерного реактора необхідно, щоб його реактивність дорівнювала нулю, тобто, щоб коефіцієнт розмноження нейтронів дорівнював одиниці. При додатній реактивності — реактор розганяється, виділення енергії в ньому збільшується. При від'ємній реактивності реакція поділу згасає [7].

В системі будь-якої АЕС є теплоносій і робоче тіло. Робочим тілом, яке вчиняє роботу з перетворенням теплової енергії в механічну, є водяна пара. Вимоги до чистоти пара, що надходить на турбіну, настільки високі, що економічно прийнятні показники можуть бути досягнуті при конденсації всього пара і повернення конденсату в цикл. Тому контур робочого тіла в АЕС завжди замкнений і додаткова вода надходить лише в невеликих кількостях для заповнення витоків та інших втрат конденсату [8].

Теплоносієм, відводить теплоту з активної зони в енергетичних ядерних реакторах ВВЕР і РWR, є вода. Для запобігання відкладень на тепловиділяючих елементах активної зони реактора необхідна висока чистота теплоносія. Тому для теплоносія існує замкнутий контур, який одночасно ізолює радіоактивні речовини, утворені в воді випромінюваннями в активній зоні [8].

Контур теплоносія і робочого тіла можуть бути суміщені, така АЕС називається одноконтурною (наприклад Чорнобильська з ядерним реактором РБМК-1000). За такою схемою працюють усі киплячі ядерні реактори типу РБМК (за кордоном ВWR - Boiler Water Reactor). Спрощена схема одноконтурної АЕС надана на рис. 1.1 [8].

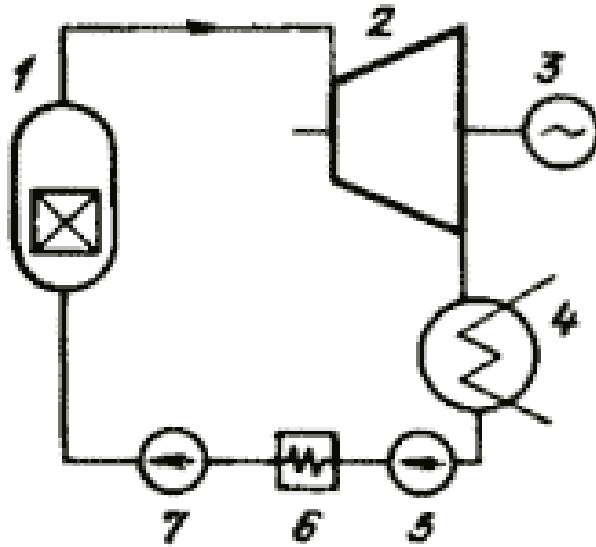
Вода в каналах реактора 1 нагрівається до температури кипіння, збирається в колектори і направляється в сепаратори пара (на схемі не вказані). Після відділення пари вода повертається циркуляційними насосами в реактор, а насичений пар під тиском 6,5 МПа з вологістю 0,1-0,2% подається на п'ятициліндрові турбіну 2 з одним циліндром високого (ЦВД) і чотирма циліндрами низького (ЦНД) тиску. Між ЦВД і ЦНД встановлено сепаратори пара і проміжні пароперегрівачі. Турбіна приводить в дію генератор 3, що виробляє електроенергію.

Відпрацьована пара з турбоагрегатів потрапляє в конденсатор 4, потім конденсат проходить систему очищення і далі за допомогою конденсаторного насосу 5 прямує до системи підігріву 6, а потім живильним насосом 7 повертається до реактора. Перетворення води в пар в ядерному реакторі одноконтурної АЕС відбувається при температурі 285 ° С [8].

В одноконтурних системах все обладнання працює в радіоактивних умовах, що ускладнює експлуатацію і потребує додаткових заходів захисту. Великою перевагою таких систем є простота і економічність [8].

Якщо контур теплоносія відділений від контуру робочого тіла, то АЕС називають двоконтурною. Контур теплоносія реактору називають першим, контур робочого тіла - другим.

Розглянемо принцип роботи двоконтурної АЕС (рис.1.2). Теплова енергія із зони реактора відводиться теплоносієм трубопроводами першого контуру до парогенератора, де через поверхню нагріву тепло передається робочому тілу другого контуру.



1 – ядерний реактор; 2 – парова турбіна; 3 – електрогенератор; 5 – конденсаторний насос; 6 – система підігріву живильної води; 7 – насос живильної води

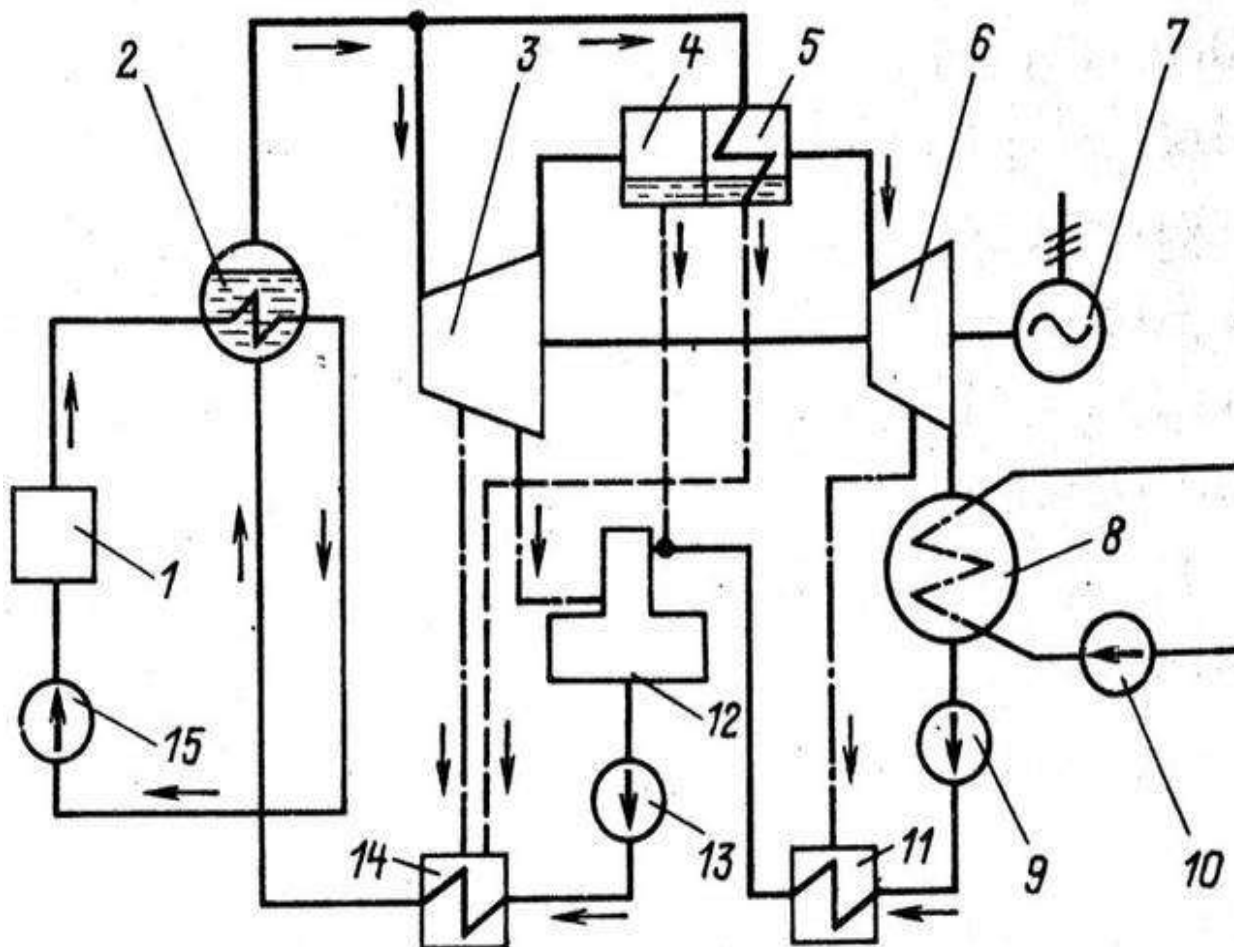
Рисунок 1.1 – Принципова схема одноконтурної АЕС

Охолоджений теплоносій першого контуру за допомогою головного циркуляційного насоса (ГЦН) знову спрямовується до реактора, і контур замикається. Робочим тілом другого контуру служить звичайна вода, що генерується в пару. Пара по трубопроводам робочого контуру направляється до турбогенератора, в якому послідовно теплова енергія перетворюється на механічну, а механічна - в електричну.

Відпрацьована пара конденсується в конденсаторі та прокачується конденсаторними насосами через регенеративну систему низького тиску.

Далі за допомогою живильних насосів вода, пройшовши через регенеративну систему високого тиску, знову надходить до парогенератора.

Така принципова схема так званих двоконтурних АЕС, найбільш поширених у даний час. За двоконтурною схемою працюють всі АЕС України, основу яких складають ядерні енергетичні реактори з водою під тиском ВВЕР-1000.



1 – реактор; 2 – парогенератор; 3, 6 – частини високого та низького тиску турбіни; 4 – сепаратор; 5 – пароперегрівач; 7 – генератор; 8 – конденсатор; 9 – конденсатний насос; 10 – циркуляційний насос; 11 – підігрівач низького тиску; 12 – деаератор; 13 – живильний насос; 14 – підігрівач високого тиску; 15 – головний циркуляційний насос.

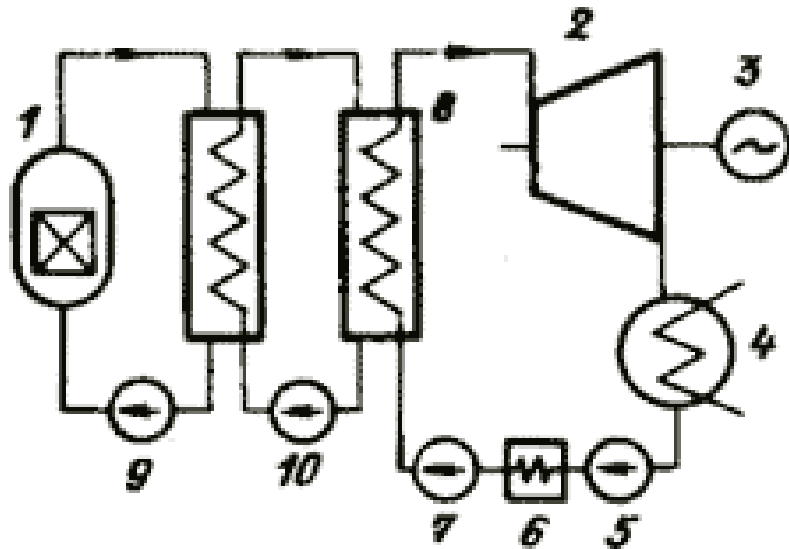
Рисунок 1.2 - Принципова схема двоконтурної АЕС

Можливі також трьохконтурні ядерні енергетичні установки (рис. 1.3) [9].

В цьому разі між контуром теплоносія реактора і контуром робочого тіла турбіни розташовується проміжний контур. У таких системах забезпечується додатковий захист робочого тіла від опромінювання, але схема становиться складною і дорогою.

На АЕС з трьохконтурними схемами встановлюються реактори на швидких нейтронах, що працюють на збагаченому паливі (зазвичай на суміші урану і плутонію) [15].

У реакторів на швидких нейтронах теплоносієм першого і другого контурів є натрій, тим самим виключається можливість контакту радіоактивного металу з водою [14].



1 – ядерний реактор; 2 – парова турбіна; 3 – електрогенератор; 4 – конденсатор; 5 – насос конденсату; 6 – система підігріву води; 7 – насос живильної води; 8 – теплообмінник; 9 – насос теплоносія першого контуру; 10 – насос теплоносія проміжного контуру

Рисунок 1.3 - Принципова схема трьохконтурної АЕС

1.2 Типи ядерних реакторів

За призначенням ядерні реактори поділяються на енергетичні, транспортні (атомні підводні човни, криголами), експериментальні, промислові, багатоцільові. Ми розглянемо лише енергетичні реактори, що використовують на АЕС для вироблення електроенергії.

За спектром нейтронів реактори класифікуються на типи [9]:

- Реактор на теплових (повільних) нейтронах («тепловий реактор»)
- Реактор на швидких нейтронах («швидкий реактор»)
- Реактор на проміжних нейтронах
- Реактор зі змішаним спектром

За розміщенням палива розрізняють гетерогенні реактори, де паливо розміщується в активній зоні дискретно у вигляді блоків, між якими знаходиться сповільнювач і гомогенні реактори, де паливо і сповільнювач представляють однорідну суміш (гомогенну систему).

У гетерогенному реакторі паливо і сповільнювач можуть бути просторово рознесені, зокрема, в порожнинному реакторі сповільнювач-відбивач оточує порожнину з паливом, що не містить сповільнювача. З ядерно-фізичної точки зору критерієм гомогенності/гетерогенності є не конструктивне виконання, а розміщення блоків палива на відстані, що перевищує довжину уповільнення нейтронів в даному уповільнювачі. Так, реактори з так званими «тісними ґратами» розраховуються як гомогенні, хоча в них паливо зазвичай відокремлене від сповільнювача.

Блоки ядерного палива в гетерогенному реакторі називаються тепловидільними збірками (ТВЗ), які розміщуються в активній зоні у вузлах правильної решітки, утворюючи осередки. ТВЗ - це набір тепловидільних елементів (ТВЕЛ), зібраних в організовані пучки для спрощення обліку та переміщення ядерного палива в реакторі. В одній тепловидільній збірці знаходиться 150—350 ТВЕЛів [9] (рис. 1.4).

Паливо, що використовується у реакторах:

- ізомери урану ^{235}U , ^{238}U , ^{233}U
- ізомер плутонію ^{239}Pu , також ізомери $^{239-242}\text{Pu}$ у вигляді суміші з ^{238}U (МОХ-паливо)
- ізомер торію ^{232}Th (за допомогою перетворення в ^{233}U)

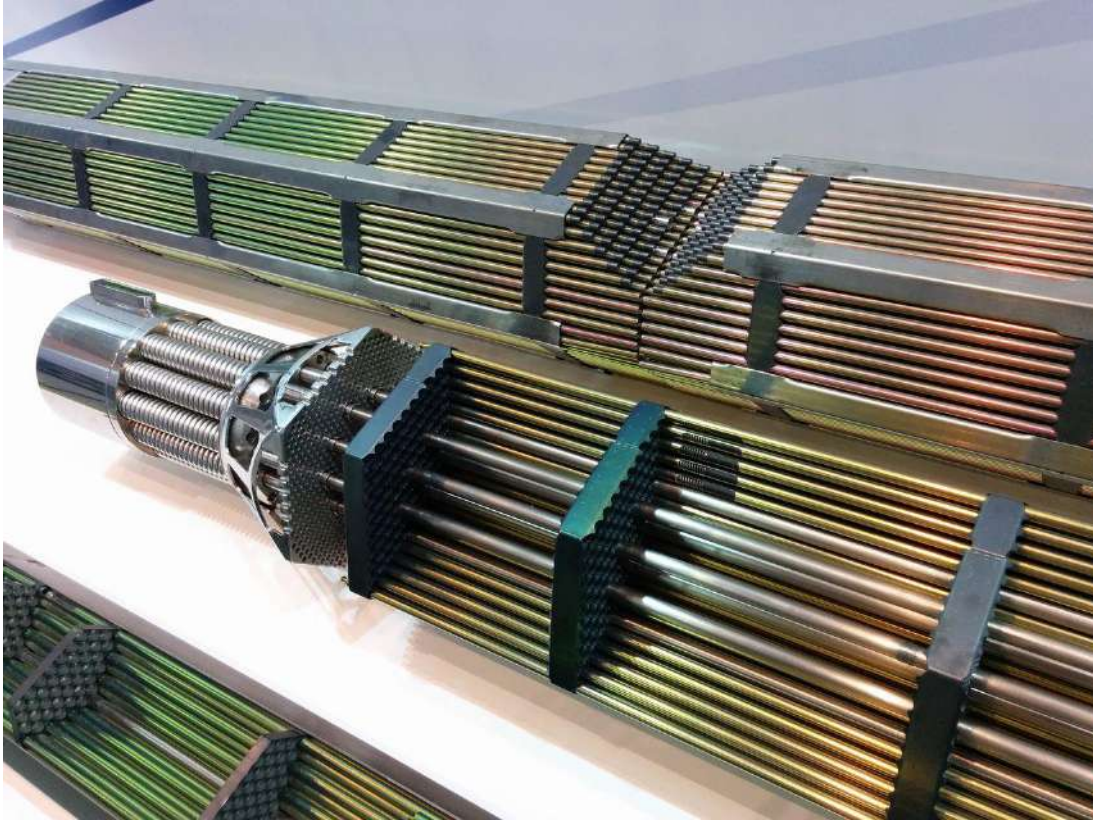


Рисунок 1.4 - Тепловидільні збірки (ТВЗ), набрані з ТВЕЛів

За ступеню збагачення розділяють природний уран, слабо збагачений уран, високо збагачений уран.

За хімічним складом: металевий U, UO_2 (діоксид урану), UC (карбід урану) тощо [5].

Теплоносії, що використовують у реакторах [6]:

- H_2O (вода, водо-водяний реактор).
- Газ (графіто-газовий реактор).
- D_2O (важка вода, ядерний реактор на важкій воді, CANDU).
- Реактор з органічним теплоносієм.
- Реактор з теплоносієм рідкометалевим.
- Реактор на розплавах солей.

- Реактор з твердим теплоносієм.

Сповільнювачі нейтронів що використовують у реакторах [9] :

- С (графіт, графіто-газовий реактор, графіто-водяний реактор).
- H₂O (вода, легководний реактор, водо-водяний реактор, ВВЕР).
- D₂O (важка вода, важководний ядерний реактор, CANDU).
- Be, BeO (берилій, оксид берилію).
- Гідриди металів.
- Без сповільнювача (реактор на швидких нейтронах)

За конструкцією бувають реактори корпусні і каналні [9] :

За способом генерації пара реактори з зовнішнім парогенератором (ВВЕР) і киплячі [8].

Міжнародне агентство з атомної енергії (МАГАТЕ) використовує класифікацію основних типів енергетичних ядерних реакторів згідно з застосовуваними в них матеріалами теплоносія і сповільнювача , що вказана у табл. 1.1[9].

Головними позитивними властивостями реакторів на швидких нейтронах є можливість використовувати в якості пального ізопоп урану U²³⁸, що становить значну частину природного урану, або плутоній, що виробляється тепловими реакторами, і високий коефіцієнт відтворення (1,4 і вище).

Завдяки цьому реактори на швидких нейтронах вважаються найбільш перспективними для атомної енергетики. На відміну від теплових реакторів в їх активній зоні не повинно бути сповільнювачу, тому теплоносієм можуть бути гази і рідкі метали, а не вода та інші середовища, що мають уповільнюючі властивості.

Таблиця 1.1 – Класифікація реакторів за МАГАТЕ

Позначення	Характеристика
PWR (pressurized water reactor)	реактор з водою під тиском, в якому легка вода є теплоносієм і сповільнювачем (наприклад ВВЕР)
BWR (boiling water reactor)	киплячий реактор, в якому, на відміну від PWR, утворення пари, що подається на турбіни, відбувається безпосередньо в реакторі
FBR (fast breeder reactor)	реактор-розмножувач на швидких нейтронах, що не вимагає сповільнювача
GCR (gas-cooled reactor)	газоохолоджуваний реактор. У ролі сповільнювача використовується як правило графіт
LWGR (light water graphite reactor)	графіто-водяний реактор, наприклад РБМК
PHWR (pressurised heavy water reactor)	важководний реактор
HTGR (high-temperature gas-cooled)	високотемпературний газоохолоджуваний реактор
HWGCR (heavy water-moderated, gas-cooled reactor)	газоохолоджуваний реактор з важководним сповільнювачем
HWLWR (heavy water-moderated, boiling light-water-cooled reactor)	киплячий реактор зі сповільнювачем з важкої води
PBMR (pebble bed modular reactor)	модульний реактор з кульовими ТВЕЛами
SGHWR (Steam-Generating Heavy Water Reactor)	киплячий важководний реактор

1.3 Небезпека ядерних реакторів

В Україні зараз використовують як енергетичні тільки реактори ВВЕР. Розглянемо їх конструкцію і небезпеку.

Після закриття Чорнобильської АЕС в Україні залишились в експлуатації 4 атомні електростанції з реакторами типу ВВЕР: Запорізька, Рівненська, Хмельницька та Південно-Українська, на яких працює 15 ядерних енергетичних установок із загальною встановленою потужністю 13835 МВт: 13 реакторів ВВЕР-1000 і 2 реактори ВВЕР-440 [9].

Реактори типу ВВЕР – реактори з водою під тиском (рис.1.5) [10]. Сучасні реактори такого типу (PWR), що споруджуються в різних країнах, мало відрізняються один від одного, оскільки засновані на однакових технічних принципах. Такі реактори – основа світової атомної енергетики.

Корпус реактора має два ряди по чотири патрубкі діаметром 850 мм, на рівні верхнього і нижнього рядів цих патрубків знаходяться два патрубкі діаметром 300 мм для приєднання трубопроводів системи аварійного охолодження активної зони (САОЗ). Корпус реактора, виготовлений з перлітової сталі 15Х2НМФА, зсередини плакований шаром іржостійкої сталі.

В активній зоні ВВЕР-1000 діаметром 3,16 м і заввишки 3,56 м розміщуються 163 шестигранних тепловиділяючих збірок з розміром «під ключ» 234 мм.

ТВЗ містить 331 стрижень, з них 312 тепловиділяючих паливних елементів стрижньового типу (ТВЕЛів), 18 направляючих трубок для пучка регулюючих стрижнів системи управління і захисту (СУЗ) і центральної трубки для кріплення дистанціонуючих решіток. ТВЕЛи в збірці розташовуються по трикутній решітці з кроком 12,75 мм, висота касети твелів 4,66 м. В активній зоні ВВЕР1000 ТВЗ розташовані по трикутній решітці з кроком 241 мм. Вага ТВЗ - 735 кг, маса ядерного палива UO₂ в ТВЗ - 488 кг. Механізм СУЗ має 61 привід, які об'єднуються в групи. Приводи

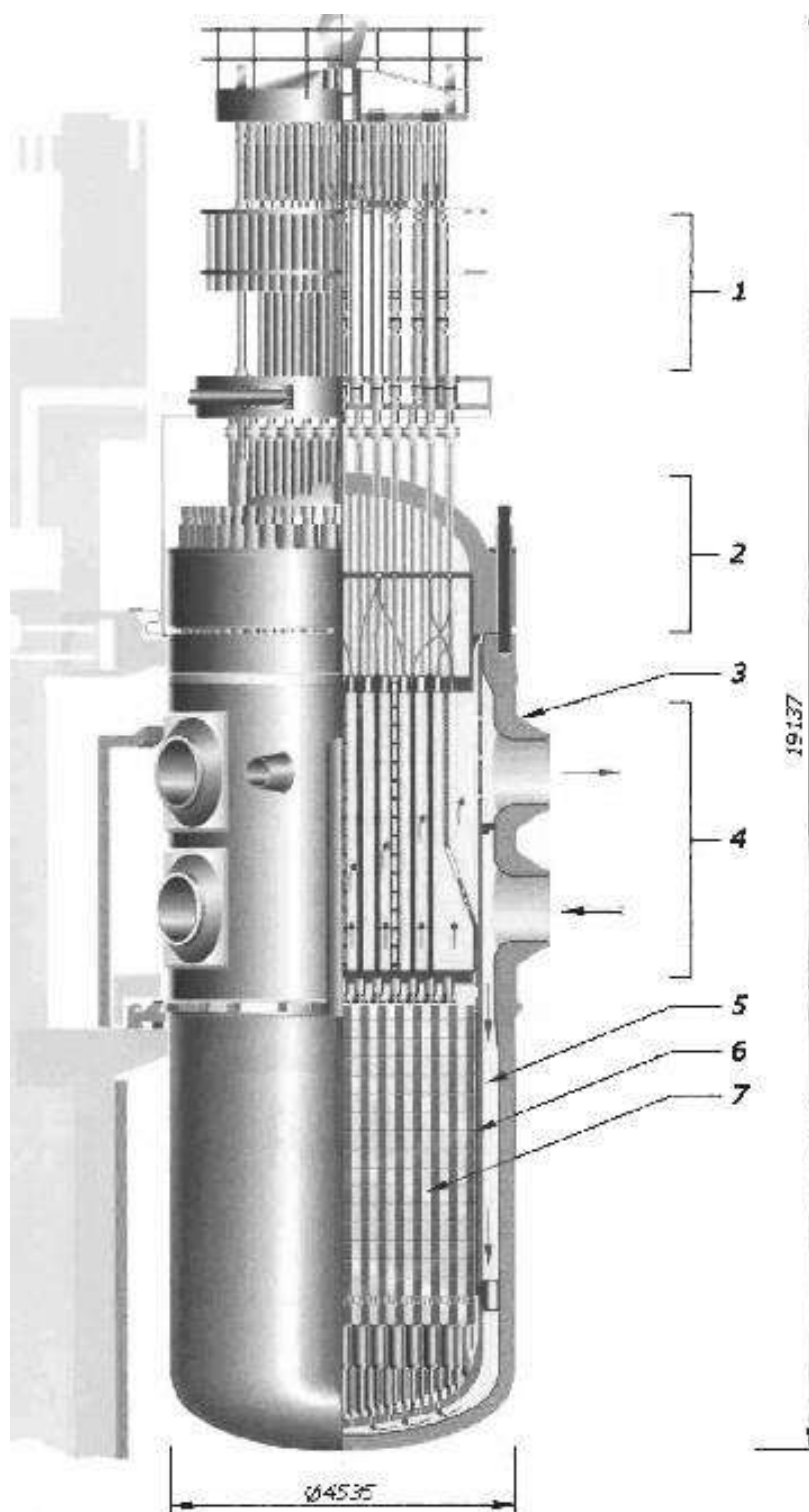
СУЗ переміщують пучки (кластери) з 18 стрижнів – поглиначів нейтронів з карбиду бору В4С всередині ТВЗ в спеціальних направляючих трубках.

Повільне регулювання реактивності в активній зоні реактора здійснюється введенням борної кислоти H_3BO_3 в теплоносій в кількості до 13,5 г H_3BO_3 /кг H_2O [10].

Основна небезпека експлуатації реактора – небезпека радіаційної аварії. Такі аварії є найнебезпечнішими зі всіх аварій на радіаційно-небезпечних об'єктах, і можливі як на АЕС як України, так і сусідніх держав.

При аваріях на АЕС можуть бути пошкодження конструкцій, технологічних ліній, пожежі, викиди в навколишнє середовище радіаційних речовин (РР). Аварія з повним руйнуванням ядерного реактора може відбутися в результаті стихійного лиха, вибуху боєприпасів, масштабних терористичних актів, падіння повітряного транспорту на споруди АЕС та ін. Аварія може бути з розривом трубопроводів із теплоносієм, ушкодженням реактора і герметичних зон, виходом з ладу систем керування і захисту, що може призвести до миттєвої втрати герметичності конструкцій реактора, сплавлення твелів і викиду РР з парою в навколишнє середовище, можливе розкидання радіоактивних осколків, уламків конструкцій паливних елементів.

При аварії на АЕС відбувається викид РР в атмосферу, гідросферу і літосферу, що обумовлює ураження біосфери. Характер і масштаби радіоактивного забруднення місцевості при аварії на АЕС залежать від характеру вибуху (тепловий чи ядерний), типу реактора, ступеня його руйнування, кількості викинутих РР, метеоумов і рельєфу місцевості [10].



: 1 – кришка корпусу; 2 – ущільнення даху; 3 – привід кластера; 4 – ущільнені шахти; 5 – привід; 6 – тепловий екран; 7 – шахта кластера; 8 – гранований пояс; 9 – активна зона

Рисунок 1.5 - . Реактор ВВЕР 1000

А. Ткачук [10] вважає, що неможливо зробити абсолютно безпечний атомний реактор – будь-який реактор може вибухнути за певних обставин. Але ж можна звести ризик аварії до прийнятної, мізерно малої величини, $\leq 10^{-6}$. С.А. Андрущечко зі співавторами вважає, що це цілком можливо на реакторах типу ВВЕР [12].

Реактор ВВЕР більш безпечніший у порівнянні з РБМК і DWR (киплячі реактори) завдяки двоконтурній схемі і має 4 бар'єри безпеки: паливна таблетка, оболонка ТВЕЛ, границі першого контуру, герметичне огороження реакторного відділення [13].

З іншого боку, є необхідність підтримання високого тиску для запобігання скипанню води при температурах 300—360°C і, як наслідок, більша небезпека при аварії у порівнянні з реакторами з меншим тиском (рідкометалевими) [13].

1.4 Небезпека парових турбін

Турбіни, що перетворюють парову енергію в механічну, є складними пристроями. Їх дефекти і несправності можуть призвести до незворотних процесів: технічних інцидентів та надзвичайних ситуацій, пов'язаних, з нещасними випадками, в тому числі загибеллю людей, а також з серйозними фінансовими збитками. Особливо вразливими є ротори. Пошкодження цих частин парової турбіни - одна з основних причин аварій при експлуатації подібного обладнання. Так, наприклад, з цієї причини сталася аварія на ТЕС в 1974 році в штаті Теннесі (США, - ред.). У Росії в 2002 році на Каширській гідроелектростанції через повний знос третього енергоблоку стався потужний вибух. Згодом його демонтували. Серйозна подія була і на Придніпровській ТЕС у 2007 році. Таких прецедентів, пов'язаних з небезпечними надзвичайними подіями при експлуатації парових турбін, на території країн СНД відбулося чимало. Всі вони, як правило, відбувалися через несправності роторів. Саме тому за ними необхідний постійний контроль [17].

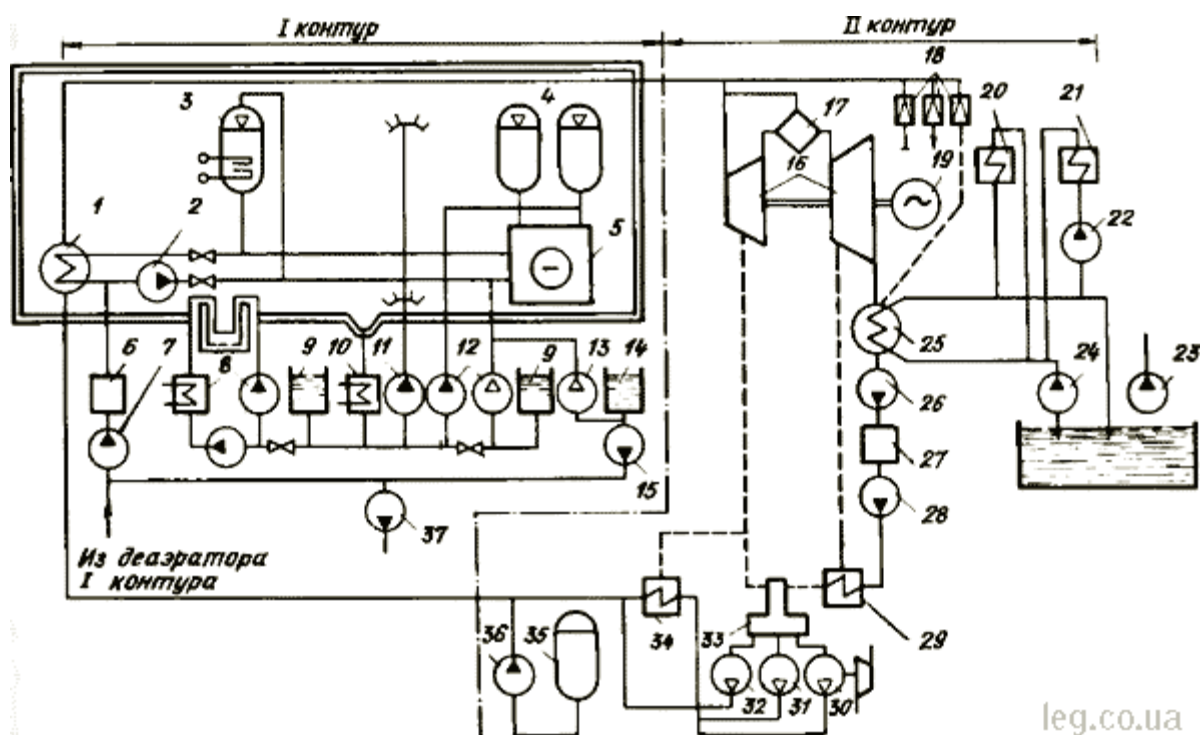
Основною причиною, яка призводить до несправності ротора і, як наслідок, до можливих аварій, є фізичне пошкодження пристрою із-зі втоми металу внаслідок постійних коливань. Метал вичерпує свої можливості і на поверхні розточок, ободів дисків і галтелів виникають тріщини, які, якщо їх вчасно не помітити, розростаються і стають причинами серйозних аварій [17].

1.5 Міри захисту у реакторно-турбінному відділенні

Розглянемо одну зі схем захисту, що застосовуються на реакторах типу ВВЕР (рис. 1.6) [14].

Безпеку АЕС забезпечують системи нормальної експлуатації, локалізуючи системи і система аварійного охолодження активної зони реактора (САОЗ). Локалізуюча система і САОЗ повинні забезпечити нерозповсюдження радіоактивності поза герметичних приміщень АЕС при всіх нормальних і аварійних режимах. Аварійне охолодження реактора забезпечується трьома незалежними системами. Одна з таких систем складається з баків аварійного запасу борного розчину 9, теплообмінника розхолодження 10, спринклерного насосу 11, насосів аварійного розхолодження низького і високого тиску 12.

У разі розгерметизації реакторного контуру і невеликий течі включаються насоси 12, які подають борованій розчин в контур. При максимальній проектній аварії (МПА) - розрив головного циркуляційного контуру і падінні тиску в реакторі в об'єм над активною зоною і під неї подається вода з гідроакумуючих ємностей 4. Це повинно запобігти закипанню води в реакторі. Одночасно борована вода подається в спринклерні установки і в реакторний контур.



1 - парогенератор; 2 - головний циркуляційний насос (ГЦН); 3 - компенсатор об'єму; 4 - гідроаккумулятор системи аварійного охолодження; 5 - реактор; 6 - установка спеціального водоочищення; 7 - насос нормальній підживлення і борного регулювання; 8 - теплообмінник і насос охолодження басейну витримки тепловиділяючих елементів (твелів); 9 - баки аварійного запасу борного розчину системи САОЗ нормальної і підвищеної концентрації; 10 - теплообмінник розхолодження реактора; 11 - спринклерні насоси; 12 - насоси аварійного розхолодження низького і високого тиску; 13, 15 - аварійний і робочий насоси підкачки борного концентрату; 14 - бак борного концентрату; 16 - парова турбіна; 17 - сепаратор-пароперегрівача; 18 - швидкодіючі редукційні установки (БРУ) скидання пари; 19 - генератор; 20 - маслоохладитель; 21, 22 - газоохолоджувач і його насос; 23 - насос технічної води; 24 - циркуляційний насос турбіни; 25 - конденсатор; 26, 28 - конденсатні насоси першого і другого ступенів; 27 - конденсатоочищення; 29 - підігрівач низького тиску; 30 - живильний турбонасос; 31 - пескорезервний живильний електронасос; 32 - насос розхолодження; 33 - деаератор; 34 - підігрівач високого тиску; 35 - бак запасу живильної води; 36 - аварійний живильний насос; 37 - насоси зливу теплоносія I контура

Рисунок 1.6 – схема захисту реактору типу ВВЕР

У струменях води спринклерної установки пар конденсується і запобігає підвищенню тиску в герметичній оболонці. Вода, що стікає в приямки, охолоджується в теплообмінниках 10 і вдруге закачується в контур і в спринклерні установки до повного охолодження реактора [14].

Підживлення першого контуру при нормальному режимі здійснюється насосами 7 з деаератора першого контуру. При малих витратах борвмісного розчину вода подається насосами 13 і 15 [14].

Для охолодження води в басейні перевантаження і витримки тепловиділяючих елементів (ТВЕЛПв) є теплообмінник і насос 8. Насоси 37 необхідні для забезпечення циркуляції охолоджуючої рідини через теплообмінник і спецводоочищення.

За допомогою системи управління і захисту реактора (СУЗ) здійснюється пуск і зупинка реактора, висновок і автоматична підтримка потужності і вирівнювання полів енерговиділення за об'ємом активної зони. Управління та захист реактора здійснюються переміщенням в активній зоні реактора поглиначів нейтронів за допомогою органів управління [14].

На сучасних ядерних реакторах покоління 3 - 3+ встановлені додаткові пасивні системи безпеки, які унеможливають сценарії, подібні аварії на «Фукусімі». Так, наприклад, на одній з самих сучасних російських АЕС «Нововоронєжській» стоять реактори ВВЕР-1200 покоління 3+ з декількома бар'єрами безпеки, які при загрозі радіаційної аварії спрацьовують автоматично.

Сам по собі ВВЕР-1200 – це двоконтурний ядерний реактор на теплових нейтронах з ККД 36 %, теплоносієм і сповільнювачем у якому служить вода під високим тиском (до 16,2 МПа), що запобігає її закипанню і водночас забезпечує високу температуру теплоносія (до 330 °С). Середнє збагачення урану 4,71-4,85 %. При тепловій потужності 3200 МВт реактор має номінальну електричну потужність близько 1200 МВт. Тривалість

періодів між перезавантаженням палива – до 24 місяців. Строк служби незамінних елементів – не менше 60 років [8].

На ВВЕР-1200 в аварійних ситуаціях без енергоживлення насосів система циркуляції води починає працювати за рахунок природної циркуляції. При порушенні охолодження реактора і повному знеструмленні вода починає надходити безпосередньо в його активну зону – під бетонним ковпаком герметичної оболонки встановлена ціла батарея ємностей, в частину з яких закачано азот і вода під тиском подається до розпеченого уранового палива. Інша частина скидає воду в реактор самоплином за рахунок перепаду висот між реактором та ємностями. Таке подвійне підживлення здатне без електрики охолоджувати та підтримувати весь енергоблок в стабільному стані близько 3 годин, що дає достатній резерв часу на відновлення енергоживлення або навіть підвезення води для цих аварійних ємностей. Якщо в перші години вдається запустити і резервні аварійні дизель-генератори, які дають енергоживлення насосам, то в роботу включаються активні системи безпеки – в цьому випадку реактор без втручання людини може знаходитись в стабільному стані протягом 72 годин [8].

При зростанні концентрації водню під герметичною оболонкою реактора без включення додаткових систем захисту концентрація водню швидко повертається до норми. Це зумовлено тим, що на горі під куполом бетонної оболонки знаходиться ще одна система пасивного захисту, яка не потребує електроенергії та втручання людини. Це так звані рекомбінатори водню, які складаються з алюмінієвих стрижнів вкритих дрібнокристалічною платиною, що використовується в якості каталізатора для прискорення хімічної реакції окислення. Як тільки пари водню потрапляють в трубки, вони миттєво з'єднуються з молекулами кисню, що міститься в повітрі. Тому водень, що виділився, одразу перетворюється в звичайну воду. В процесі окислення виділяється тепло і кожух, в якому розміщені ці трубчасті решітки, нагрівається й починається природна циркуляція повітря – це

система з додатнім зворотнім зв'язком - чим більше кисню, тим більше іде циркуляція і тим більше ефективність даної системи (чим більша концентрація водню - тим більше вона його рекомбінує).

Саме такими найпростішими пристроями допалу водню не були оснащені пристарілі реактори "Фукусіми", хоча аналогічні конструкції вже 10 років встановлені під купол оболонки майже всіх атомних реакторів в світі [8].

У ВВЕР-1200 останнім кордоном оборони від радіоактивної магми з розплавленого реактора є «пастка розплаву», яка розташовується під реактором, і у випадку гіпотетичної аварії вона прийме на себе весь розплав з активної зони реактора (так званий «коріум», температура якого може досягати 2500 °С) – це останній пасивний рубіж безпеки, що не вимагає участі людини. Якщо розплавлене паливо пропалить нижню частину реактору, то воно стече в потужний бетонний стакан, викладений з середини тугоплавкою керамікою. Дно «пастки розплаву» наповнено термопоглинаючими матеріалами, при потраплянні на які температура розплавленого палива знижується з 2500 до 1700 °С, при цьому остаточно гальмується ланцюгова реакція і паливо охолоджується. Процес прискорює зовнішнє повітряне та водяне охолодження.

Така пасивна пастка дозволяє перетворити евтектичний сплав в певну кераміку, яка затвердіє і виходу блоку радіоактивних сполук не відбудеться.

Ще одним рубежем захисту є герметична бетонна оболонка реакторного залу (контайнмент) – фактично це багат шаровий високотехнологічний пиріг з бетону, арматури та листів надміцної сталі, що має дві самостійні оболонки - зовнішню та внутрішню. Контайнмент здатний витримати внутрішній водневий вибух, понад 0,6 МПа внутрішнього тиску та температуру близько 1000 °С майже добу. Таким чином, при повній відсутності електроенергії пасивні системи безпеки на сучасних АЕС забезпечують повне охолодження реактора протягом 3 діб [8].

Не менш важливим в плані радіаційної безпеки та фактичної утилізації радіоактивних відходів і збройного плутонію є ядерні реактори на швидких нейтронах.

При тепловій потужності 2100 МВт такий реактор має номінальну електричну потужність близько 880 МВт. Конструкція енергоблоку містить пасивні засоби впливу на реактивність, системи аварійного розхолодження через теплообмінники та піддон для збору розплавленого палива. Реактори даного типу дозволяють сформувати екологічно чистий «замкнений» ядерний паливний цикл (за рахунок «утилізації» відпрацьованого ядерного палива з АЕС на теплових нейтронах та радіоактивні відходи шляхом залучення в корисний виробничий цикл) та збільшити у 50 разів використання видобутого природного урану й інших радіоактивних матеріалів, що забезпечить атомну енергетику паливом на тривалу перспективу за рахунок його відтворення [8].

Крім реактору відносно небезпеку у відділенні являє парова турбіна – потужна теплова машина, що працює під підвищеними тиском і температурою, з високою швидкістю обертів.

При експлуатації турбіни в системах регулювання, змащення і в самій турбіні можуть виникнути серйозні несправності, що вимагають припинення подачі пари в турбіну і відключення генератора від мережі. Крім того, турбіна працює в комплексі зі складними агрегатами, як котел, реактор, регенеративні підігрівачі, а через турбогенератор з електричною мережею, в роботі яких також можуть статися порушення, які становлять загрозу для турбіни [18].

Тому парова турбіна оснащується системою захисту автоматично оберігає її від пошкоджень. Подача пара в турбіну повинна бути негайно припинена при:

- збільшенні числа обертів (частоти обертання) понад допустиму;
- неприпустимому осьовому зсуві ротора;
- неприпустимому збільшенні тиску в конденсаторі;

- аварійному зниженні тиску масла в системах змащення і регулювання;
- гідравлічних ударах в головному паропроводі, сторонньому шумі і стукоту всередині турбіни або генератора;
- при свищах або розривах паропроводу або живильного трубопроводу і ряді інших пошкоджень в роботі устаткування електростанцій [18].

У разі неспрацьовування відповідного захисту турбіна повинна бути зупинена за допомогою автомата безпеки впливом на нього вручну у самої турбіни або дистанційно з групового щита управління.

Після зупинки турбіни захистом, повторний пуск можливий тільки після з'ясування причини спрацювання, усунення виявлених порушень і впевненості в безпеці пуску [18].

Системи захисту турбіни для потужних парових турбін передбачають зупинку при досягненні наступних величин: при досягненні осьового зсуву ротора на -1,5 мм в сторону регулятора або +1,0 мм в сторону генератора (захист спрацьовує зі зривом вакууму в конденсаторах); при досягненні відносного розширення РНД-2 (ротора низького тиску) -3,0 мм (ротор коротше корпусу) або +13,0 мм (ротор довше корпусу); при підвищенні температур вихлопних патрубків ЦНТ до 90 ° С і вище; при частоті обертання ротору на 10-12% більше номінальної; при падінні рівня масла в маслобаку на величину 50 мм (необхідна негайна зупинка турбіни) [16].

Неприпустиме підвищення числа обертів (частоти обертання) ротора може статися з двох причин:

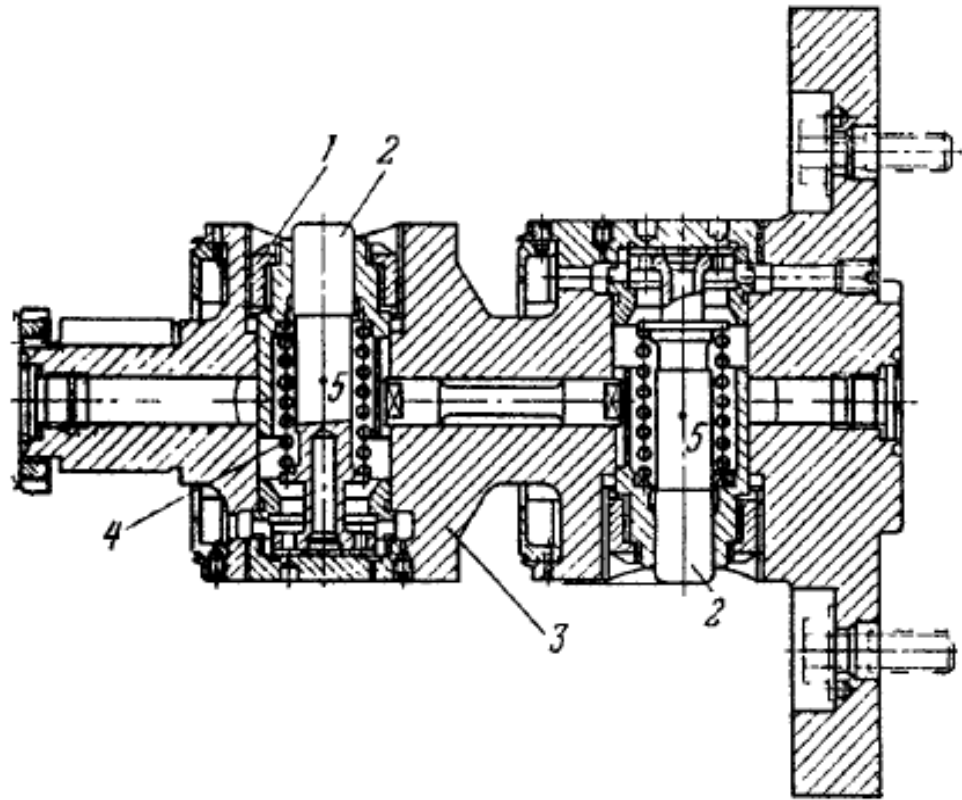
- при порушенні зв'язків (муфт) між окремими валами турбоагрегату, що мало ймовірно і виключається правильним вибором розмірів і збірки муфт;
- при відключенні електричного генератора від мережі, що в практиці експлуатації буває часто [18].

Система захисту турбіни від розгону складається з датчика, проміжних ланок і виконавчих органів. Датчиком системи є автомат безпеки (рис. 1.7).

Автомат безпеки кріпиться до валу турбіни і розташований в корпусі переднього підшипника. Основними деталями є два (для надійності) однакових бойка 2. Центри ваги 5 бойків зміщені щодо осі обертання так, що відцентрові сили прагнуть висунути бойки з отворів, чому перешкоджають стислі пружини 4. Гайкою 1 пружини автомата затягують так, щоб відцентрова сила бойка подолала зусилля пружини при частоті обертання на 10-12% більше номінальної (3300-3360 об / хв.) [18].

При надмірному осьовому зсуві ротора виникають зачіпання обертових деталей об нерухомі, що призводять до розігрівання і теплових деформацій дотичних деталей, що викликає розбалансування ротора, посилену вібрацію турбіни і прогресуючий розвиток зачіпань аж до повного її руйнування.

Реле осьового зсуву надано на рис. 1.8. Імпульсом для спрацьовування системи захисту по осьовому зрушенню служить значне переміщення гребеня упорного підшипника, наприклад, при розплавленні бабітової заливки колодок. Зазвичай застосовують датчики гідравлічного або електричного типу, спільно зі стабілізаторами напруги [18].



1 – регулююча гайка; 2 – бійки; 3 – передній кінець ротору турбіни; 4 – пружина; 5 – центр ваги бойка

Рисунок 1.7 – автомат безпеки турбіни

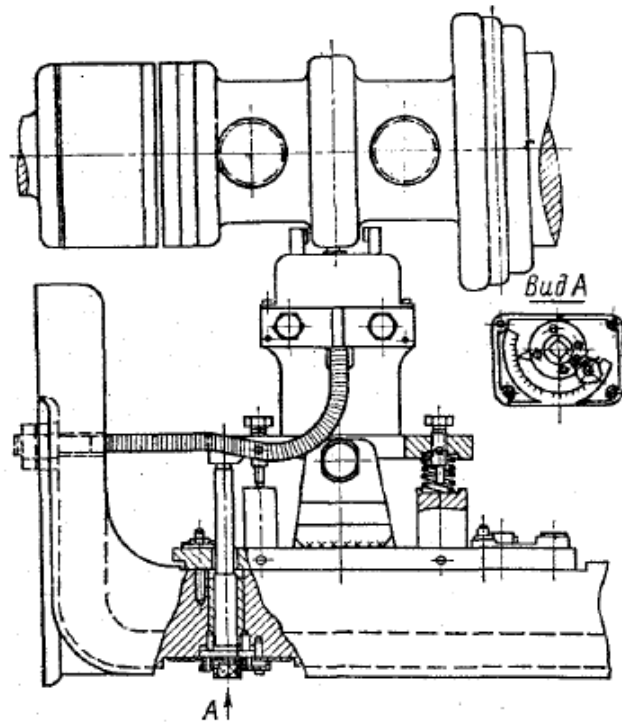


Рисунок 1.8 – Реле осьового зсуву

2 ДОСЛІДНИЦЬКИЙ РОЗДІЛ

2.1 Аналіз аварій на АЕС

2.1.1 Аварія на Чорнобильській АЕС

Чорнобильська АЕС (скорочено ЧАЕС) розташована в Україні поблизу міста Прип'ять, за 18 кілометрів від міста Чорнобиль, за 16 кілометрів від білоруського кордону і за 110 кілометрів від Києва. До аварії на станції використовувалися чотири реактори РБМК-1000 (реактор великої потужності каналного типу) з електричною потужністю 1000 МВт (теплова потужність 3200 МВт) кожен. Ще два подібні реактори будувалися. ЧАЕС виробляла приблизно десяту частку електроенергії України [19].

Катастрофу на ЧАЕС можна назвати техногенною, антропогенною, екологічною і гуманітарною. Вона трапилась в ніч на 26 квітня 1986 р. і була спричинена двома тепловими вибухами на четвертому енергоблоці, котрий був зруйнований.

Катастрофа вважається найбільшою за всю історію ядерної енергетики [20], як за кількістю загиблих і потерпілих від її наслідків людей, так і за економічним збитком.

Радіоактивна хмара від аварії пройшла над європейською частиною СРСР, більшою частиною Європи, східною частиною США. Приблизно 60 % радіоактивних речовин осіло на території Білорусі. Близько 200 000 осіб були евакуйовані із зон забруднення. Радіоактивного ураження зазнали близько 600 000 осіб, насамперед ліквідатори катастрофи. Навколо ЧАЕС створена 30-кілометрова зона відчуження [19].

В результаті чорнобильської аварії стався великий регіональний викид радіонуклідів в атмосферу з подальшим радіоактивним забрудненням навколишнього середовища. Радіоактивне забруднення торкнулося безліч європейських країн. Найбільш постраждалими виявилися три колишні республіки Радянського Союзу, в даний час Білорусь, Російська Федерація і Україна [20].

Радіонукліди, що випали поступово розпадалися і переносилися в межах атмосферного, водного, земного і міського середовищ, а також між ними. Основні викиди з четвертого енергоблоку ЧАЕС тривали десять днів і в їх склад входили радіоактивні гази, конденсовані аерозолі і велика кількість частинок палива. Загальний обсяг викидів радіоактивних речовин становив близько 14 ЕБк (станом на 26 квітня 1986 року), в тому числі 1,8 ЕБк ^{131}I , 0,085 ЕБк ^{137}Cs та інших радіоізоотопів цезію, 0,01 ЕБк ^{90}Sr і 0,003 ЕБк радіоізоотопів плутонію. Інертні гази склали близько 50% загального радіоактивного викиду [20].

До деякої міри чорнобильські викиди поширилися на великі території в Європі. Територія більше 200 000 км² в Європі була забруднена радіоактивним цезієм (більше 40 кБк ^{137}Cs на 1м²), з якої 71% припадав на три найбільш постраждалі країни (Білорусь, Російська Федерація і Україна) [20].

Розглянемо перебіг подій і причини аварії. На 25 квітня 1986 року була запланована зупинка 4-го енергоблока Чорнобильською АЕС для чергового обслуговування. Було вирішено використовувати цю можливість для проведення ряду випробувань. Мета одного з них полягала в перевірці проектного режиму, що передбачає використання інерції) турбіни генератора для живлення систем реактора в разі втрати зовнішнього електроживлення [19].

Випробування мали проводитися на потужності 700 МВт, але за наказом заступника головного інженера при зниженні потужності до 200 МВт, вона впала до 30 МВт. При швидкому зниженні потужності, і подальшій роботі на рівні 30 — 200 МВт почало посилюватися отруєння активної зони реактора ізотопом ^{135}Xe . Для того, щоб підняти потужність, з активної зони витягали частину керівних стрижнів [19].

Після досягнення 200 МВт були увімкнені два додаткові насоси, які мали служити навантаженням для генераторів під час експерименту. Величина потоку води крізь активну зону на деякий час перевищила

допустиме значення. В цей час для підтримки потужності, операторам довелося ще більше підняти стрижні. При цьому, оперативний запас реактивності виявився нижчим за допустимий, але персонал реактора про це не знав.

О 1:23:04 почався експеримент. У цю мить жодних сигналів про несправності або про нестабільний стан реактора не було. Через зниження обертів насосів, увімкнених до генератора і позитивного парового коефіцієнта реактивності, почалася тенденція до збільшення потужності (вводилася позитивна реактивність), проте система керування успішно цьому протидіяла. О 1:23:40 оператор натиснув кнопку аварійного захисту. Точна причина цієї дії оператора невідома — існує думка, що це було зроблено у відповідь на швидке зростання потужності [19, 21].

Керівні й аварійні стрижні почали рухатися донизу, занурюючись в активну зону реактора, але за декілька секунд, теплова потужність реактора стрибком зросла до невідомо великої величини (потужність зашкалювала на всіх вимірювальних приладах). Сталися два вибухи з інтервалом в декілька секунд, у підсумку яких реактор було зруйновано. Загально визнано, що спочатку стався неконтрольований розгін реактора, в результаті якого було зруйновано декілька ТВЕЛів. Це викликало порушення герметичності технологічних каналів, в яких були розташовані ці ТВЕЛи. Пара з пошкоджених каналів потрапила в міжканальний реакторний простір. В результаті там різко зріс тиск, що викликало відрив і підйом верхньої плити реактора, крізь яку проходять всі технологічні канали. Це призвело до масового руйнування каналів, скипанню одночасно у всьому об'ємі активної зони і викиду пари назовні — це був перший вибух (паровий).

Другий вибух за однією з версій - це вибух хімічної природи, тобто вибух водню, який утворився в реакторі за високої температури в результаті пароцирконієвої реакції і низки інших процесів. За іншою гіпотезою, це тепловий вибух реактора в результаті його розгону на швидких нейтронах, викликаного повним зневодненням активної зони. Нарешті, існує версія, що

другий вибух — теж паровий, тобто продовження першого; за цією версією всі руйнування викликав потік пари, викинувши з шахти значну частину графіту і палива [19].

Існує принаймні два різні підходи до пояснення причини чорнобильської аварії, які можна назвати офіційними, а також декілька альтернативних версій різної міри вірогідності.

Спочатку провину за катастрофу покладали винятково, або майже винятково, на персонал.

Грубі порушення правил експлуатації АЕС, скоєні персоналом ЧАЕС, за цією версією, полягали в наступному [19, 21]:

- проведення експерименту за будь-яку ціну, незважаючи на зміну стану реактора;
- вивід з роботи справного технологічного захисту, який просто зупинив би реактор ще до того як він потрапив би в небезпечний режим;
- замовчання масштабу аварії в перші дні керівництвом ЧАЕС.

Проте, в подальші роки пояснення причин аварії були переглянуті, у тому числі і в МАГАТЕ. Консультативний комітет з питань ядерної безпеки (INSAG) в 1993 році оприлюднив новий звіт [22], що приділяв більшу увагу серйозним проблемам в будові реактора. У цьому звіті багато висновків, зроблених 1986 року, визнано помилковими.

У сучасному викладі причини аварії такі [19, 21, 22] :

- реактор був неправильно спроектований і небезпечний;
- персонал не був проінформований про небезпеки;
- персонал допустив ряд помилок і ненавмисно порушив наявні інструкції, частково через відсутність інформації про небезпеки реактора;
- вимкнення захисту або не вплинуло на розвиток аварії, або не суперечило нормативним документам.

Реактор РБМК-1000 мав ряд конструктивних вад, які, на думку фахівців МАГАТЕ, стали головною причиною аварії. Вважається також, що

через неправильну підготовку до експерименту і помилки операторів, виникли умови, в яких ці вади проявилися на максимальному рівні. Наголошується, зокрема, що програма не була належним чином погоджена і в ній не відводилося достатньої уваги питанням ядерної безпеки. Після аварії було вжито заходів для усунення цих недоліків в даних реакторах на інших АЕС [22].

Під час роботи реактора крізь активну зону прокачується вода, яка використовується як теплоносій. У середині реактора вона кипить, частково перетворюючись на пару. Реактор мав позитивний паровий коефіцієнт реактивності, тобто чим більше пари, тим більше потужність, що виділяється за рахунок ядерних реакцій. На малій потужності, на якій працював енергоблок під час експерименту, дія позитивного парового коефіцієнта не компенсувалася іншими явищами, що впливають на реактивність, і реактор мав позитивний потужнісний коефіцієнт реактивності. Це означає, що існував додатний зворотній зв'язок — зростання потужності викликало такі процеси в активній зоні, які призводили до ще більшого зростання потужності. Це робило реактор нестабільним і небезпечним. Крім того, оператори не були попереджені про те, що на низьких потужностях може виникнути позитивний зворотній зв'язок [19, 22].

Ще небезпечнішою була помилка в конструкції керувальних стрижнів. Для керування потужністю ядерної реакції в активну зону вводяться стрижні, що містять речовину, котра поглинає нейтрони. Коли стрижень виведений з активної зони, в каналі залишається вода, яка теж поглинає нейтрони. Для того, щоб усунути негативний вплив цієї води, в РБМК під стрижнями були розташовані витискувачі з графіту. Але при повністю піднятому стрижні під витискувачем залишався стовп води висотою 1,5 метра. (Скорочений на 1,5 метра витискувач використовувався з економічних причин — він робив можливим зменшити висоту підреакторного приміщення) [19].

Під час руху стрижня з верхнього положення, у верхню частину зони входить поглинач і вносить негативну реактивність, а в нижній частині

каналу графітовий витискувач заміщає воду і вносить позитивну реактивність. У мить аварії нейтронне поле мало провал в середині активної зони і два максимуми — у верхній і нижній її частинах. За такого розподілу поля, сумарна реактивність, що вноситься стрижнями, протягом перших трьох секунд руху була позитивною. Це так званий «кінцевий ефект», унаслідок якого спрацьовування аварійного захисту в перші секунди збільшувало потужність, замість того щоб одразу зупинити реактор [19, 22].

При аналізі дій персоналу основну увагу МАГАТЕ приділяє не конкретним порушенням, а низькій «культурі безпеки». Слід зазначити, що саме це поняття фахівці з ядерної безпеки почали використовувати лише після Чорнобильської аварії. Звинувачення відноситься не лише до операторів, але і до проектувальників реактора, керівництву АЕС і таке інше. Експерти вказують на такі приклади недостатньої уваги до питань безпеки [19, 22].

- Після вимкнення системи аварійного охолодження реактора (САОР) від диспетчера «Київенерго» було отримано вказівку відкласти зупинку енергоблоку, і реактор декілька годин працював з вимкненою САОР; персонал не мав можливості знов увімкнути САОР (для цього потрібно було вручну відкрити декілька клапанів, а це потребувало б кілька годин), проте з точки зору безпеки, реактор слід було зупинити, незважаючи на вимогу «Київенерго».
- 25 квітня протягом декількох годин оперативний запас реактивності (ОЗР), за вимірами, був менший дозволеного; 26 квітня, безпосередньо перед аварією, ОЗР також (на короткий час) був меншим дозволеного. Останнє стало однією з головних причин аварії. Розробникам реактора було відомо, що при малому запасі реактивності, спрацьовування захисту може призводити до зростання потужності, відповідні зміни так і не були внесені до інструкцій. Крім того, не було засобів для оперативного контролю цього параметра.

- Після падіння потужності персонал відхилився від ухваленої програми і на свій розсуд вирішив не піднімати потужність до наказаних 700 МВт. Експерти МАГАТЕ вважають, що будь-яке відхилення від заздалегідь складеної програми випробувань, навіть в рамках регламенту, неприпустиме.

Попри те, що в новій доповіді акценти були зміщені і основними причинами аварії названі вади реактора, експерти МАГАТЕ вважають, що недостатня кваліфікація персоналу, недостатні знання про особливості реактора, які впливають на безпеку, і необачні дії також були важливими чинниками, котрі призвели до аварії.

2.1.2 Аварія на АЕС Фукусіма-1

Аварія на японській АЕС Фукусіма-1 відбулася 11 – 15 березня 2011 р. внаслідок найсильнішого в історії Японії землетрусу і цунамі [23].

Спочатку, 11.03.11 три працюючі енергоблоки були зупинені дією аварійного захисту, проте було перервано електропостачання (у тому числі від резервних дизельних електростанцій), необхідне для відводу залишкового енерговиділення реактора. 12.03 стався вибух на першому енергоблоці, у результаті зруйнувалася частина бетонних конструкцій. Причина вибуху — утворення водню внаслідок падіння рівня води в реакторі і перегріву активної зони [24].

13.03 вийшла з ладу система аварійного охолодження на блоці №3. Через відсутність всіх можливостей охолодження реактора зсередини, почалася операція по закачуванню морської води в гермооболонки 3-го енергоблоку, для охолодження корпусу реактора зовні [23].

14.03 два вибухи сталися один за одним на 3-му енергоблоці станції внаслідок скупчення водню під дахом реактора. Від вибуху звалилося зовнішнє огороження 3-го енергоблоку і було пошкоджено стелю. Відмовила система охолодження реактора № 2. Через нього також почали

прокачувати морську воду, принаймні в одному з реакторів, побудованих 40 років тому, почалося плавлення паливних елементів [23].

15.03 стався вибух на другому блоці АЕС. Причиною вибуху, як і в попередніх випадках, стало скупчення водню. У результаті вибуху було порушено цілісність гермооболонки реактора; радіоактивний матеріал викидається безпосередньо в атмосферу. Одночасно сталася пожежа на 4-му енергоблоці. Пожежу вдалося загасити, але через вибухи і пожежу стався викид радіації [23].

Фахівці, що обговорювали проблему в Фукусімі, підкреслили, що на відміну від великих аварій на атомних електростанціях, що відбулися в попередні десятиліття (на американській АЕС Three Mile Island і радянській Чорнобильській АЕС), причиною стали не проблеми з управлінням, а безпрецедентна природна катастрофа [25] .

Річард Мезерв (Richard Meserve), експерт Наукового інституту імені Карнегі (Carnegie Institution for Science), зазначив, що всі енергоблоки постраждалої АЕС успішно витримали найпотужніші підземні поштовхи. Однак вони стали жертвою цунамі. За його даними, згідно з наявними в Японії нормам, енергоблоки повинні витримувати хвилю цунамі заввишки 5,7 метра - проте 11 березня 2011 року хвилі досягли висоти 13 метрів.

У фахівців також немає претензій до реакторів BWR Mark1, що встановлені на постраждалій АЕС працювали без аварій протягом 40 років. За даними компанії-виробника GE, в світі продовжують працювати 32 BWR Mark1.

Джордж Апостолакис (George Apostolakis), високопоставлений співробітник Комісії США з ядерного регулювання (US Nuclear Regulatory Commission), який висловив свою особисту точку зору, повідомив, що в Сполучених Штатах реактори цього типу ретельно вивчаються протягом трьох десятиліть. В останні кілька років було прийнято рішення модернізувати системи їх безпеки. «Це було зроблено в США, - сказав Апостолакис, - я не знаю, чи були зроблені аналогічні заходи в Японії».

Однак без відповіді залишаються багато питань: наприклад, чому при проектуванні реакторів і плануванні роботи персоналу АЕС не були прийняті до уваги катастрофічні сценарії?

Комісія, заснована японським парламентом, розслідувала причини аварії [26, 27, 28]. Представлена доповідь стверджує, що безпосередні причини аварії були передбачувані задовго до неї, і покладає провину за подію на компанію-оператора Терса, яка не провела необхідну модернізацію станції, а також на урядові агентства з атомної енергії, які закрили очі на недотримання Терсо вимог безпеки.

Якби Фукусіма була модернізована за новим американським нормам, уведеним після терактів 11 вересня, аварію вдалося б запобігти, - стверджується в доповіді [27].

Комісія прийшла до висновку про те, що аварійна система захисту ядерного реактора спрацювала, як тільки почалася сейсмічна активність. Основна претензія, яку висувають експерти - це вразливість системи енергопостачання : саме вона вийшла з ладу, що і призвело до незворотних наслідків, в тому числі, до викиду радіації в атмосферу і в океан [26, 27, 28]. Без електрики на станції перестала працювати система охолодження реакторів, що і закінчилося вибухами, пожежами і витоком радіоактивної речовини. Дизельний генератор і інші аварійні джерела електрики були розташовані на території станції або безпосередньо поруч з нею, і через це їх практично відразу змило цунамі, вважає комісія.

Життєво важлива для роботи АЕС система подачі електрики не була диверсифікована, і починаючи з того моменту, як станція залишилася повністю знеструмленою, змінити хід ситуації було вже неможливо [26, 27, 28].

Імовірність втрати зовнішнього електропостачання була спочатку врахована в проекті станції, яка на цей випадок мала 13 дизельних електрогенераторів і комплекти батарей постійного струму. Дані системи були успішно включені в роботу після проходження землетрусу, яке по-

видимому не зробило значного впливу на їх функції. Однак розташування більшої частини обладнання в підвальних приміщеннях призвело до того, що після затоплення майданчика хвилею цунамі резервне електропостачання станції було фактично втрачено. Тільки енергоблок № 6 зберіг джерела змінного і постійного струму, а на енергоблоках 3 і 5 було доступно лише живлення від батарей [29].

Повне знеструмлення станції (включаючи відмову резервних джерел), істотно вплинуло на розвиток подій, що не розглядалося в проекті станції, що однак, за заявою МАГАТЕ, характерно для більшості експлуатованих в даний час АЕС [29].

До першого вибуху ніхто із співробітників станції або персоналу кризових центрів не підозрював про можливість вибуху водню за межами захисної оболонки. Більш того, такий сценарій не розглядався в документах МАГАТЕ або АЯЕ / ОЕСР [29].

2.2 Огляд протиаварійних заходів

У 2012 р. робоча група по гармонізації реакторів (RHWG) Асоціації західноєвропейських органів ядерного регулювання (WENRA) представила звіт. У звіті розглядаються деякі основні уроки, які були вилучені після аварії на АЕС «Фукусіма-1». Головним засобом для запобігання аварій на АЕС і пом'якшення наслідків аварій в разі їх виникнення є застосування концепції глибокоешелонованого захисту [39].

Ця концепція призначена для запобігання ескалації очікуваних при експлуатації подій і підтримки ефективності фізичних бар'єрів, передбачених між джерелом випромінювання або радіоактивними матеріалами і працівниками, населенням або навколишнім середовищем. Рівні глибокоешелонованого захисту встановлені для охоплення різних подій, які необхідно врахувати при проектуванні і експлуатації АЕС. Даний підхід спрямований на забезпечення надійних засобів для виконання кожної з наступних основних функцій безпеки : управління реактивністю; відведення

тепловиділень від реактора або басейну витримки; локалізація радіоактивних матеріалів, захист від радіації, а також обмеження аварійних викидів.

В контексті плану аварійної готовності, навколо атомних електростанцій встановлюються зони, в межах яких передбачаються умови для прийняття екстрених захисних заходів (укриття, евакуація, йодна профілактика) в разі аварії. Документи МАГАТЕ GS-R-2 (2002) і GS-G-2.1 (2007) визначають наступні зони: зона запобіжних заходів (ЗЗЗ, з передбачуваним радіусом 3-5 км для реакторів потужністю понад 1000 МВт); зона планування надзвичайних захисних заходів (ЗПНЗЗ, з пропонованим радіусом 5-30 км для реакторів потужністю понад 1000 МВт).

У Стокгольмі 22.10.2014 року затверджено підхід HERCA-WENRA для кращої транскордонної координації захисних заходів на ранній стадії ядерної аварії. Мета підходу HERCA-WENRA полягає у наступному :

- координація та узгодження дій з реагування між сусідніми країнами на ранній фазі аварії;
- розробка механізмів для кращої транскордонної координації захисних заходів незалежно від причини та сценарію розвитку аварії;
- використання спрощених схем для обрання захисних заходів на початковій стадії малоймовірної важкої аварії в умовах недостатності інформації.

Загальний механізм підходу HERCA-WENRA щодо висвітлення та підвищення ефективності транскордонного співробітництва за координації захисних дій на ранній стадії ядерної аварії не залежить від сценарію аварії. Підхід HERCA-WENRA поділяється на 3 етапи: етап готовності, рання фаза та пізніша фаза. Цей підхід спирається на принципи спільного технічного розуміння, координації і взаємної довіри. Вона не пропонує єдиного транскордонного механізму. Основна стратегія – це мета на узгодження реакції між сусідніми країнами або сусідніми територіями, що підтримується раннім інформаційним обміном з використанням існуючих двосторонніх і міжнародних домовленостей. 12 липня 2018 р. в Києві відбулася прес-

конференція «Досвід впровадження в Україні RODOS – Європейської системи підтримки прийняття рішень у разі радіаційних аварій» в рамках проекту ЄС «Розширення системи підтримки прийняття рішень RODOS в Україні для Чорнобильської зони відчуження». RODOS є комп'ютерною системою підтримки прийняття рішень (СППР RODOS) реагування на надзвичайну ситуацію. Вона працює як науковий інструмент для того, щоб показати звідки, скільки, в якому напрямку, коли і яким чином переносяться частки в повітрі або водному середовищі. Зараз система RODOS успішно впроваджена в більш ніж 20 європейських країнах. Вона тісно пов'язана з автоматичними системами контролю радіаційної обстановки (АСКРО). В Україні RODOS прогнозує радіаційну обстановку навколо чотирьох діючих АЕС і прилеглих до них територій, в Чорнобильській зоні відчуження та ін. Під час реагування на пожежу в зоні відчуження, з метою визначення точок відбору проб повітря була застосована Європейська система підтримки прийняття рішень. Результати фактичних вимірювань збігаються з прогнозними оцінками і підтверджують їх правильність та дозволяють в подальшому аналізувати ситуацію виключно на основі розрахунків СППР RODOS. Активна участь України в нових ініціативах асоціації WENRA, використання системи СППР RODOS для контролю рівня радіації дозволить наблизитися до європейських стандартів регулювання ядерної та радіаційної безпеки на діючих АЕС та ін. об'єктах Держатомрегулювання [39].

2.2.1 Захист від вибуху водню

Одна з небезпек, що можуть виникнути при аварії на АЕС – накопичення і вибух водню (що сталося на Фукусімі-1).

Виділення водню можливе завдяки пароцирконієвій реакції. Це екзотермічна хімічна реакція між цирконієм і водяною парою, яка проходить при високих температурах [30].

Зокрема, реакція може відбуватися в активній зоні ядерного реактора з водяним теплоносієм і/або сповільнювачем при її перегріванні в умовах контакту цирконієвих конструкційних елементів з водою.

Сплави цирконію є найбільш поширеним конструкційним матеріалом тепловидільних збірок, в яких використовується ядерне паливо в реакторах. У разі тяжкої аварії з порушенням відведення тепла паливо може розігрітися до великих температур за рахунок залишкового тепловиділення зупиненого реактора. В активній зоні навіть некиплячих реакторів при цьому утворюється пара, яка по досягненні 861°C вступає в реакцію з цирконієм. У результаті утворюється водень в кількості близько 0,491 літр на грам цирконію, що прореагував, і виділяється велика кількість тепла — 6530 кДж/кг [30].

Реакція проходить відповідно до рівняння :



Реакція починається приблизно при 861°C, а при 1200°C починає розвиватися дуже швидко (оскільки теплота, що виділяється, додатково розігріває цирконій) і стає самопідтримуваною [31].

Швидкість реакції істотно залежить від температури, кількості пари, що підводиться до поверхні реакції, і часу реакції. Причому в реальних умовах кількість пари, що підводиться, значно нижча, ніж розрахункова, оскільки підведення пари до поверхні утруднене. У реакції беруть участь лише близькі до поверхні шари пари, при цьому водень, що утворюється в результаті реакції, перешкоджає підведенню пари до поверхні. На поверхні утворюється плівка ZrO_2 , яка також гальмує реакцію [30].

Крім виділення водню і тепла, реакція супроводжується покрихченням оболонок ТВЕЛів і зменшенням її початкової товщини за рахунок окиснення цирконію. Приблизно за 10-12 хвилин після початку самопідтримуваної пароцирконієвої реакції оболонка ТВЕЛУ окислюється на товщину 0,10 - 0,15 мм з розігрівом до температури її плавлення.

При експериментах вже на ранній стадії спостерігалася серйозна деформація ТВЕЛів, при невеликому перевищенні температури плавлення цирконію в каналах теплоносія утворюються пробки (блокади) [30, 31]. Навіть при порівняно невеликій швидкості перебігу реакції кількість тепла, що виділилося, порівнянна з залишковим тепловиділенням зупиненого реактора, таким чином посилення нагріву палива в результаті реакції дуже суттєве [31].

В результаті вступу в реакцію більшої частини цирконію може утворюватися кількість водню, обчислювана тисячами кубометрів. Це надзвичайно небезпечно як з точки зору вибухо- і пожежонебезпеки, так і з точки зору утворення в контурі реакторної установки газових пухирів, які перешкоджають циркуляції теплоносія, що може посилити аварію через припинення теплоснімання з палива [30, 31].

Виникнення пароцирконієвої реакції можливе лише при перегріві активної зони, це є загальним питанням безпеки реакторів. У разі ж виникнення такої важкої аварійної ситуації, існують системи безпеки.

Основним засобом недопущення утворення в контурі реакторної установки газових пухирів є системи аварійного парогазовидалення. На американській АЕС ТМІ-2 така система була відсутня, тому гази, що зібралися в різних частинах устаткування і в самому реакторі, переважно водень, перешкодили виникненню в контурі природної циркуляції після вимушеного вимкнення головних циркуляційних насосів, внаслідок чого аварія переросла у вкрай важку [30].

Іншою важливою системою безпеки, пасивною, є гермооболонка. У водо-водяних реакторів вона дуже великого розміру, десятки тисяч м³, тому досягти вибухонебезпечної концентрації при скиданні водню з реактора та іншого обладнання в ній вкрай важко. Під час аварії на ТМІ-2, наприклад, незважаючи на третину палива, що окислилося, в гермооболонці спостерігалися лише локальні загоряння водню, що не призвели до серйозних наслідків. В киплячих реакторах розмір гермооболонки істотно менший. Це

пояснюється тим, що проблема основної аварії, на яку розраховуються гермооболонки - аварія з втратою теплоносія - вирішується в гермооболонках киплячих реакторів по-іншому, за допомогою об'ємного бака-барботера, куди скидається пара у разі аварії. У ранніх конструкціях контейнментів (Mark 1, Mark 2) киплячих реакторів для вирішення проблеми скупчення водню суха шахта реактора заповнюється інертним газом (наприклад, чистим азотом), у більш пізніх, починаючи з Mark 3 - оснащується системою допалювання водню [30]. При аварії на АЕС Фукусіма постраждали енергоблоки з контейнментом типу Mark 1. Накопичення водню у вторинній гермооболонці призвело до вибуху в ній на енергоблоках 1 і 3. На енергоблоці 2 вибух стався в районі бака-барботера. На енергоблоці 4 вибух водню стався в районі басейну витримки палива [25, 29].

Відомим нововведенням, призначеним для вирішення проблеми скупчення водню при важких аваріях, є каталітичні рекомбінатори водню (пасивна система безпеки). Їх можна встановлювати і на блоках, що вже працюють (на багатьох по всьому світу вони вже встановлені), в обов'язковий набір елементів вони входять в нових проектах [32].

Накопичення водню до вибухонебезпечної концентрації на Фукусімі можна було уникнути установкою таких рекомбінаторів - пристроїв, які у великій кількості встановлюються по всьому гермооб'єму і забезпечують зниження концентрації водню при аваріях з його виділенням до вибухобезпечного рівня. Рекомбінатори не вимагають джерел енергії і команд на включення - при досягненні невеликої концентрації водню (0,5-1,0%) процес його поглинання рекомбінаторами починається спонтанно [32].

Як каталізатори можуть використовуватися паладій, платина, осмій, іридій, рутеній, родій.

З новітніх розробок можна відзначити використання гідроксиду алюмінію $Al(OH)_3$, що осаджується в суспензії наночастинок діоксиду цирконію. Каталізатор утворюється на основі наночасток діоксиду цирконію та нанокompозиту, що складається з аморфного оксиду алюмінію і

наночастинок діоксиду цирконію в кількості 10-50 мас.%, при цьому розмір наночастинок діоксиду цирконію становить 15-20 мкм [33].

2.2.2 Захист від підвищення тиску і температури

Для виконання функції зниження параметрів (тиску і температури) всередині захисної оболонки призначена спринклерна система.

Спринклерна система забезпечує впорскування в повітряний простір під захисною оболонкою розчину борної кислоти (борованої води) з температурою до 70° С і витратою 300 т / год. на один спринклерний колектор, для цього використовуються насоси системи охолодження басейну витримки [34].

При збільшенні тиску під оболонкою вище 0,03 МПа автоматично включаються в роботу насоси системи охолодження басейну витримки і відкриваються встановлені на напорі насосів засувки. Борована вода починає надходити з басейну витримки по спринклерних трубопроводах з розташованими на них форсунками, що забезпечують рівномірне розбризкування розчину борної кислоти в простір під захисною оболонкою. Через деякий час після початку аварії рівень борованої води в басейні витримки знижується до мінімального, при якому відбувається автоматичне перемикання насосів на роботу з напрямка гермооб'єму.

Система аварійного введення бору також призначена для забезпечення підкритичності активної зони в умовах відмови системи управління і захисту реактора і для здійснення уприскування борного розчину в компенсатор тиску в режимі течії з першого контуру в другий для зниження тиску.

При запроектних аваріях (неспрацювання аварійного захисту реактора в аварійних режимах) система аварійного введення бору виконує функцію подачі в перший контур борного розчину для швидкого переведення реакторної установки в підкритичний стан

При аварії, пов'язаної з течією з першого контуру в другий, теплоносій першого контуру потрапляє в аварійний парогенератор. При цьому можуть

відкритися клапани на стороні основних паропроводів, скидання яких здійснюється в атмосферу, таким чином, може відбуватися викид радіоактивних речовин. Щоб обмежити обсяг викидаються радіоактивних речовин, тиск в системі першого контуру повинен бути знижений. Для цього тиск в компенсаторі зменшується шляхом уприскування борного розчину в паровий простір компенсатора тиску.

Система захисту першого контуру від перевищення тиску призначена для запобігання неприпустимого підвищення тиску теплоносія в обладнанні та трубопроводах при проектних і запроектних аваріях за рахунок роботи імпульсних запобіжних пристроїв (ІЗП), встановлених на трубопроводі скидання пари з парового простору в барботер.

Крім функції захисту першого контуру від перевищення тиску ІЗП забезпечують виконання процедури управління запроектною аварією і ослаблення її наслідків за рахунок додаткової лінії управління головним клапаном, що входить до складу ІЗП і дозволяє знижувати тиск в першому контурі до 1,0 МПа при дистанційному управлінні.

У холодному стані реактору ІЗП спільно з іншими захистами і адміністративними заходами, передбаченими проектом, виконують функцію щодо захисту обладнання від перевищення тиску при низькій температурі.

Система захисту другого контуру від перевищення тиску призначена для запобігання підвищенню тиску в парогенераторах і паропроводах свіжої пари більш регламентованого значення 1,15 від робочого тиску парогенераторів.

На ВВЕР система складається з восьми ІЗП, встановлених по два на кожному паропроводі від ПГ в межах парової камери.

Критерієм виконання системою своїх функцій є забезпечення таких вимог [34]:

- не допускати зростання тиску в парогенераторах в аварійних режимах вище 8,9 МПа;

- клапани повинні спрацьовувати і при відсутності електроживлення;
- забезпечувати захист другого контуру від зростання тиску в парогенераторі понад допустимого при непрацюючих швидкодіючих редуційних пристроїв скидання пари в атмосферу (БРП-А) і в конденсатор (БРП-К).

Число ІЗП вибирають на одну одиницю більше того числа, яке забезпечує необхідне скидання тиску в парогенераторах.

У режимах нормальної експлуатації система захисту від перевищення тиску не функціонує і перебуває в стані очікування, проходячи періодичні перевірки і випробування згідно з технологічним регламентом.

У режимі знеструмлення енергоблоку система працездатна, оскільки має надійне енергопостачання від системи аварійного електроживлення І категорії, а також може спрацьовувати як клапан прямої дії.

На паропроводах від кожного парогенератора встановлено по два запобіжних клапана, що мають різні уставки спрацьовування [34].

В АЕС на важководних реакторах герметичні оболонки, в яких знаходиться обладнання першого контуру і парогенератори, з'єднані з окремою спеціальною «вакуумною» спорудою об'ємом 82 000 м³, у якій підтримується розрідження 7 кПа. У випадку аварії з підвищенням тиску в гермооболонці одного з блоків, відбувається розрив мембрани на трубопроводі і аварійний блок з'єднується з вакуумною спорудою. Таким чином надлишковий тиск повністю скидається менш, ніж за 30 секунд, навіть у разі непрацювання аварійних систем енергоблоків. Гермооболонки і вакуумні споруди оснащені спринклерними (розпилювальними) та вентиляційними системами для конденсації пари і зниження тиску. Також у вакуумній споруді є додатковий бак з аварійним запасом води для цих цілей [36]

2.2.3 Система аварійного розхолодження парогенераторів

Система аварійного розхолодження парогенераторів призначена для відводу залишкових тепловиділень активної зони реактора і розхолодження реакторної установки в аварійних ситуаціях, пов'язаних [34]:

- із знеструмленням або втратою можливості нормального відводу теплоти в другому контурі, включаючи течі паропроводів і поживних трубопроводів ПГ;
- із розущільненням першого контуру, включаючи розрив трубопроводу ГЦК і текти з першого контуру в другий.

Крім того, трубопроводи та обладнання даної системи є бар'єром, що перешкоджає виходу радіоактивності за встановлені проектом межі при аварії з течею з першого контуру в другий.

Система забезпечує аварійне розхолодження в наступних ситуаціях [34].

1. При виникненні аварії з підвищенням у ПГ тиску до 8,1 МПа здійснюється автоматичний запуск системи в режим підтримки у ПГ тиску 6,8 МПа. За поданим сигналом проходить команда на запуск насоса в тому каналі, де має місце підвищення тиску до 8,1 МПа. Одночасно за вказаними сигналами відбувається автоматичне відкриття електроприводної арматури на всмоктувальних і напірних трубопроводах насоса аварійного розхолодження.

Регулюючий клапан на напірному трубопроводі насоса забезпечує автоматичну підтримку в ПГ тиску на рівні 6,8 МПа.

При необхідності подальшого розхолодження парогенераторів оператор переводить регулятор аварійного розхолодження ПГ (регулюючий клапан на напірному трубопроводі насоса) з режиму підтримки постійного тиску в режим підтримки заданої швидкості (30°C/год.) розхолодження парогенераторів.

При збільшенні температури середовища на виході з аварійного конденсатора ПГ вище 75°C регулятор на напірному трубопроводі насоса автоматично переходить в режим підтримки температури на виході з теплообмінника.

2. При виникненні аварії із критичним зниженням рівня в парогенераторі при температурі більше 150°C здійснюється автоматичний запуск системи в режим підтримки в ПГ тиску, рівного 6,8 МПа. Система функціонує аналогічно роботі при підвищенні тиску до 8,1 МПа.

3. При зниженні тиску в ПГ до 5,63 МПа і різниці температур насичення в першому і другому контурах $> 70^{\circ}\text{C}$ (при аварії з течами другого контуру і подальшим підвищенням тиску в ПГ до 7,2 МПа) здійснюється автоматичний запуск системи в режим підтримки в ПГ тиску, рівного 6,8 МПа. Система функціонує аналогічно роботі при підвищенні тиску в ПГ до 8,1 МПа. У разі розриву основного паропроводу за швидкодіючою відсічною арматурою на паропроводі ПГ ця арматура закривається, що виключає можливість втрати середовища в системі другого контуру.

4. При виникненні аварії з течами другого контуру і подальшим зниженням тиску в ПГ до 5,14 МПа аварійний ПГ відсікається арматурою.

5. При виникненні аварії з течею з першого контуру в другий здійснюється автоматичний запуск системи в режим розхолодження ПГ зі швидкістю $60^{\circ}\text{C}/\text{год}$. лише в каналах неаварійних ПГ. Аварійний ПГ відсікається арматурою. В іншому система функціонує аналогічно роботі при підвищенні тиску в ПГ до 8,1 МПа.

2.2.4 Гермооболонка

Гермооболонка (контейнмент) - пасивна система безпеки енергетичних ядерних реакторів, головною функцією якої є запобігання виходу радіоактивних речовин в навколишнє середовище при важких аваріях (рис.2.1, 2.2, 2.3) [35].

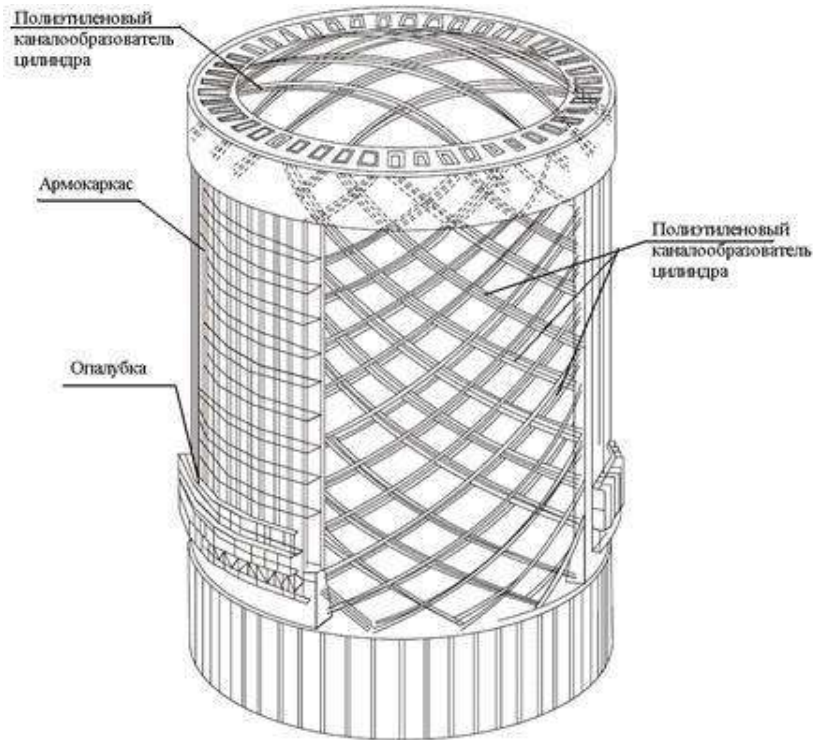


Рисунок 2.1 – Герметична оболонка (котейнмент) першого контуру



Рисунок 2.2 – Контейнмент у процесі монтажу

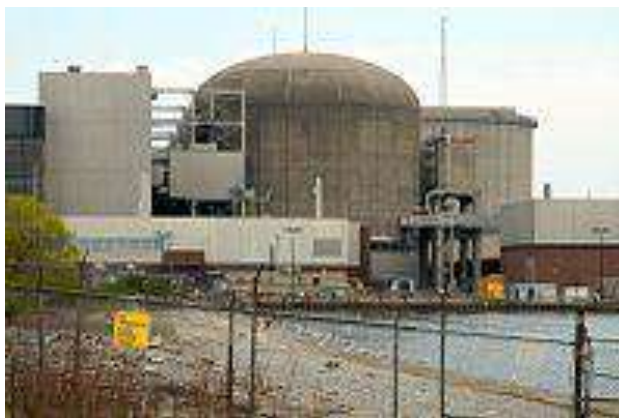


Рисунок 2.3 – Енергоблок АЕС у гермооболонці

Друга функція гермооболонки – захист від зовнішніх впливів – землетрусів, цунамі, ураганів, терактів, ракетних ударів тощо.

Гермооболонка є масивною спорудою особливої конструкції, в якій розташовується основне обладнання реакторної установки. Гермооболонка є найбільш характерним в архітектурному плані і найважливішим з точки зору безпеки будівлею атомних електростанцій, останнім фізичним бар'єром на шляху поширення радіоактивних матеріалів та іонізуючих випромінювань [36].

У гермооболонці водо-водяних реакторів розташовується основне обладнання реакторної установки: реактор, циркуляційні петлі першого контуру, головні циркуляційні насоси, парогенератори, а також центральний зал, басейн витримки відпрацьованого палива, деякі допоміжні системи та інше обладнання [36].

Для водо-водяних реакторів головним чинником, що обумовлює важливість гермооболонки, є необхідність сприйняття навантаження через підвищення тиску, пов'язаного з розривом трубопроводів першого контуру. У контейменті завжди підтримується невелике розрідження для пом'якшення дії ударної хвилі. Головною допоміжною системою є спринклерна система, що забезпечує розпилення холодної води з форсунок під куполом для конденсації пари і зниження таким чином тиску. Гермооболонка як правило, розрахована на внутрішній тиск 0,5 МПа.

Гермооболонки водо-водяних реакторів мають великі розміри: зазвичай обсяг від 75 000 до 100 000 м³ [35].

Більшість сучасних контейментів (близько 95%) - оболонкові споруди різного розміру з бетону, армованого чи попередньо-напруженого, найчастіше циліндричної форми.

Найчастіше гермооболонки мають допоміжне обладнання : локалізуючі системи безпеки для конденсації пари і зниження таким чином тиску, спеціальні вентиляційні системи, оснащені фільтрами очищення від радіоактивних ізотопів йоду, цезію і інших продуктів поділу [36].

Існує два підходи до конструкції гермо оболонок :

- одиночна оболонка з внутрішнім металевим облицюванням. Найбільш поширені, використовуються в більшості країн, в тому числі в США, Японії, Україні. Мають в основному циліндричну форму, для більшості німецьких проектів характерна сталева оболонка напівсферичної форми.
- подвійна, часто з великим простором між оболонками, із внутрішнім металевим облицюванням або без нього (так званий «французький» варіант). Зовнішня, що не напружена, оболонка служить для захисту від зовнішніх впливів, а внутрішня, попередньо-напружена, для локалізації аварій з розгерметизацією першого контуру [36]. У Франції для реакторів потужністю від 1300 МВт використовуються подвійні оболонки, також вони застосовуються в останніх енергоблоках в Бельгії [37].

2.3 Аналіз профзахворюваності

За даними [38] серед профзахворювань робітників АЕС переважають віброшумові ураження і захворювання шкіри, що викликані дією хімічних речовин (табл. 2.1). Зі цих даних не ясно, що мається на увазі під віброшумовими ушкодженнями, і чому наслідки дії вібрації і шуму (тобто

шкідливих факторів, що по-різному впливають на організм і викликають різні захворювання) об'єднані. Не ясно також, що мається на увазі під захворюваннями, викликаними дією радіоактивних речовин : детерміновані чи стохастичні ефекти, або обидві види ефектів загалом.

Таблиця 2.1 – Розподіл професійних захворювань робітників АЕС за даними [38]

Профзахворювання	Частина від загальної кількості, %
Вібраційні і шумові ушкодження	30
Захворювання шкіри, що викликані дією хімічних речовин	30
Захворювання органів дихання	18
Захворювання, викликані дією радіоактивних речовин	5
Інші	17

Розглянемо, які профзахворювання мають відносно високу імовірність мати місце серед робітників атомних електростанцій. Для цього використаємо офіційний перелік профзахворювань [40]. Найімовірніші захворювання надані у табл. 2.2.

Таблиця 2.2 – Професійні захворювання, що можливі серед робітників АЕС

Найменування захворювання	Код згідно з Міжнародною статистичною класифікацією хвороб та споріднених проблем (МКХ-10)	Небезпечні та шкідливі речовини і виробничі фактори
1	2	3
Токсичне ураження органів дихання: ринофаринголарингіт, ерозія, перфорація носової перетинки, трахеїт, бронхіт, пневмоніт, тощо	J68-J70	Азотна кислота, сірка та її сполуки, хлор та його сполуки тощо

Продовження таблиці 2.2

1	2	3
Кон'юнктивіти (гострий, хронічний)	H10.9	Азотна кислота, сірка та її сполуки, хлор та його сполуки тощо
Кератокон'юнктивіт	H16.2	Азотна кислота, сірка та її сполуки, хлор та його сполуки тощо
Епідерматоз	L25.9	Бензин, гас, уайт-спірит, мастильно-охолоджувальні рідини та мастила, кислоти, луги, органічні розчинники, хлорне вапно, солі важких металів, клеї тощо
Контактний дерматит		
Токсикодермія		
променева хвороба гостра	W88	Одноразовий короткочасний загальний вплив зовнішніх іонізуючих випромінювань або надходження усередину організму значної кількості радіоактивних речовин та їх сполук
променева хвороба хронічна		Вплив іонізуючої радіації у дозах, що перевищують допустимий рівень для професійного опромінення
місцеві променеві ураження (гострі або хронічні)		Зовнішній локальний вплив іонізуючих випромінювань радіоактивних речовин
Катаракта	H26.8	Гамма-випромінювання, нейтронне випромінювання

Закінчення таблиці 2.2

Перегрівання: гостре (тепловий удар, теплова непритомність, теплові судоми тощо) та хронічне (вегетативно-судинна дисфункція з порушенням терморегуляції, електролітного обміну тощо)	T67	Нагрівальний мікроклімат
Нейросенсорна приглухуватість	H903	Високий рівень звукового тиску
Пухлини шкіри	C44	Вплив іонізуючих випромінювань
Пухлини печінки	C22	Контакт з радіоактивними речовинами
Лейкози	C91 – C96	Вплив різних видів іонізуючої радіації
Неходжкінські лімфоми	C83	Тривалий контакт з радіоактивними речовинами
Пухлини сечового міхура	C67	Радіоактивний цезій
Пухлини кісток	C40	Тривалий контакт з остеотропними радіоактивними речовинами (радій, стронцій, плутоній)

С. Яблон зі співавторами досліджував зв'язок смертності від лейкемії та інших видів злоякісних новоутворень з ядерними об'єктами США за період 35 років [41]. При цьому не було зафіксовано зростання смертності від цих захворювань. Автори кажуть : «Ми не можемо стверджувати, що ядерні установки взагалі не є причиною смерті від раку осіб, що живуть поблизу них. Однак можна зробити висновок, що якщо ядерні установки являють собою ризик для населення, що живе поблизу від них, то цей ризик дуже малий для того, щоб його можна було виявити в обстеженні такого типу».

Що стосується проявів детермінованих і стохастичних ефектів дії іонізуючих випромінювань на робітників АЕС (за нормальної роботи станції),

більшість авторів вважають можливим знехтувати ними. Це суперечить даним [38].

Гюнтер [42] відзначає, що для працівників підприємств атомної галузі характерний високий рівень професійного стресу : понад 60% осіб в обстеженій вибірці були схильними до професійного стресу, при цьому у більшості з них були виявлені прояви синдрому «професійного вигорання».

Хоча цей синдром не включений до переліку профзахворювань [40], його можна вважати професійно обумовленим захворюванням для робітників АЕС.

Бобров А.Ф. зі співавторами [43] відзначає, що за останні роки не виявлялись детерміновані та стохастичні ефекти іонізуючих випромінювань, а рівень травматизму на АЕС в 80 разів нижчий, ніж взагалі у промисловості. Тому на високотехнологічних підприємствах атомної галузі в силу відсутності на них професійних захворювань, пов'язаних з впливом іонізуючого випромінювання, і низького рівня виробничого травматизму, дані показники недоцільно включати в оцінку індивідуального професійного ризику.

Для працівників атомної галузі основною причиною професійно обумовлених захворювань є підвищений рівень психоемоційного напруження (виробничий стрес), який може бути пусковим механізмом розвитку серцево-судинної патології, захворювань шлунково-кишкового тракту, опорно-рухового апарату та ін. [43].

За Міжнародною статистичною класифікацією хвороб та споріднених проблем (МКХ-10) стрес включений під кодами : Z73 – Стрес, пов'язаний з труднощами керування своїм життям; F43.0 – Гостра реакція на стрес; F43.1 – Посттравматичний стресовий розлад; F43.2 – Розлад пристосувальних реакцій; F43.8 – Інші реакції на важкий стрес [44].

Підсумовуючи, можна відзначити низький рівень травматизму і профзахворювань в атомній енергетиці. Уваги потребують професійно

обумовлені захворювання, перш за все, пов'язані зі стресом і «професійним вигоранням».

ЗПРОЄКТНИЙ РОЗДІЛ

3.1 Захист реакторного відділення

3.1.1 Подвійна захисна оболонка

На основі викладеного у попередніх розділах, проектуємо декілька ступенів захисту реактору ВВЕР-1000 у випадку аварії :

- подвійна гермооболонка (контейнмент) реакторного відділення;
- система аварійного парогазовидалення;
- система аварійного охолодження активної зони;
- рекомбінація водню;
- пастка для розплавленого матеріалу.

При будівництві АЕС з реакторами типу ВВЕР щодо герметичних оболонок використовуються наступні рішення [46]:

- Одиначні залізобетонні переднапружені циліндричні оболонки з пологим сферичним або еліпсоїдним куполом (і карнизної частиною), а також з напівсферичним куполом. Діаметр при потужності реактора 900-1000 МВт - 40-45 м, висота 60-70 м, товщина до 2000 мм. Зсередини оболонка в більшості випадків має сталеве герметизуюче облицювання.

- Подвійні (двобар'єрні) циліндричні залізобетонні оболонки з пологим сферичним і напівсферичним куполом (зовнішня оболонка) на загальній залізобетонній плиті (рис. 3.1). Рішення і розміри внутрішньої оболонки аналогічні одинарної. Зовнішня оболонка розраховується на зовнішні впливи, виконується без попереднього напруження і має товщину 500-800 мм при діаметрі до 55 м і висоті до 80 м (потужність реактора 900-1500 МВт). Основне призначення внутрішньої оболонки - утримати радіоактивні парогазові і аерозольні продукти аварії при розрахунковому тиску (в залежності від особливостей АЕС до 0,4-0,5 МПа). Ширина повітряного зазору між оболонками 1,5-2,0 м. У зазорі системою вентиляції

підтримується тиск нижче атмосферного. Тут збираються і відводяться на фільтри газові протікання з внутрішньої оболонки.

- Подвійні оболонки з металу і залізобетону. Зовнішня - залізобетонна циліндрична оболонка з напівсферичним куполом. Діаметр і висота близько 60 м, товщина 1800-2000 мм (потужність реактора 1200-1300 МВт). Внутрішня сталева сферична - діаметром до 55-60 м при товщині 30-40 мм. Нижня частина сфери закладена в залізобетонні конструкції фундаментної частини.

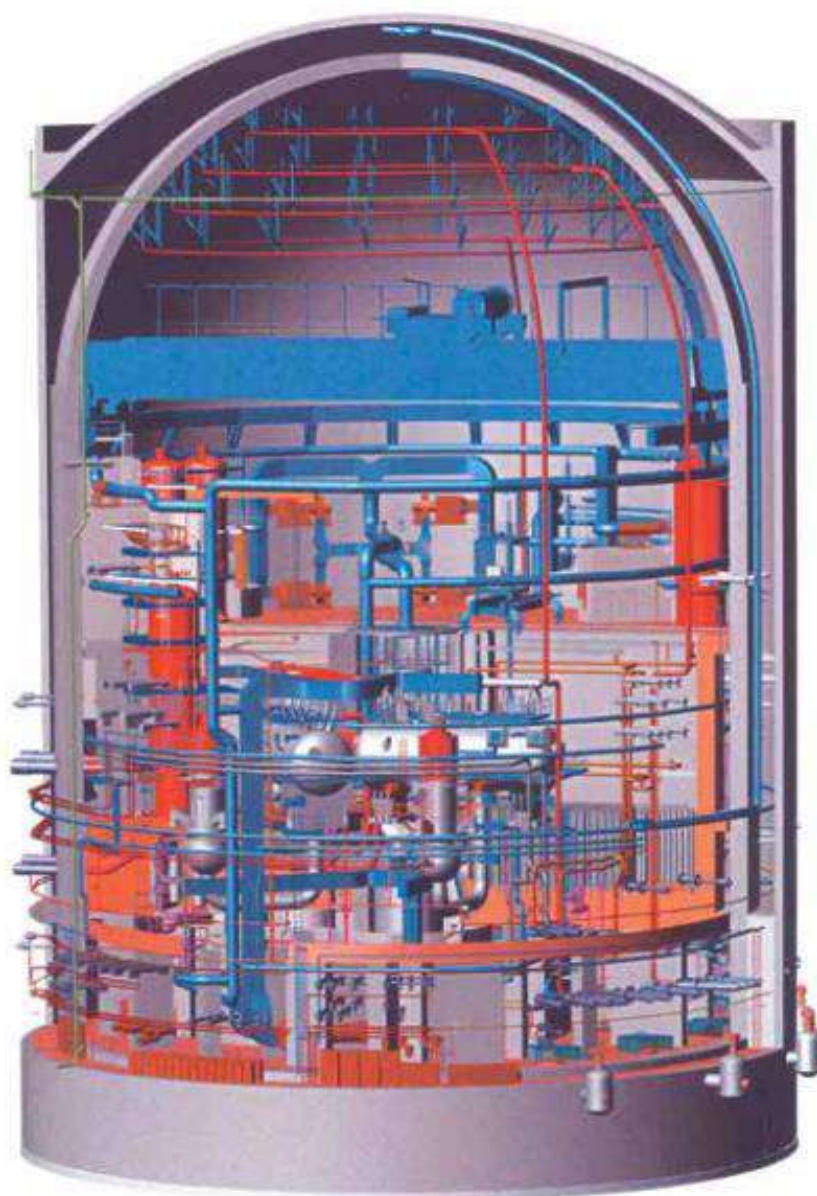
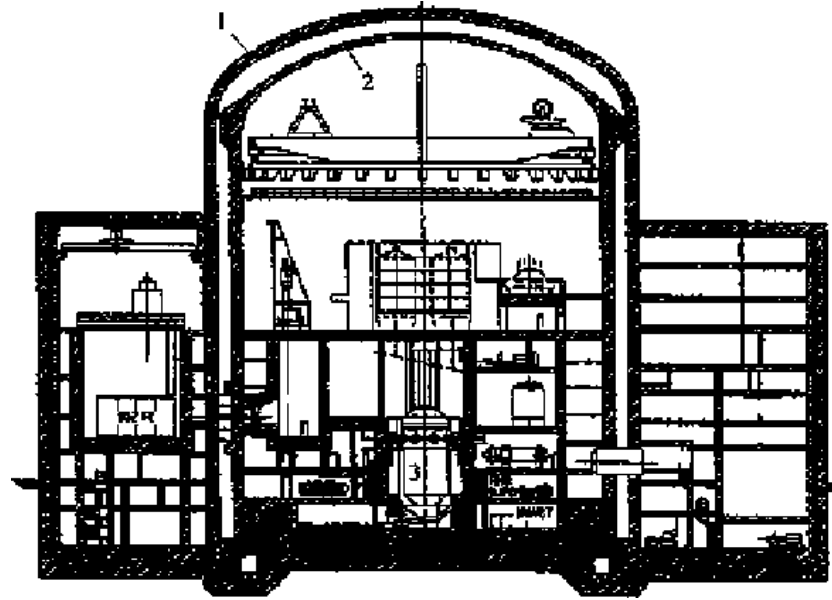


Рисунок 3.1 – Подвійний контейнмент [45]

В цілому подвійні оболонки є більш надійними, ніж одинарні, і в даний час при будівництві АЕС застосовують переважно двобар'єрні залізобетонні оболонки [47] (рис. 3.2).



1 – зовнішня оболонка; 2 – внутрішня оболонка

Рисунок 3.2 – Реакторне відділення енергоблоку з подвійною гермооболонкою

При цьому внутрішня оболонка розраховується на підвищений тиск при аварії, і щоб уникнути розкриття тріщин і витoku газоподібних радіоактивних продуктів, виконується попередньо напруженою. Напружувані пучки арматурних канатів простягають всередині металевих або полімерних каналоутворювачів діаметром до 270 мм, закладених в бетон. Внутрішні залізобетонні оболонки всіх сучасних АЕС споруджуються зі сталевим облицюванням.

Зовнішня залізобетонна оболонка призначена для захисту реакторних установок від зовнішніх небезпек, в тому числі вибухової хвилі з тиском у фронті 30 кПа, падіння літака зі швидкістю 200 м/с, ураганів і смерчів швидкістю до 56 м/с, землетрусів до 8 балів [47].

Подвійні оболонки з металу і залізобетону характерні для ряду АЕС США і всіх АЕС Німеччини, побудованих в кінці 1970-х і в 1980-і рр.

У проєкті застосовуємо подвійну залізобетонну гермооболонку.

Перевіримо гермооболонку на максимальний тиск вибуху водню при аварії.

Вихідні дані

1. Вибухонебезпечна речовина – водень, H_2
2. Діаметр циліндричної частини гермооболонки, м, $D = 55$
3. Висота циліндричної частини, м, $H_{ц} = 50$
4. Купол у вигляді напівсфери з діаметром, що дорівнює діаметру циліндричної частини
5. Атмосферний тиск, кПа, $B = 98$
6. Температура повітря всередині гермооболонки, К, $T_0 = 298$

Розрахунок

1. Об'єм внутрішнього простору гермооболонки, m^3 :

$$V_B = \frac{\pi D^2 H_{ц}}{4} + \frac{\pi D^3}{12}$$

$$V_B = \frac{3,14 \cdot 55^2 \cdot 50}{4} + \frac{3,14 \cdot 55^3}{12} = 162\,270$$

2. Об'єм вільного простору гермооболонки (враховуючи, що обладнання займає 30% загального простору), m^3

$$V = 0,7 V_B$$

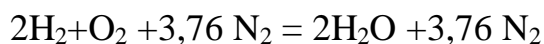
$$V = 0,7 \cdot 162270 = 113590$$

3. Характеристики водню надаємо у табл. 3.1

Таблиця 3.1 – Основні властивості водню

Параметр	Одиниця виміру	Значення
Нижня концентраційна межа поширення полум'я, C_H [62]	%	4,15
Верхня концентраційна межа поширення полум'я, C_B [62]	%	75
Адіабатична температура горіння, T_a [62]	К	2483
Температура самозаймання, t_{cz} [62]	°С	530
Густина за нормальних умов, ρ_o [63]	кг/м ³	0,0899

4. Реакція горіння водню з урахуванням наявності азоту у повітрі :



5. Число молей вихідної суміші :

$$N = 2 + 1 + 3,76 = 6,76$$

6. Число молей продуктів реакції :

$$M = 2 + 3,76 = 5,76$$

7. Максимальний тиск вибуху, кПа :

$$P_{max} = V \frac{T_a M}{T_o N}$$

$$P_{max} = 98 \frac{2483 \cdot 5,76}{298 \cdot 6,76} = 696$$

8. Розрахунковий коефіцієнт :

$$\beta = C + \frac{H-G}{4} - \frac{O}{2},$$

де C , H , O , G - кількість у молекулі атомів відповідно вуглецю, водню, кисню, галогенів.

$$\beta = \frac{2}{4} = 0,5$$

9. Стехіометричний коефіцієнт :

$$C_{ст} = \frac{100}{1 + 4,84\beta}$$

$$C_{ст} = \frac{100}{1+4,84 \cdot 0,5} = 29,24$$

10. Приймаємо, що вибух стався при концентрації водню трохи вищої за нижню концентраційну межу, $C = 8\%$, тоді об'єм водню у гермооболонці, m^3 :

$$V_{H_2} = 0,08V$$

$$V_{H_2} = 0,08 \cdot 113590 = 9087$$

11. Густина водню за робочих умов, $кг/м^3$:

$$\rho = \rho_0 \frac{B273}{101,3T_0}$$

$$\rho = 0,0899 \frac{98 \cdot 273}{101,3 \cdot 298} = 0,0797$$

12. Маса водню у гермооболонці, $кг$:

$$m = \rho V_{H_2}$$

$$m = 0,0797 \cdot 9087 = 724$$

13. Коефіцієнт участі для водню [62] :

$$z = 0,5$$

14. Надлишковий тиск вибуху газу у приміщенні гермооболонки, $кПа$

$$\Delta P = (P_{max} - B) \frac{33,3mz}{V\rho C_{ст}}$$

$$\Delta P = (696 - 98) \frac{33,3 \cdot 724 \cdot 0,5}{113590 \cdot 0,0797 \cdot 29,24} = 27,2$$

Гермооболонка розрахована на надлишковий тиск 500 $кПа$, тому вибух водню не загрожує їй руйнуванням.

3.1.2 Система аварійного газовидалення

Систему видалення газів проектуємо на основі винаходу [48].

На рис. 3.3 схематично показана система газовидалення з обладнання першого контуру реакторної установки водо-водяного типу при підводі теплоносія до головного циркуляційного насоса знизу. Вона складається з реактора 1 з активною зоною 2, головних циркуляційних трубопроводів 3, головного циркуляційного насоса 4, парогенератора 5, парового компенсатора об'єму 6 з водяною 7 і паровою 8 порожнинами. Парогенератор

5 має вертикальні "гарячий" 9 і "холодний" 10 колектори, з'єднані пучком 11 горизонтальних теплообмінних труб. Головний циркуляційний насос 4 має верхню частину (зону ущільнення) 12.

Запірна арматура 13 з'єднана трубопроводом 14 з верхньою частиною "холодного" вертикального колектора 10, трубопроводом 15 - з паровою порожниною 8 парового компенсатора об'єму 6. Верхня частина "гарячого" вертикального колектора 9 з'єднана трубопроводом 16 з трубопроводом 14, а верхня частина 12 (зона ущільнення) з'єднана трубопроводом 17 з трубопроводом 14.

Запірна арматура 13 має клапан 18 і сідло 19. Клапан 18 з'єднаний штоком 20 з поршнем гідроприводу 21. Шток 20 віджятий пружиною 22. Поршень гідроприводу 21 встановлений в циліндр гідроприводу 23 і утворює в сукупності гідропривід 24 з підвідною 25 і відводною 26 робочими порожнинами. Робоча порожнина, що підводить 25 з'єднана трубопроводом 27 з напором головного циркуляційного насоса 4, а робоча порожнина, що відводить 26 з'єднана трубопроводом 28 з головним циркуляційним насосом 4.

На трубопроводі 16 встановлений дросель 29, на трубопроводі 17 встановлений дросель 30. Парова порожнина 8 з'єднана трубопроводом 31 з системою допалювання (не показані на схемі). На трубопроводі 31 встановлена нормально закрита запірна арматура 32.

На трубопроводі 15 встановлена нормально закрита арматура 33. Працює система газовидалення з обладнання першого контуру реакторної установки водо-водяного типу наступним чином.

При номінальному режимі експлуатації головний циркуляційний насос 4 прокачує теплоносій по головним циркуляційним трубопроводах 3 через реактор 1 з активною зоною 2 і парогенератор 5.

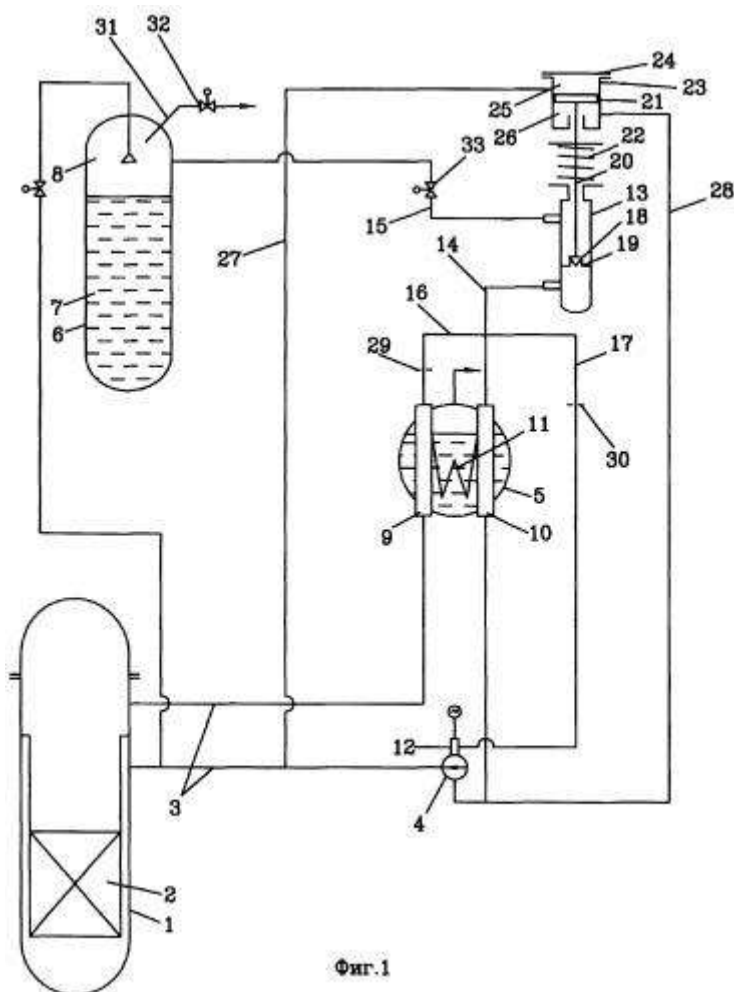


Рисунок 3.3 – Система газовиділення з реакторної установки,
положення 1

В активній зоні 2 теплоносій нагрівається, в парогенераторі 5 теплоносій віддає теплову енергію на генерацію пари, що обертає ротор парової турбіни (на схемі не показано). При цьому теплоносій надходить в порожнину, що підводить 25 гідроприводу 24 по трубопроводу 27 і віджимає поршень гідроприводу 21. Між поршнем гідроприводу 21 і циліндром гідроприводу 23 теплоносій з підвідної робочої порожнини 25 протікає в відвідну робочу порожнину 26, з якої по трубопроводу 28 відводиться на всмоктування головного циркуляційного насоса 4. При цьому тиск в підвідній робочій порожнині 25 відповідає тиску на напорі головного циркуляційного насоса 4, а у відвідній робочій порожнині 26 відповідає

тиску на всмоктуванні головного циркуляційного насоса 4, тобто 0,5...0,6 МПа і менше.

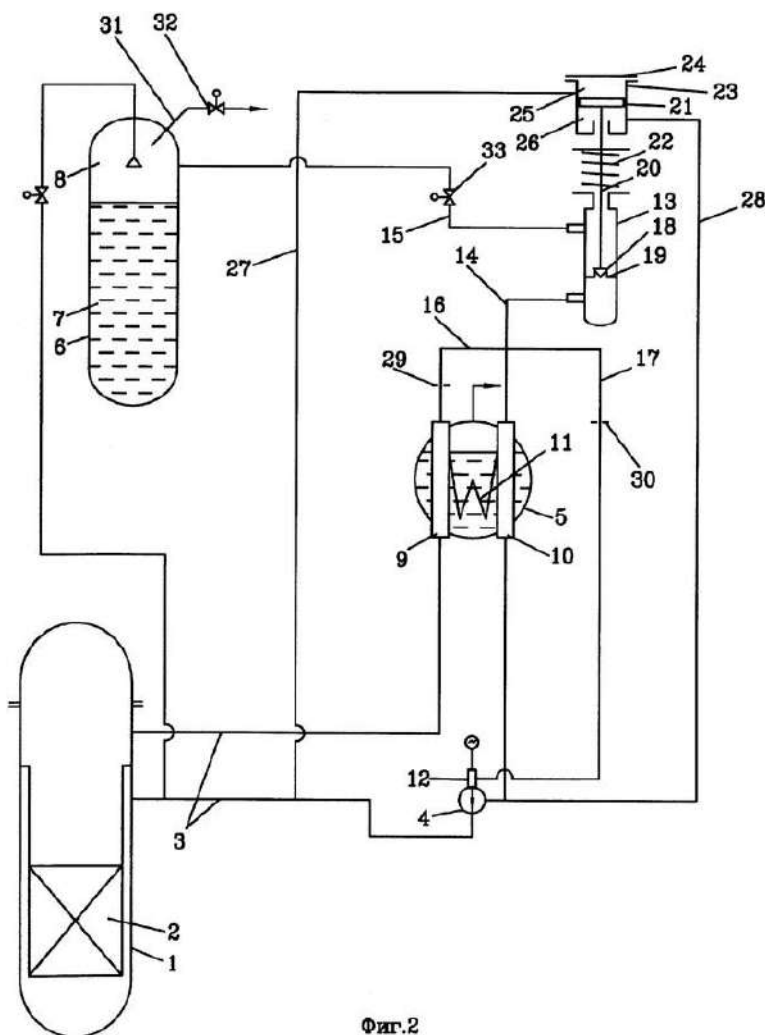
Поршень гідрозатвору 21 стискає пружину 22 і через шток 20 притискає клапан 18 до сідла 19 запірної арматури 13. При цьому потоку теплоносія немає (верхні протікання незначні і відповідають протічкам через закриту арматуру). З "гарячого" вертикального колектора в "холодний" вертикальний колектор теплоносій протікає по трубопроводу 16.

На схемі рис. 3.4 навпаки, з "холодного" вертикального колектора 10 теплоносій протікає в верхню частину (зони ущільнення) 12. Дросель 30 обмежує протікання теплоносія.

У номінальному режимі пара в теплоносії відсутня, Неконденсовані гази будуть закидати потоком теплоносія в реактор 1, з якого будуть видалятися спеціальною системою (не показана на схемі) в систему допалювання.

При залишених нормально або аварійно головних циркуляційних насосах 4 тиск теплоносія в підвідній робочій порожнині 25 і відвідній робочій порожнині 26 вирівнюється. Пружина 22 віджимає шток 20 і відкриває клапан 18 від сідла 19. Запірна арматура 13 відкрита. Пара або газ, якщо вони утворюються в першому контурі, будуть накопичуватися, природно, в верхніх частинах обладнання : в вертикальних "холодному" 10 і "гарячому" колекторах 9, у верхній частині (зоні ущільнення) 12 головного циркуляційного насоса 4.

За рахунок гідростатичного тиску пара (газ) з вертикального "холодного" колектора буде йти по трубопроводу 14 і 15 через відкриту запірну арматуру 13 в парову порожнину 8 парового компенсатора об'єму 6.



Фиг.2

Рисунок 3.4 – Система газовиділення з реакторної установки,
положення 2

Пара (газ) надходить з вертикального "гарячого" колектора 9 в "холодний" вертикальний колектор 10 по пучку горизонтальних теплообмінних труб 11, а по трубопроводу 16 в трубопровід 14. Далі через відкриту запірну арматуру 13 і трубопровід 15 пар (газ) надходить в парову порожнину 8.

При цьому основна маса пари (газу) з "гарячого" вертикального колектора 9 перетече в "холодний" вертикальний колектор через пучок 11 горизонтальних теплообмінних труб. По трубопроводу 16 буде перетікати пара (газ) на верхній частині "гарячого" вертикального колектора 9, що лежить вище пучка 11 горизонтальних теплообмінних труб, таким чином

дросель 29 не перетворить систему газовидалення в непрацездатний пристрій, тому що обсяг верхньої частини "гарячого" вертикального колектора незначний і наявність в ньому пари (газу) не перешкоджатиме природній циркуляції. З верхньої частини (зони ущільнення) 12 пара (газ) по трубопроводу 17 надходитиме в трубопровід 14 і далі через відкриту запірну арматуру 13, трубопровід 15 в парову порожнину 8. Так як в паровій порожнини 8 висока температура пари, то рекомбінація кисню і водню йде інтенсивно, але не носить характер вибуху, тому що наявність пара більше 50% перешкоджає цьому.

Для видалення неконденсованих газів з парового простору 8 періодично відкривають запірну арматуру 32, та пара разом із неконденсованими газами надходить по трубопроводу 31 в систему допалювання. Нормально відкрита арматура 33 служить для резервування запірної арматури 13 при її "заїданні" (незакритті) при пуску головного циркуляційного насоса 4.

Пропонована система призначена підвищити надійність реакторної установки шляхом ліквідації в ній активних елементів, які працюють у важкому режимі очікування, введення пасивних елементів надає реакторній установці властивості внутрішнього самозахисту.

У першому контурі не виникатиме парових (газових) пробок і не буде порушена природна циркуляція теплоносія при зупинених головних циркуляційних насосах, не порушиться відведення залишкового тепловиділення в активній зоні.

Ще одним позитивним результатом є те, що повітря з усього обладнання першого контуру при його заповненні водою можна видаляти через один трубопровід 31, приєднаний до парової порожнини 8 парового компенсатора об'єму 6, відповідно спрощується вся система видалення повітря, зменшується кількість запірної арматури, яка є кордоном першого контуру і є потенційним джерелом його розгерметизації, спрощується

система управління, знижується вартість обладнання, вартість технічного обслуговування.

3.1.3 Система аварійного охолодження активної зони

Система аварійного охолодження активної зони (САОЗ) призначається для забезпечення безпечного зняття залишкових тепловиділень з реактора при аваріях, пов'язаних з розривом трубопроводів першого і другого контурів установки [49].

Основними критеріями забезпечення аварійного розхолодження є:

- виключення плавлення оболонок ТВЕЛів при розривах трубопроводів першого контуру, включаючи миттєвий поперечний розрив головного циркуляційного трубопроводу;
- створення і підтримання підкритичності активної зони реактора;
- забезпечення післяаварійного розхолодження реактора.

Типова система аварійного охолодження активної зони складається з двох вузлів: пасивного і активного (рис. 3.5).

Пасивний вузол призначається для початкового швидкого затоплення активної зони водою з добавкою борної кислоти при розриві трубопроводу першого контуру, який призводить до швидкого падіння тиску і зневоднення активної зони. У нього входять ємності САОЗ, з'єднані трубопроводами з корпусом реактора. Одна половина з них з'єднана з виходом активної зони, інша - зі входом в активну зону. На кожному трубопроводі від ємності до реактору встановлюються дві нормально відкриті швидкодіючі засувки, що виключають потрапляння азоту з ємності в реактор при спрацьовуванні системи, і два зворотних клапана, що відтинають ємності САОЗ від реактора в процесі нормальної експлуатації.

Активний вузол САОЗ складається з двох незалежних контурів: аварійного розхолодження і аварійного вприскування бору.

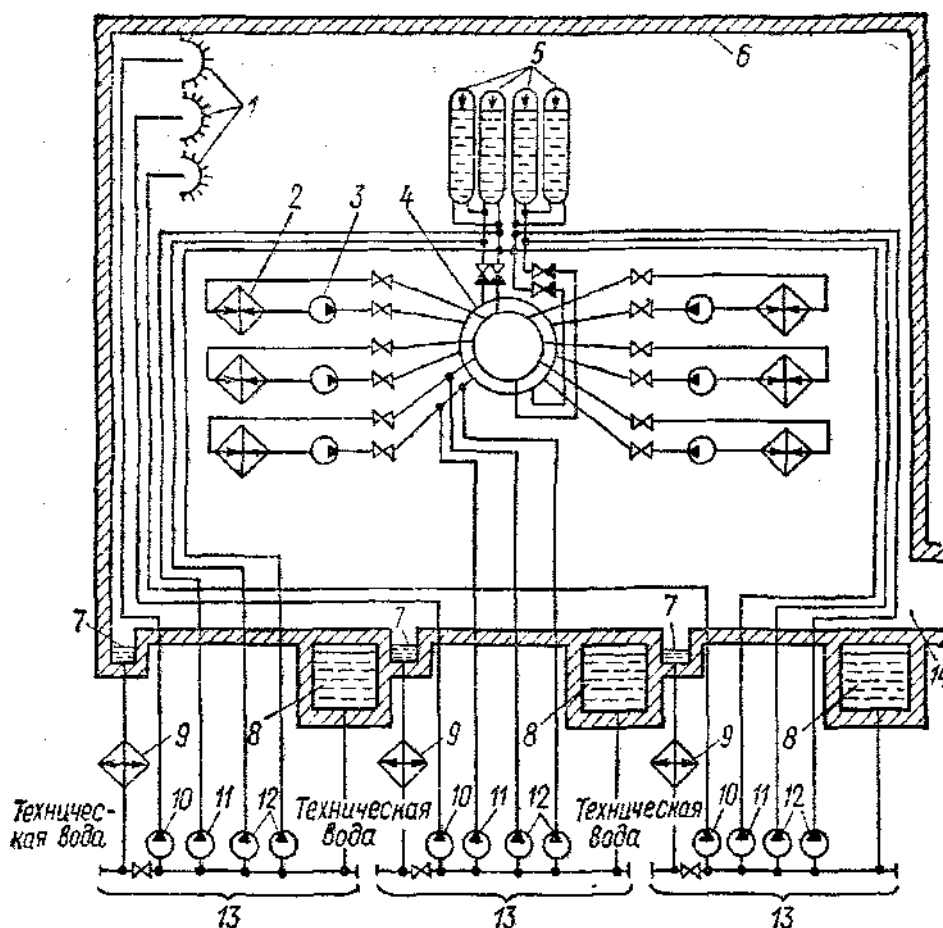
Контур аварійного розхолодження реактора призначений для розхолодження реактора після відпрацювання пасивного вузла САОЗ. Крім того, цей контур використовується для планового розхолодження реактора.

Контур аварійного розхолодження включає насоси і теплообмінники аварійного розхолодження, трубопроводи та арматуру. Вхід насосів відповідним переключенням арматури може підключатися до трьох точок : до баку аварійного запасу розчину бору, до прямоку реакторного приміщення і до "гарячого" трубопроводу частини контуру, що не відключається від реактора. В аварійному режимі контур здійснює подачу води в реактор над і під активну зону з баку аварійного запасу розчину бору, а після спустошення бака переходить на роботу за схемою:

реактор → прямик реакторного приміщення → теплообмінник розхолодження → насос → реактор.

Контур аварійного вприскування бору призначений для створення і підтримки підкритичності активної зони, а також підживлення при аварійному розхолодженні. В його склад входять насоси аварійного вприскування бору, бак запасу концентрованого розчину бору, трубопроводи та арматура [49]

Зараз на АЕС, що проектуються, пасивний вузол САОЗ розміщують в окремій будівлі. Встановлюємо чотири ємності по 60 м³ із запасом борного розчину. З першим контуром вони з'єднані під землею. Якщо тиск в першому контурі стає нижче тиску в ємностях, то вода з бором надходить в активну зону і охолоджує її. Це дає час для запуску систем безпеки, яким потрібні джерела живлення (активний вузол). Компоновка реакторного відділення із САОЗ показана на рис. 3.6 [45, 49].



1 - розпилювачі спринклерної системи; 2 - парогенератор; 3 - головний циркуляційний насос (ГЦН); 4 - корпус реактора; 5 - гідроаккумулятори пасивного затоплення активної зони; 6 - герметичний бокс парогенераторів і ГЦН; 7 - прямки боксу парогенераторів і ГЦН; 8 - баки аварійного запасу води; 9 - теплообмінники; 10 - спринклерні насоси; 11 - насоси аварійного затоплення активної зони низького тиску; 12 - аварійні підживлювальні насоси високого тиску; 13 - незалежні групи систем активного вприскування і спринклерної системи; 14 - коридор до газгольдерів-локалізатор (шлях пароповітряної суміші).

Рисунок 3.5- Схема системи аварійного охолодження активної зони (CAOЗ) і локалізації аварії блоку з водо-водяним енергетичним реактором

[50].

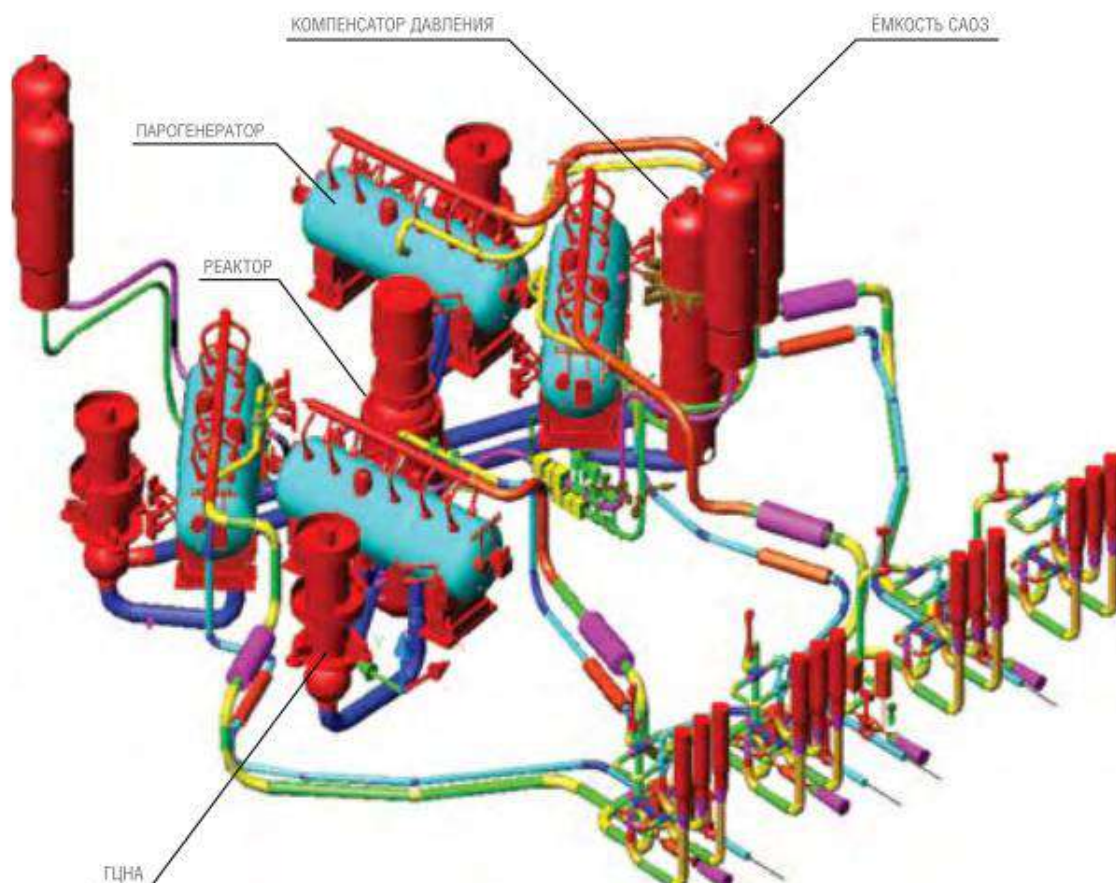


Рисунок 3.6 - Компоновка реакторної установки ВВЕР із САОЗ [45]

3.1.4 Рекомбінація водню

Те, що запобігання виділенню водню при аваріях є дуже важливим стало зрозумілим після аварії на АЕС Фукусіма-1, де спостерігалась серія вибухів суміші водню з повітрям.

Водень, як було сказано, з'являється при протіканні реакції цирконію (що є компонентом сплаву, з якого виготовляються ТВЗ) з водяною порою при температурі $>861^{\circ}\text{C}$.

Якщо системи газопаровидалення і САОЗ не зводять концентрацію водню при аварії до безпечної, це завдання лягає на рекомбінатори водню. У проєкті встановлюємо рекомбінатори по об'єму контейнменту.

Рекомбінатор – конструкція у вигляді шафи, в якій розташований каталізатор (рис. 3.7). На каталізаторі відбувається інтенсивне окислення водню.



Рисунок 3.7 – Рекомбінатор водню [45].

Рекомбінатори водню – пасивні пристрої, які не потребують додаткового живлення або постійної уваги персоналу. Устаткування автоматично включається в роботу в випадку, коли концентрація водню в приміщенні перевищує 0,5%.

Як каталізатор застосовуємо гідроксид алюмінію $\text{Al}(\text{OH})_3$ осаджений в суспензії наночастинок діоксиду цирконію ZrO_2 [33]. Цей каталізатор значно дешевший, ніж ті, що використовувались раніше (паладій, платина, осмій, іридій, рутеній, родій).

Вибираємо рекомбінатор ПКРВ (пасивний каталітичний рекомбінатор водню), характеристики якого надані у табл. 3.2 [52, 53].

Таблиця 3.2 – Характеристики рекомбінатору ПКРВ

Характеристика	Одиниця виміру	Значення
Висота	мм	1400
Ширина	мм	326
Довжина	мм	1550
Маса	кг	320
Продуктивність	кг/год.	$\geq 5,36$
Час зниження концентрацію водню на 25%	хв.	≤ 15
Мінімальна концентрація водню, при якій починається рекомбінація, при $t < 100^\circ\text{C}$	Об. %	≤ 2
Мінімальна концентрація водню, при якій починається рекомбінація, при $t > 100^\circ\text{C}$	Об. %	≤ 1
Час виходу на режим при $t < 100^\circ\text{C}$	хв.	≤ 10
Час виходу на режим при $t > 100^\circ\text{C}$	хв.	≤ 1
Термін служби	роки	30

У ПКРВ газові суміші, що містять водень, повинні рекомбінувати при контакті з каталізатором. Виділення тепла при цій реакції має зменшувати густину газу в нижній частині рекомбінатора і стимулювати конвекцію, забезпечуючи, таким чином, надходження великої кількості водню на каталізатор і високу ефективність роботи.

Каталітичне покриття гідрофобне і термостійке, що забезпечує ефективну тривалу роботу. Конструкція касети дозволяти отримувати матеріал з каталітичним покриттям для проведення перевірок або випробувань [53].

Розрахуємо потрібну кількість рекомбінаторів

Вихідні дані

– інтенсивність виділення водню, кг/МВт·год., $q = 0,45$

- потужність реактора, МВт, $N = 1000$
- продуктивність одного рекомбінатору, кг/год., $m = 5,36$
- густина водню за робочих умов, кг/м³, $\rho = 0,0797$
- вільний об'єм приміщення, м³, $V = 113590$

Розрахунок

1. Витрати водню у повітря контейнменту, кг/год. :

$$Q = qN$$

$$Q = 0,45 \cdot 1000 = 450$$

2. Кількість рекомбінаторів :

$$n = \frac{Q}{m}$$

$$n = \frac{450}{5,36} = 84$$

3. На основі досвіду Південно-Української АЕС проектуємо для встановлення $n=90$ рекомбінаторів, що розміщуються у боксах парогенераторів, на стіновий частини оболонки і під куполом реактора [51].

4. Продуктивність встановлених рекомбінаторів, кг/год. :

$$M = nm$$

$$M=90 \cdot 5,36 = 482$$

5. При концентрації водню 2%, його маса у приміщенні складе, кг :

$$M_B = 0,02V\rho$$

$$M_B = 0,02 \cdot 113590 \cdot 0,0797 = 181$$

6. Час, за який водень буде рекомбінований :

$$\tau = \frac{M_B}{M}$$

$$\tau = \frac{181}{482} = 0,376 \text{ год.} = 22,5 \text{ хв.}$$

3.1.5 Пристрій локалізації розплавленого матеріалу

Як було сказано у п. 1.5, одним з ефективних засобів захисту при аваріях реактору є пристрій локалізації розплаву («пастка розплаву»).

Пристрій локалізації розплавленого радіоактивного матеріалу (коріума) – це конструкція, яка служить для локалізації розплаву активної зони ядерного реактора в важких аваріях з розплавленням активної зони реакторів і проплавленням корпусу реактора. Пастка розплаву є однією з систем пасивної атомної безпеки (англ. Passive nuclear safety, PNS). Забезпечує ізоляцію фундаменту від розплаву, підкритичність розплаву і охолодження розплаву [54].

У російських гермооболонках під реактором споруджується пастка розплаву тигельного типу, в корпусі якій знаходиться наповнювач, в основному з оксидів заліза і алюмінію. Наповнювач розчиняється в розплаві палива для зменшення його об'ємного енерговиділення і збільшення поверхні теплообміну, а вода по спеціальних трубопроводах заливає цю масу [36]. Температура розплавленого палива знижується з 2500 до 1700 °С, при цьому остаточно гальмується ланцюгова реакція.

Така пастка розплаву споруджується безпосередньо під реактором (на дні шахти реактора) і являє собою конусоподібну металеву конструкцію загальною вагою близько 750 т. (рис. 3.8).

В європейських реакторах EPR пастка являє собою підреакторне приміщення великої площі (170 м²), оснащене донною системою водоохолодження і спринклерною системою зрошення розплаву водою. Розплав, який пропалює корпус, потрапляє на похилу поверхню, котра спрямовує стік в басейн з водою і металевим днищем спеціальної конструкції, яке охолоджується (рис. 3.9).

Фахівцями компанії «Електрісіте де Франс» (Франція) запропонований пристрій у межах захисної оболонки зі збільшеною поверхнею тепловіддачі.

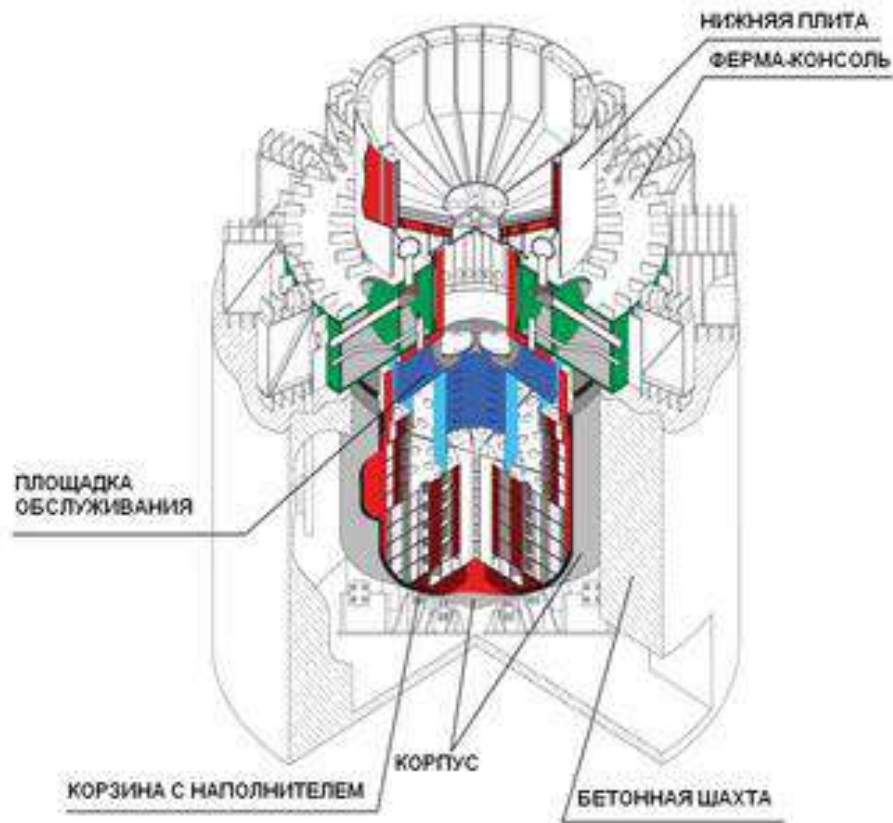


Рисунок 3.8 - Пристрій локалізації розплавленого матеріалу тигельного типу

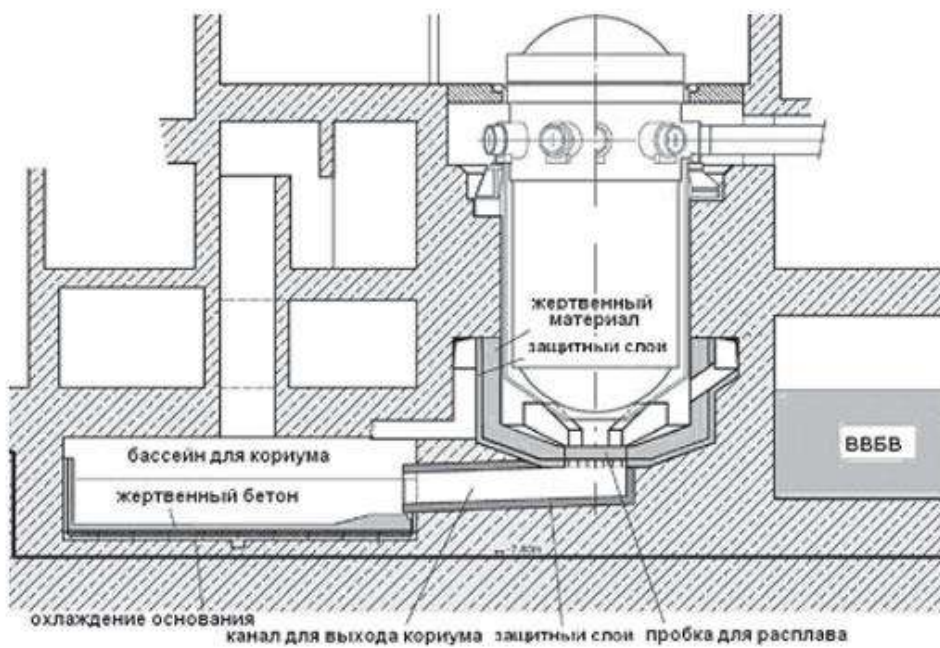
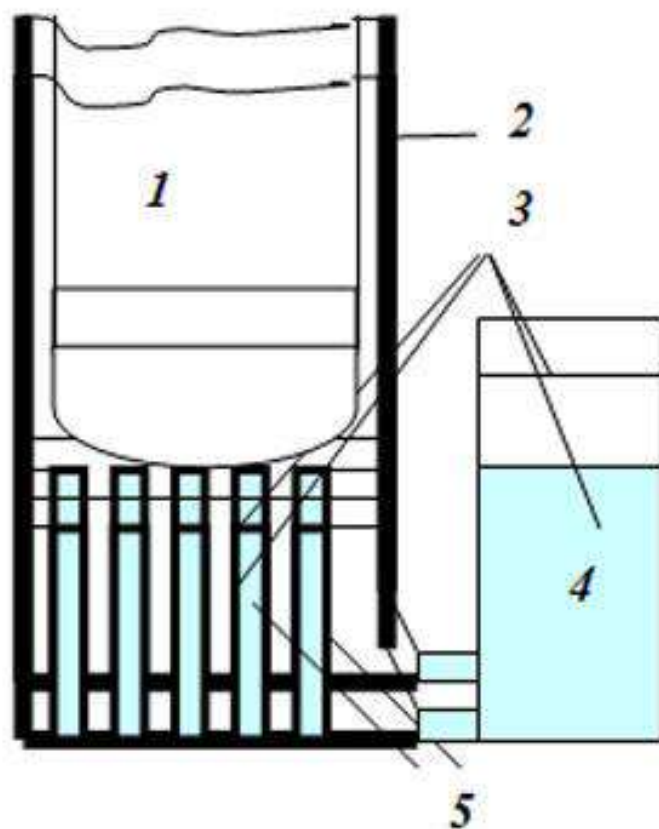


Рисунок 3.9 - Пристрій локалізації розплавленого матеріалу з підреакторним приміщенням

Це збільшення має місце за рахунок системи поздовжніх щілин всередину яких надходить розплав палива, а в стінках щілин розміщена система охолоджувальних труб, куди при важкій аварії буде подаватися вода (рис. 3.10) [55].



1, 2 - корпус і шахта реактора відповідно; 3 - об'єм, залитий водою; 4 - бак запасу води; 5 - порожнини для розміщення розплаву.

Рисунок 3.10 - Пристрій локалізації розплавленого матеріалу Електрисіте де Франс

Для камери в шахті реактора з розмірами 6×6 м в поперечнику і глибиною 3 м при розташуванні щілин з кроком 0,6 м загальна площа тепловіддачі перевищує 350 м^2 , загальний обсяг вільного для прийому розплавленого палива простору при ширині кожної щілини 0,3 м цілком достатній (понад 54 м^3). Середній тепловий потік на стінки в такій пастці (при відведенні тепла нагріванням води без її кипіння) відносно невеликий і не перевищує 100 кВт/м^2 (максимальний потік при розвитку вільної конвекції

в розплаві може досягати $600-800 \text{ кВт/м}^2$), проте системою подачі води в колектори паралельних охолоджуючих труб, яка повинна бути пасивною (насоси на знеструмленій станції працювати не будуть), такий потік можна зняти, маючи необмежений запас води з необхідним по висоті напором 30 - 50 м над пасткою.

При заданій тривалості можливої повної відсутності енергоживлення (не менше 24 год.) обсяг баків запасу води для охолодження пастки в варіанті нагріву води без кипіння складе більше 20 тис. м^3 , тобто займе приблизно 30% всього обсягу захисної оболонки. Тому схема пастки була побудована на переході від нагрівання води до википання води в щілинних каналах, що більш ніж в 10 разів зменшило необхідний запас.

Додаткове поліпшення тепловідведення могло б дати застосування струминного охолодження. Проблема, яка залишається поки невирішеною в таких пастках, така : чи вдасться охолодити розплав швидко, щоб уникнути деяких негативних явищ : утворення у великій кількості водню, втрати герметичності щілинних порожнин для коріуму із заповненням їх водою, що при імпульсному виході чергових порцій розплавленого палива в пастку може створити небезпеку парових вибухів [55].

Тигельна схема (рис.3.8) базується на заповненні підреакторного простору блоками касет з наповнювачем - жертвним матеріалом, поміщеними в кошик, який, в свою чергу, також розплавляється і оточений теплоізоляційними шарами, охолоджуваними басейном з киплячою водою. В тигельних пристроях локалізації розплаву передбачається, що, будучи розплавленими при нагріванні від розплаву, жертвні матеріали утворюють з урановмісною частиною розплаву палива композицію, питомою густиною менше $6 \cdot 400 \text{ кг/м}^3$, що, в свою чергу, дозволить забезпечити спливання цієї фази в верхню частину пастки, де за рахунок води, яка подається на розплав з труб на бетонних стінах шахти, буде відводитися тепло, що виділяється розпадом радіонуклідів палива [55].

Проте на поверхні може утворитися кірка з застиглої розплаву, що створить бар'єр для масообмінних процесів і відведення тепла. Такий бар'єр не дозволяє розвинути процесам взаємного розчинення рідких фаз розплаву палива і жертвних матеріалів, що є основною перешкодою для реалізації концепції, заснованої на гравітаційній інверсії шарів з метою подальшого охолодження верхньої кірки водою [56].

Розігрів розплаву палива, що не охолоджується з потрібною ефективністю, може привести за короткий час до виходу системи за допустимі межі (початок кипіння діоксиду урану). У той же час існує небезпека проплавлення важких оксидів вниз з виходом із захисної оболонки. Сприяє цьому небезпечному процесу хімічна взаємодія розплавленого палива зі сталеву стінкою, потім - розплаву з бетоном [55, 56].

На основі вищесказаного у проекті пропонується схема пристрою локалізації розплавленого матеріалу з підреакторним приміщенням (рис. 3.9) на базі європейської, що застосовується у реакторах EPR.

3.2 Захист парогенераторів і турбін

Для захисту парогенератора і трубопроводів від підвищення тиску пари пропонується імпульсний запобіжний пристрій (ІЗП) [57], рис. 3.11.

Розглянемо принцип дії ІЗП на прикладі структурної схеми пристрою, що застосовується на обладнанні з дуже високими параметрами середовища (в даному випадку це пара).

Основний запобіжний клапан в робочому положенні замкнений паровим середовищем. Коли клапан закритий, тиск в камері «А» під поршнем (3) дорівнює тиску в камері «В» над поршнем в зв'язку з наявністю дроселя (1). У трубопроводі скидання пари під золотником (2) встановлюється тиск пристрою для приймання середовища, що скидається. Притиснення золотника (2) до посадкового місця здійснюється за рахунок різниці тисків в цих пристроях над і під золотником (2).

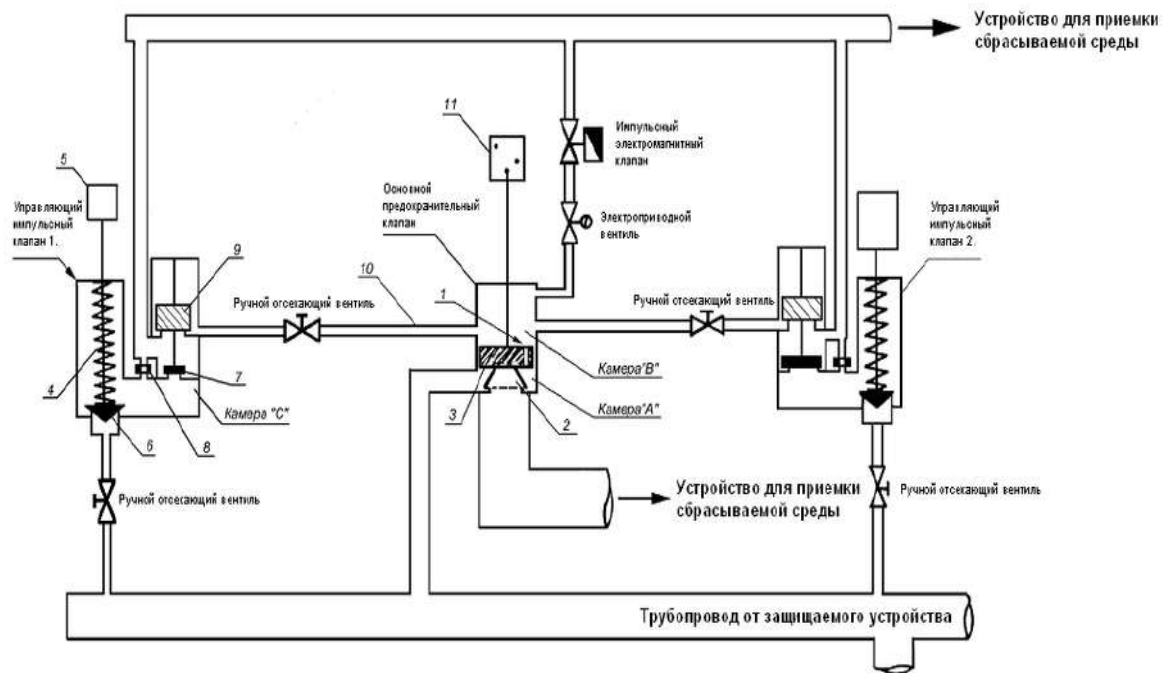


Рисунок 3.11 – Імпульсний запобіжний пристрій

При відкритті керуючого імпульсного клапана 1 або 2, або імпульсного електромагнітного клапана пара з камери «В» по лінії розвантаження спрацьовується в приймальному пристрої і в камері «В» встановлюється його тиск, але так як площа поршня (3) більше площі золотника (2), на робочий орган клапана буде діяти результуюча сила, пропорційна різниці тисків, пристроїв, що захищається і приймального, і різниці площ поршня (3) і золотника (2), спрямована вгору. Таким чином, робочий орган рухається вгору, клапан відкривається.

Керуючі імпульсні клапани 1 і 2 в робочому стані закриті під дією пружини (4) і додаткової сили притиснення, створеної електромагнітом (5). Імпульсні клапани 1 і 2 складаються з повнопрохідного запобіжного клапана з пружиною (4) і керуючого елемента, виконаних в одному корпусі. При перевищенні тиску уставки спрацьовує датчик і відключає живлення електромагнітів. При цьому знімається додаткове зусилля, що притискує конус (6) клапана, і клапан залишається притиснутим до сідла під дією пружини (4). При подальшому зростанні тиску конус (6) піднімається вгору і

відкриває доступ пари у камеру «С» під відсічною плитою (7) керуючого елемента. Відсічна плита (7) піднімається разом з золотником (9) керуючого елемента і відкриває лінію розвантаження (10) основного клапана. Основний клапан відкривається.

Імпульсний електромагнітний клапан забезпечений електромагнітом, що діє тільки на відкриття клапана (на закриття діє пружина), тобто його можна дистанційно відкривати. При нормальній експлуатації він закритий, закриття положення забезпечується дією пружини і тиском середовища, що захищається. При збільшенні тиску понад встановленого, спрацьовує датчик і підключений до джерела живлення на електромагніт відкриття, він відкривається, і відкривається основний клапан.

При зниженні тиску в захищуваному пристрої менш необхідного спрацьовує датчик, знімається живлення з електромагнітного клапана, він закривається і закривається основний клапан. В імпульсних запобіжних клапанах 1 і 2 при зниженні тиску в захищуваному пристрої менш необхідного клапан (6) під дією пружини (4) сідає в сідло, тиск в камері «С» падає і відсічна плита (7) з золотником (9) повертається у вихідне становище, перекриваючи лінію розвантаження (10).

В даному ІЗП імпульсні запобіжні клапани 1 і 2, а також імпульсний електромагнітний клапан дублюють, як би "підстраховують" один одного, вони налаштовуються на різні тиски спрацьовування і використовують різні принципи роботи, різні канали вимірювання тиску, щоб виключити можливість неспрацьовування по будь-якої причини основного запобіжного клапана [57].

В атомній енергетиці Україні працюють дуже потужні парові турбіни, що не застосовуються на теплових електростанціях. Максимальна потужність однієї турбіни складає 1100 МВт (табл. 3. 3) [58]. Аварії на таких турбінах можуть мати вельми важки наслідки.

Таблиця 3.3 – Характеристика парових турбін, працюючих в енергетиці України

Найменування	Одинична потужність, МВт	Кількість, штук	Сумарна потужність, ГВт
Надкритичні параметри пари (ТЕС)	800	8	6,4
	300	42	12,6
	250	5	1,2
Докритичні параметри пари (ТЕС)	200...210	43	8,7
	160	6	1,0
	100	15	1,5
Турбіни на АЕС	1100	8	8,8
	1000	5	3,0
	440	2	0,9

Системи захисту парової турбіни, що працює разом з парогенератором у електрогенератором, коротко описані у п. 1.5.

Для запобігання розгону турбіни, тобто випадку, коли швидкість обертання перевищує допустиму, пропонується автомат безпеки (рис. 1.7).

Від надмірного осьового зсуву ротора турбіни пропонується встановити реле осьового зсуву (рис.1.8).

Захист від підвищення тиску у конденсаторі є третім за важливістю для турбіни. Раптове падіння вакууму в конденсаторі турбіни, як правило, відбувається внаслідок припинення або різкого зменшення подачі охолоджуючої води. Погіршення вакууму призводить до підвищення температури в вихідному патрубку, його викривлення і порушення роботи вкладишів підшипників, що викликає підвищену вібрацію турбіни, до підвищення напруги в лопатках і їх поломок.

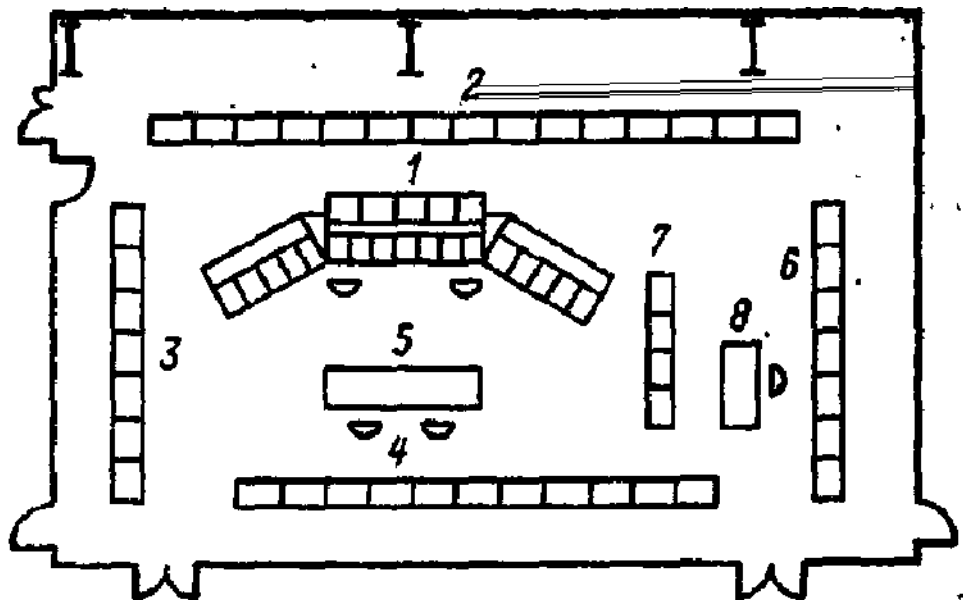
Захист при підвищенні тиску в конденсаторі виконується двоступеневим. Спеціальне вакуум-реле при підвищенні тиску в

конденсаторі приблизно до 70 кПа подає імпульс на електромагнітний вимикач, що викликає спрацювання системи захисту. Другим щаблем захисту по вакууму є запобіжні тонкі паронітові мембрани, що встановлюються зазвичай на вихідних патрубках. При нормальній роботі турбіни міцність і щільність мембран достатні, щоб попередити підсосі повітря в конденсатор, а при підвищенні тиску у вихідному патрубку вище атмосферного відбувається розрив мембрани з випуском пари в машинний зал [59].

3.3 Освітлення блоку щита управління

Для забезпечення нешкідливих і комфортних умов праці велику роль грає виробниче освітлення. Дуже важливо забезпечити норми освітленості на блоці управління АЕС, враховуючи велику відповідальність працюючого тут персоналу.

Розрахуємо штучне освітлення блоку щита управління АЕС (рис. 3.12).



1 – пульт управління; 2- оперативні панелі; 3, 4 – неоперативні панелі; 5 – стіл-пульт керівника блоку; 6 – панелі електропристроїв; 7 – комп'ютери; 8 – стіл

Рисунок 3.12 – Компонівка блоку щита управління

Вихідні дані

Довжина приміщення, м, $A = 12$

Ширина приміщення, м, $B = 8$

Висота розташування світильників над робочою поверхнею, м, $h = 3$

Нормативна освітленість, лк, $E = 300$ [64]

Тип світильника – світлодіодний

Розрахунок ведемо методом використання світлового потоку [65].

1. Площа приміщення, m^2 :

$$S = AB$$

$$S = 12 \cdot 8 = 96$$

2. Коефіцієнт нерівномірності для світлодіодних ламп :

$$z = 1,15$$

3. Коефіцієнт запасу для приміщення з повітряним середовищем, що містить менш 1 мг/м^3 пилю :

$$k = 1,5$$

4. Індекс приміщення:

$$i = \frac{S}{h(A + B)}$$

$$i = \frac{96}{3(12+8)} = 1,6$$

5. Знаходимо коефіцієнт використання світлового потоку для індексу приміщення [66]:

$$\eta = 0,55$$

5. Необхідний світловий потік, лм :

$$\Phi = \frac{EkzS}{\eta},$$

$$\Phi = \frac{300 \cdot 1,5 \cdot 1,15 \cdot 96}{0,55} = 90330$$

6. У приміщенні розміщуємо 12 світильників ($n=12$) – по 4 світильника у 3 лінії; тоді світловий потік одного світильника, лм :

$$\Phi_c = \frac{\Phi}{n}$$

$$\Phi_c = \frac{90330}{12} = 7528$$

7. За знайденим світловим потоком вибираємо світильник PHILIPS Pacific LED. Основні показники світильника надані у табл. 3.4 [67].

Таблиця 3.4 – Показники світильника PHILIPS Pacific LED

Характеристика	Одиниця виміру	Показник
Потужність	Вт	58
Світловий потік	лм	8000
Світловіддача	лм/Вт	138
Колірна температура	К	4000/6500
Термін служби	год.	100000
Ступінь захисту	-	IP66

3.4 Запобігання професійним захворюванням

Як було вказано у п. 2.3, більшість дослідників вважають ризик захворювань, пов'язаних дією іонізуючих випромінювань дуже незначний, тому їм можна знехтувати. Ризик інших профзахворювань теж нижче, ніж в інших галузях [38, 41, 42, 43].

На рис. 3.13 показана онкологічна захворюваність в цілому по Україні, по Миколаївській області (де розташована ПУ АЕС) і серед мешканців міста Южноукраїнськ, де більшість населення працює на Південноукраїнської АЕС. Бачимо, що захворюваність серед мешканців «атомного» міста значно нижче, ніж серед пересічних громадян країни й області [61].

Це пояснюється, в тому числі, значною увагою, що приділяється на підприємстві здоров'ю робітників, проходженням медоглядів, профілактичними заходами.

На рис. 3.14 наданий розподіл захворювань злоякісними новоутворюваннями по областях України. Червоним позначені області, де розташовані АЕС. Як видно, ці області не виділяються серед інших. Наприклад, у Ровенській області рівень захворюваності нижчий, ніж у Криму [61].

Місто Нікополь розташоване на відстані 11 км від Запорізької АЕС. Рівень опромінення населення від природного радіаційного фону складає 1030...1070 мкЗв/рік, від золи і шлаків Запорізької ТЕС – 0,2...0,6 мкЗв/рік, в за рахунок впливу Запорізької АЕС – 0,02...0,1 мкЗв/рік [61].

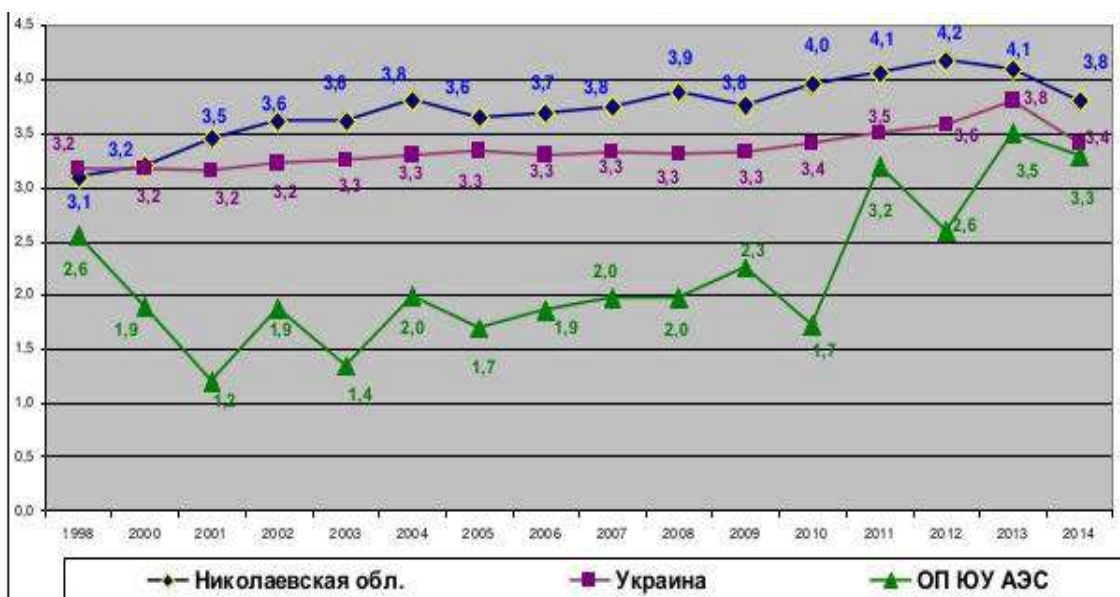


Рисунок 3.13 – Динаміка онкологічної захворюваності, кількість випадків на 1000чоловік

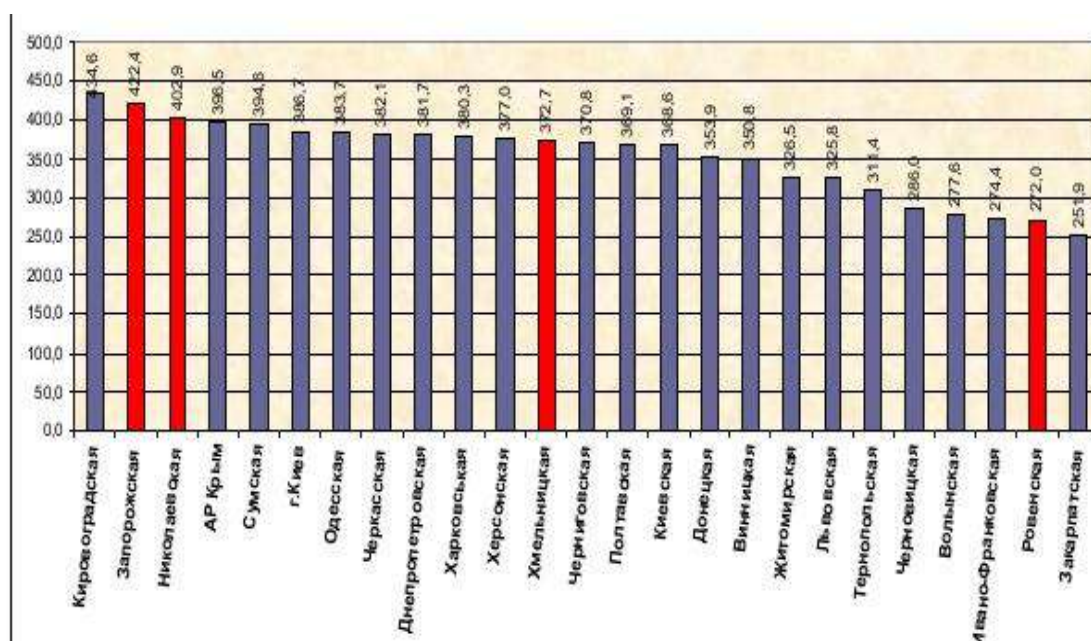


Рисунок 3.14 – Розподіл онкозахворюваності по областях України

Для працівників АЕС мають місце професійно обумовлені захворювання, пов'язані з підвищеним рівнем психоемоційного напруження, стресу. На основі стресу можуть розвиватися хвороби серця (ішемічна хвороба, інфаркт), гіпертонія, виразка шлунку тощо.

Отже, насамперед робітники АЕС, особливо реакторно-турбінного відділення, повинні бути захищені від стресу. Тут увага має бути зосереджена на психологічній підготовці, навчання.

Наприклад, у навчально-тренувальному центрі Запорізької АЕС для новоприйнятого персоналу, який в обов'язковому порядку проходить первинне навчання з питань охорони праці, розробили спеціальну програму навчання, що включає в себе тему - «управління стресами».

Програма навчання по цій темі на Запорізькій АЕС існує давно, і навчали по ній тільки оперативний персонал. Тепер інструктори навчально-тренувального центру запропонували включити в курс навчання з питань охорони праці цю тему для всіх працівників станції. В рамках цієї теми розглядається, як правильно управляти своїми емоціями і поведінкою під час стресу, як саме стрес може проявлятися і що може послужити його

причиною, а також профілактика стресу. Програма первинного навчання з питань охорони праці для персоналу, який виконує роботи підвищеної небезпеки, розроблена на 32 години, це чотириденне навчання. Якщо ж працівник не пов'язаний з системою нарядів і його обов'язки не несуть підвищеної небезпеки, то навчання розрахована на 16 годин [60].

4 ЕКОНОМІЧНИЙ РОЗДІЛ

4.1 Оцінка економічних наслідків можливих аварій на АЕС

Оцінимо збитки від наймасштабніших катастроф на АЕС : на ЧАЕС у 1986 р. і Фукусіма-1 у 2011 р.

У роботах по ліквідації наслідків катастрофи на ЧАЕС брали участь близько 600 тисяч осіб [68].

Витрати на ліквідацію аварії і евакуацію людей розкидали на весь союзний бюджет. Згідно з довідкою радянського Мінфіну від 16 липня 1991 року, витрати, пов'язані з ліквідацією наслідків аварії на ЧАЕС за 1986-1990 роки, становлять 12,6 млрд. руб. (В цінах 1986 г.). За оцінками експертів, ця аварія обійшлася в три рази дорожче, ніж дала економіці СРСР вся атомна енергетика до 1990 року.

Однак це були оцінки тільки прямих витрат. Перед самим розпадом Союзу вийшло відразу кілька статей вчених, які спробували дати комплексну оцінку збитку від катастрофи виходячи з розрахунку, що через 25 років чорнобильські землі можна буде заселити знову. У 1990 році, за різними оцінками, збиток, пов'язаний з виведенням з експлуатації земель і не виробленої на них продукції, за цей період склав від 22 до 94 мільярдів рублів (у цінах 1990 р). А в книзі "Чорнобильська катастрофа", яку випустили в Україні в 1995 році, вчені Академії наук спробували підрахувати всі збитки від аварії на ЧАЕС. У них вийшла цифра в 200 млрд. руб. (в цінах на 1 січня 1990 року). [68].

Схожі цифри були в ув'язненні Державної експертної комісії Держплану СРСР 1991 року: економічні втрати від катастрофи до 2000 року складуть 180-250 млрд рублів. При цьому сюди не увійшли витрати на медичне обслуговування та лікування постраждалих.

Якщо перевести радянські рублі у долари, виходить, що збитки від катастрофи на ЧАЕС тільки в першу п'ятирічку склали понад \$ 110 мільярдів.

За останніми даними сума загальна сума збитків склала приблизно 200 млрд. доларів. [69].

Збитки від катастрофи на японській АЕС «Фукусіма-1» за три роки (2011-2014) склали \$107 млрд. за даними японського телеканалу NHK. Сума була прорахована після порівняння оцінок збитку, зроблених урядом країни і компанією - оператором аварійної АЕС ТЕРСО. Близько \$24 млрд. будуть спрямовані на очищення території навколо АЕС, \$11 млрд. - на будівництво резервуарів для радіоактивної води та місць складання зруйнованих будівельних конструкцій, а \$19 млрд. - на утилізацію забрудненої води. [70].

На сьогоднішній день загальна сума збитків, враховуючи виплату компенсацій постраждалим і демонтаж старих реакторів склала \$ 178 млрд. [71].

4.2 Економічна доцільність запропонованих заходів з техногенної безпеки

Вартість заходів щодо безпеки, запропонованих у кваліфікаційному проекті складає, грн. :

- подвійний контейнмент - 80 000 000;
- система аварійного газовидалення – 150 000;
- система аварійного охолодження активної зони з пасивним і активним вузлами – 1 000 000;
- пасивні каталітичні рекомбінатори водню – 200 000;
- пристрій локалізації розплавленого матеріалу – 120 000 000

- імпульсний запобіжний пристрій – 10 000
- пристрої захисту турбіни – 5 000

Сумарна вартість складе $CB = 201\,365\,000$, що при курсі долара 25 грн./\$ відповідає 8 054 600 \$.

Таким чином, витрати на безпеку у 25000 разів менші, ніж можливі збитки при аварії масштабу чорнобильської.

4.3 Аналіз економічних наслідків захворюваності і травматизму

Визначимо коефіцієнти частоти і важкості захворювань і травматизму у конверторному цеху за рік, використовуючи середні статистичні дані за останні роки :

- середньооблікова чисельність працюючих на одному блоці (основний персонал), $Ч = 1000$ чол.;
- загальна кількість випадків захворювань, $H_3 = 110$;
- кількість виявлених професійних захворювань, $H_{зп} = 0$;
- кількість днів тимчасової непрацездатності по захворюваннях, $ДН_3 = 1150$;
- кількість нещасних випадків, $H_T = 1$;
- кількість днів тимчасової непрацездатності у зв'язку з травмами, $ДН_T = 14$.

Коефіцієнт частоти захворювань:

$$K_{чз} = 100 H_3 / Ч$$

$$K_{чз} = 100 \cdot 110 / 1000 = 11,0$$

Коефіцієнт важкості захворювань:

$$K_{тз} = ДН_3 / H_3$$

$$K_{тз} = 1150 / 110 = 10,45$$

Коефіцієнт частоти травматизму:

$$K_{чт} = 1000 H_T / Ч$$

$$K_{чт} = 1000 \cdot 1 / 1000 = 1$$

Коефіцієнт важкості травматизму:

$$K_{тт} = ДН_T / H_T$$

$$K_{тт} = 14 / 1 = 14$$

Оцінимо економічні наслідки захворюваності на блоці атомної станції, виходячи з таких умов :

- середнє денне вироблення, $СВ = 870$ грн.;
- витрати на 1 грн. товарної продукції, $З = 0,8$ грн.;
- питома вага умовно-постійних витрат в собівартості, $УП = 0,2$;
- середній розмір оплати одного дня по листках тимчасової непрацездатності, $ВН = 190$ грн.;
- фонд робочого часу на одного працівника в році, $Т_p = 230$ дн.;
- середній розмір штрафів за порушення в області охорони праці на одного травмованого працівника, $Ш = 10000$ грн.

Кількість днів тимчасової непрацездатності по захворюваннях і травмах:

$$ДН = ДН_з + ДН_т$$

$$ДН = 1150 + 14 = 1164$$

Скорочення випуску продукції (електроенергії) у зв'язку із захворюваністю і травматизмом:

$$СП = ДН \cdot СВ$$

$$СП = 1164 \cdot 870 = 1\,012\,680 \text{ грн.}$$

Собівартість цього об'єму продукції:

$$С = СП \cdot З$$

$$С = 1\,012\,680 \cdot 0,8 = 810\,144 \text{ грн.}$$

Відносне збільшення собівартості:

$$УС = С \cdot УП$$

$$УС = 810\,144 \cdot 0,2 = 162\,028,8 \text{ грн.}$$

Виплата допомоги по тимчасовій непрацездатності за перші п'ять днів тимчасової непрацездатності потерпілого проводиться за рахунок коштів страхувальника, а починаючи з шостого дня непрацездатності - за рахунок коштів Фонду [72].

Виплати по листках непрацездатності травмованим складуть:

$$В_т = 5Н_т \cdot ВН$$

$$B_T = 5 \cdot 1 \cdot 190 = 950 \text{ грн.}$$

Виплати по листках непрацездатності хворим:

$$B_3 = ДН_3 \cdot ВН$$

$$B_3 = 1150 \cdot 190 = 218\,500 \text{ грн.}$$

Виплати по листках непрацездатності в цілому:

$$B = B_T + B_3$$

$$B = 950 + 218\,500 = 219\,450 \text{ грн.}$$

Загальний економічний збиток:

$$Y = UC + B + Н_ТШ$$

$$Y = 162\,028,8 + 219\,450 + 1 \cdot 10\,000 = 391\,478,8 \text{ грн.}$$

4.4 Оцінка економічної ефективності заходів щодо покращення умов праці

У проектній частині кваліфікаційного проекту пропонуються наступні заходи щодо зниження травматизму і захворюваності :

- використання світлодіодних світильників, що зменшує навантаження на зоровий апарат, знижує ризик травмування через погану освітленість або засліпленість від надмірно яскравих поверхонь;
- застосування додаткового шару теплоізоляції розливного ковшу з хризоліт-азбесту;
- психологічна підготовка персоналу.

У результаті виконання цих заходів очікується зниження травматизму практично до нуля, а зниження загальної захворюваності – на 20%.

Таким чином, замість 1 нещасних випадків очікуване річне число травм на блоці можна прийняти рівним 0.

Одноразові витрати на заходи на заміну світильників складуть:

$$OB = 80\,000 \text{ грн.};$$

Поточні витрати на психологічну підготовку збільшаться за рік на 24000 грн.

$$PB = 64000 \text{ грн.}$$

Очікуване зниження травматизму:

$$\Delta H = 1$$

Зменшення днів непрацездатності :

$$\Delta ДН = \Delta H \cdot K_{\text{ТТ}} + 0,2ДН_3$$

$$\Delta ДН = 1 \cdot 14 + 0,2 \cdot 1150 = 244 \text{ днів}$$

Річне вироблення на одного працівника:

$$ГСВ = T_p \cdot СВ$$

$$ГСВ = 230 \cdot 870 = 200\,100 \text{ грн.}$$

Зменшення днів непрацездатності на одного працівника:

$$\Delta T = \Delta ДН / Ч$$

$$\Delta T = 244 / 1000 = 0,244$$

Приріст продуктивності праці:

$$П_T = [(T_p + \Delta T) / T_p - 1] 100$$

$$П_T = [(230 + 0,244) / 230 - 1] 100 = 0,106 \%$$

Зниження собівартості продукції:

$$E_c = ГСВ \cdot Ч \cdot З \cdot П_T \cdot УП$$

$$E_c = 200\,100 \cdot 1000 \cdot 0,8 \cdot 0,00106 \cdot 0,2 = 33\,937 \text{ грн.}$$

Скорочення виплат по листках непрацездатності:

$$E_{\text{Л}} = (5 \cdot \Delta H + \Delta ДН) \cdot ВН$$

$$E_{\text{Л}} = (5 \cdot 1 + 244) \cdot 190 = 47\,310 \text{ грн.}$$

Скорочення штрафних виплат:

$$E_{\text{Ш}} = Ш \cdot \Delta H$$

$$E_{\text{Ш}} = 10000 \cdot 1 = 10\,000 \text{ грн.}$$

Загальний економічний ефект:

$$E_{\text{еф}} = E_c + E_{\text{Л}} + E_{\text{Ш}} - ПВ - 0,15ОВ$$

$$E_{\text{еф}} = 33\,937 + 47\,310 + 10\,000 - 64\,000 - 0,15 \cdot 80\,000 = 15\,247 \text{ грн.}$$

Термін окупності одноразових витрат:

$$C_{\text{ок}} = ОВ / (E_c + E_{\text{Л}} + E_{\text{Ш}} - ПВ)$$

$$C_{\text{ок}} = 80\,000 / (33\,937 + 47\,310 + 10\,000 - 64\,000) = 2,936 \text{ років}$$

Економічна ефективність одноразових витрат:

$$E = 1 / C_{ок}$$

$$E = 1 / 2,936 = 0,341 \text{ грн./грн.}$$

Результати розрахунків заносимо до табл. 4.1

Таблиця 4.1 - Оцінка економічної ефективності заходів з поліпшення умов праці на блоці АЕС

Найменування показника	Одиниця виміру	Величина
Затрати на техногенну безпеку	млн. грн.	201,4
Сума відверненого збитку	млн. грн.	200 000
Одноразові витрати на заходи з поліпшення умов праці	грн.	80 000
Додаткові поточні витрати в рік	грн.	64 000
Зменшення кількості днів непрацездатності	дні	244
Зменшення кількості днів непрацездатності на одного працівника	дн./роб.	0,244
Приріст продуктивності праці	%	0,106
Зниження собівартості продукції	грн.	33 937
Річний економічний ефект від пропонованих заходів	грн.	15247
Термін окупності одноразових витрат	років	2,936
Економічна ефективність одноразових витрат	грн./грн.рік.	0,341

Таким чином, наведеними розрахунками доказана доцільність заходів з поліпшення умов праці на блоці АЕС.

ВИСНОВКИ

1. Розглянуті різні види ядерних реакторів з точки зору безпеки, а також захисні заходи щодо реакторів і турбін.
2. Для захисту реакторного відділення пропонується подвійна (двобар'єрна) циліндрична залізобетонні оболонка з пологим напівсферичним куполом; розрахунком перевірена стійкість оболонки до вибуху водню.
3. Запропонована система аварійного газовидалення, що виключає утворення у першому контурі парових (газових) пробок і порушення циркуляції теплоносія при зупинених головних циркуляційних насосах; реалізація схеми спрощує систему управління, знижує вартість обладнання і технічного обслуговування.
4. Запропонована система аварійного охолодження активної зони з пасивним і активним вузлами.
5. Для запобігання вибухам водню запропоновано застосування пасивних каталітичних рекомбінаторів водню на основі гідроксиду алюмінію і розрахована їх кількість.
6. Пропонується схема пристрою локалізації розплавленого матеріалу з підреакторним приміщенням на базі європейської, що застосовується у реакторах EPR як найбільш ефективна.
7. Для захисту парогенератора і трубопроводів від підвищення тиску пари пропонується імпульсний запобіжний пристрій.
8. Для запобігання розгону турбіни, тобто випадку, коли швидкість обертання перевищує допустиму, пропонується автомат безпеки.
9. Від надмірного осьового зсуву ротора турбіни пропонується встановити реле осьового зсуву.

10. Розраховане освітлення блоку шита управління і підібраний світильник.
11. Для запобігання стресу й обумовленим його дією захворюванням пропонується психологічна підготовка працівників, основана на навчальній програмі «управління стресами».

ПЕРЕЛІК ДЖЕРЕЛ ПОСИЛАННЯ

1. Данные PRIS по Украине. URL: www.iaea.org. (дата звернення 07.09.2019)
2. Ядерна енергетика України. URL: <https://uk.wikipedia.org/wiki> (дата звернення 10.09.2019)
3. Aion Pro. URL: <https://www.aion.pro/post/jadernaja-energetika-preimushhestva-i-pedostatki> (дата звернення 10.09.2019)
4. Івчук Ю.Ю. До питання охорони праці працівників АЕС. *Науковий вісник Міжнародного гуманітарного університету. Серія: Юриспруденція*. 2015. №15. Том 1. С. 116–118.
5. Цепная ядерна реакція. URL: https://ru.wikipedia.org/wiki/Цепная_Ядерна_реакция.
6. Коэффициент размножения нейтронов. URL : https://ru.wikipedia.org/wiki/Коэффициент_размножения_нейтронов
7. Реактивность ядерного реактора. URL : https://ru.wikipedia.org/wiki/Реактивность_ядерного_реактора
8. Розвиток атомної енергетики та об'єднаних енергосистем./ Денисевіч К.Б. та ін. URL:<http://energetika.in.ua/ua/books/book-4/part-1/section-2/2-1> (дата звернення 10.09.2019)
9. Ядерний реактор. URL: <https://uk.wikipedia.org/wiki> (дата звернення 12.09.2019)

10. Принцип роботи АЕС. URL: <https://www.sunpp.mk.ua/uk/node/123>
(дата звернення 12.09.2019)
11. Ткачук А. Вивчення техногенних небезпек, що пов'язані з аваріями на радіаційно-небезпечних об'єктах. *Наукові записки. Серія: Проблеми методики фізико-математичної і технологічної освіти*. 2016. Випуск 10(III). С 141-147.
12. АЭС с реактором типа ВВЭР-1000 / Андрущечко С.А. и др. Москва: Логос, 2010. 604 с.
13. Водо-водяной энергетический реактор. URL: ru.wikipedia.org/wiki
(дата звернення 13.09.2019)
14. Типы АЭС и их технологические схемы. URL: <https://leg.co.ua/info/spravka/tipy-aes-i-ih-tehnologicheskie-shemy.html>
15. Энергетика. ТЭС и АЭС. Трехконтурные схемы АЭС. URL: <http://tesiaes.ru/?p=9895>
16. Основы эксплуатации паровых турбин. URL: <http://energetika.in.ua/ru/books/book-3/part-1/section-3/3-3>
17. Основные причины аварий на электростанциях при эксплуатации паровых турбин. URL : <https://1cert.ru/stati/osnovnyie-prichiny-avariy-na-elektrostantsiyakh-pri-ekspluatatsii-parovykh-turbin>.
18. Защиты турбины. URL: <http://tesiaes.ru/?p=7272>
19. Чорнобильська катастрофа. URL: https://uk.wikipedia.org/wiki/Чорнобильська_катастрофа.
20. Экологические последствия аварии на Чернобыльской АЭС и их преодоление: двадцатилетний опыт. Доклад экспертной группы "Экология" Чернобыльского форума. Вена: МАГАТЭ, 2008. 199 с.
21. Інформація про аварію на Чорнобильській АЕС і її наслідки, підготовлена для Магате". *Атомна енергія*. 1986. №5.
22. INSAG-7. Чернобыльская авария: дополнение к INSAG-1. Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности. Вена : 1993. 159 с.

23. Аварія на Першій Фукусімській АЕС. URL : [https://uk.wikipedia.org/wiki/ Аварія_на_Першій_Фукусімській_АЕС](https://uk.wikipedia.org/wiki/Аварія_на_Першій_Фукусімській_АЕС)
24. Fukushima disaster: Japan acknowledges first radiation death from nuclear plant hit by tsunami. URL : <https://www.abc.net.au/news/2018-09-06/>
25. Фукусима : причины и последствия. URL : <https://www.golos-ameriki.ru/a/ag-fukusima-discuss-2011-03-28-118791559/229425.html>
26. Названа главная причина катастрофы на АЭС "Фукусима-1" URL : <https://lenta.ru/articles/2012/07/09/fukushimareport/>
27. The official report of The Fukushima Nuclear Accident Independent Investigation Commission. Executive summary. The National Diet of Japan, 2012. 88 с.
28. The Damage and Accident Responses at the Fukushima Dai-ichi NPS and the Fukushima Dai-ni NPS. Final Report : Investigation Committee on the Accident at Fukushima Nuclear Power Stations of Tokyo Electric Power Company. 2012. 208 с.
29. Авария на АЭС Фукусима-1. URL : <https://ru.wikipedia.org/wiki/>
30. Пароцирконієва реакція. URL : https://uk.wikipedia.org/wiki/Пароцирконієва_реакція
31. Самойлов О. Б., Усынин Г. Б., Бахметьев А. М. Безопасность ядерных энергетических установок. Москва : Энергоатомиздат, 1989. 280 с.
32. Келлер В. Д. Пассивные каталитические рекомбинаторы водорода для атомных электростанций. *Теплоэнергетика*. 2007. № 3. С. 65—68.
33. Пассивный каталитический рекомбинатор водорода. Патент РФ 236/2360734. Ивков И.М. и др.. 21.03.2013.
34. Системы безопасности ВВЭР-1200. URL : https://ozlib.com/862773/tehnika/sistemy_bezопасnosti_vver_1200_analogichnye_sistemam_bezопасnosti_vver_1000

35. Назначение и состав первого контура ВВЭР-1000. URL : https://studopedia.su/18_54373_naznachenie-i-sostav-pervogo-kontura-vver-.html
36. Гермооболонка. URL : <https://uk.wikipedia.org/wiki/гермооболонка>
37. Swarup R., Mishra S. N., Jauhari V. P. Environmental Science And Technology. New Delhi: Mittal publications, 1992. 329 p.
38. Профзаболевания работников атомных станций. URL : <https://ppt-online.org/234938>
39. Хімія та сучасні технології. IX Міжнародна науково-технічна конференція. Тези доповідей. Том 3. Актуальність використання в Україні європейських стандартів регулювання ядерної та радіаційної безпеки Дубовік Д.В. та ін. Дніпро, 2019. С. 15 – 18.
40. Перелік професійних захворювань (із змінами внесеними згідно з Постановою КМ № 294 від 26.04.2017). [Чинний від 083-11-2000]
41. Яблон С., Хрубек З., Бойс Д. Раковые заболевания населения, проживающего вблизи ядерных объектов : отчет об исследовании, проведенном в США научными работниками Национального института рака. *Бюллетень МАГАТЭ*. 1991. №2. С. 20 – 28.
42. Гюнтер Н.А. Комплексная оценка донозологических проявлений неврологических заболеваний у работников атомной отрасли и индивидуальные программы их коррекции. Диссертация на соискание ученой степени доктора медицинских наук. 14..00.13. Москва, 2008. 218с.
43. Оценка профессиональных рисков работников атомной отрасли по данным периодических медицинских осмотров и обязательных психофизиологических обследований / Бобров А.Ф. и др. *Гигиена и санитария*. 2017. №9. С. 892 – 896.
44. Міжнародна класифікація хвороб десятого перегляду МКХ-10. URL : <https://studfile.net/preview/3889805/page:30/>
45. Первый ВВЭР-1200 на минимальном контролируемом уровне мощности URL : <https://tnenergy.livejournal.com/59824.html>

46. Пергаменщик Б.К., Теличенко В.И., Темишев Р.Р. Возведение специальных защитных конструкций АЭС Москва : Издательский дом МЭИ, 2011. 240 с.

47. Рапина К.А. Конструкции защитных железобетонных оболочек ядерных установок URL : <http://eprints.kname.edu.ua/>

48. Система газоудаления из оборудования первого контура реакторной установки водо-водяного типа. Патент РФ 2273897. G21C15/00, G21D1/02 / В.А. Новоселов, Никитенко М.П., Банюк Г.Ф., Оськин И.П. Заявл. 20.08.2004. Опубл. 10.06.2006.

49. Система аварийного охлаждения активной зоны ядерного реактора. URL : http://www.holodilshchik.ru/index_holodilshchik_issue_2_2011_Sistema_ohlazhdeniya_reaktora.htm

50. Электрическая часть электростанций. / Под ред. С.В. Усова. Москва : Энергия, 1987. 111 с.

51. Рекомбінатори водню - черговий крок до підвищення рівня безпеки другого енергоблоку Південно-Української АЕС. Офіційний сайт Південно-Українського енергокомплексу. URL : https://www.sunpp.mk.ua/uk/news/news_sunpp/2183

52. Черниченко А.Б., Сукач Р.Ю. Рекомбинаторы водорода – очередной шаг к повышению уровня безопасности Белорусской АЭС. URL : <https://sci.ldubgd.edu.ua/bitstream/handle/123456789/2052/>

53. ЗАО НПК Эллирон. Рекомбинаторы водовода. URL : <http://elliron.ru/Продукция/Разработки/Атомная-энергетика>

54. Ловушка расплава. URL : <https://ru.wikipedia.org/wiki/ловушка+расплава>

55. Столяревский А. Спасает ли ловушка? URL : <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=5215>

56. Молчанов И.А., Шумилин М.П. Удержание расплава активной зоны внутри контаймента при тяжелых авариях ядерных энергоблоков.

Восточно-Европейский журнал передовых технологий. 2011. № 2/8 (50). С. 20 – 25.

57. Импульсное предохранительное устройство. URL : <https://ru.wikipedia.org/wiki/>

58. Состояние паротурбинного оборудования в Украине. URL : <http://energetika.in.ua/ru/books/book-3/part-1/section-3/3-4>

59. Корпоративный энергетический университет. Защиты турбины. URL : <http://tesiaes.ru/?p=7272>

60. Енергоатом. Діяльність. URL : http://www.energoatom.com.ua/ru/actvts-16/labour_protection-166/

61. Шумська Н. Весняна школа НАЕК Енергоатом. Чому ядерна енергетика безпечна? URL : <https://www.slideshare.net/energoatom/2016-60028107>

62. Рижков В.Г., Куріс Ю.В., Кутузова І.О. Теорія горіння та вибуху : навчально-методичний посібник для студентів ЗДІА напряму підготовки 6.170202 «Охорона праці». Запоріжжя, ЗДІА. 2016. 110 с.

63. Водень URL : <https://uk.wikipedia.org/wiki/Водень>

64. ДБН В.2.5-28-2018. Природне та штучне освітлення [Чинний від 2019-03-01]. Київ : Мінрегіон України, 2018. 137с.

65. Кнорринг Г.М., Фадин И.М., Сидоров В.Н. Справочная книга для проектирования электрического освещения. Санкт-Петербург : Энергоатомиздат, 1992. 448 с.

66. Расчет освещенности помещений. URL : <https://habr.com/ru/post/375931/>

67. Pacific LED - світильник пиловологозахищений URL : <https://www.light-group.com.ua/catalog/pacific-led/>

68. Гаценко А. Во сколько обошлась Украине авария на Чернобыльской АЭС? URL : <https://kp.ua/economics/537312-vo-skolko-oboshelsia-chernobyl-ukrayne>

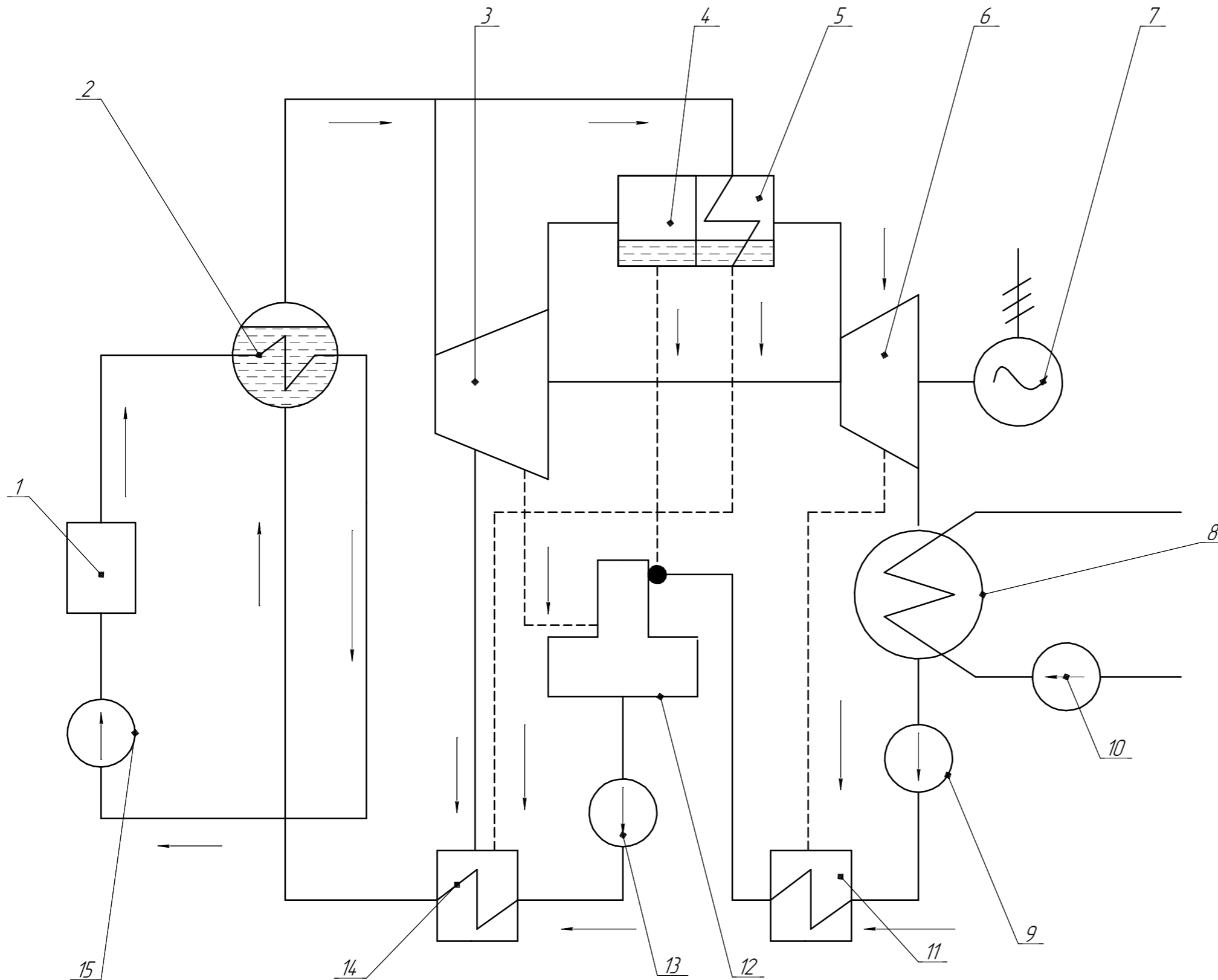
69. Чернобыльская катастрофа обошлась в 200 миллиардов долларов. URL : <https://glavcom.ua/publications/114157-chernobylskaja-katastrofa-oboshlas-v-200-milliardov-dollarov.html>

70. Збитки від катастрофи на АЕС «Фукусіма-1» за три роки перевищили \$100 млрд. URL : <https://www.unian.ua/economics/energetics/895483-zbitki-vid-katastrofi-na-aes-fukusima-1-za-tri-roki-perevischili-100-mlrd.html>

71. Расходы на устранение последствий катастрофы на АЭС "Фукусима" оценили в \$180 млрд. URL : <https://www.interfax.ru/world/539376>

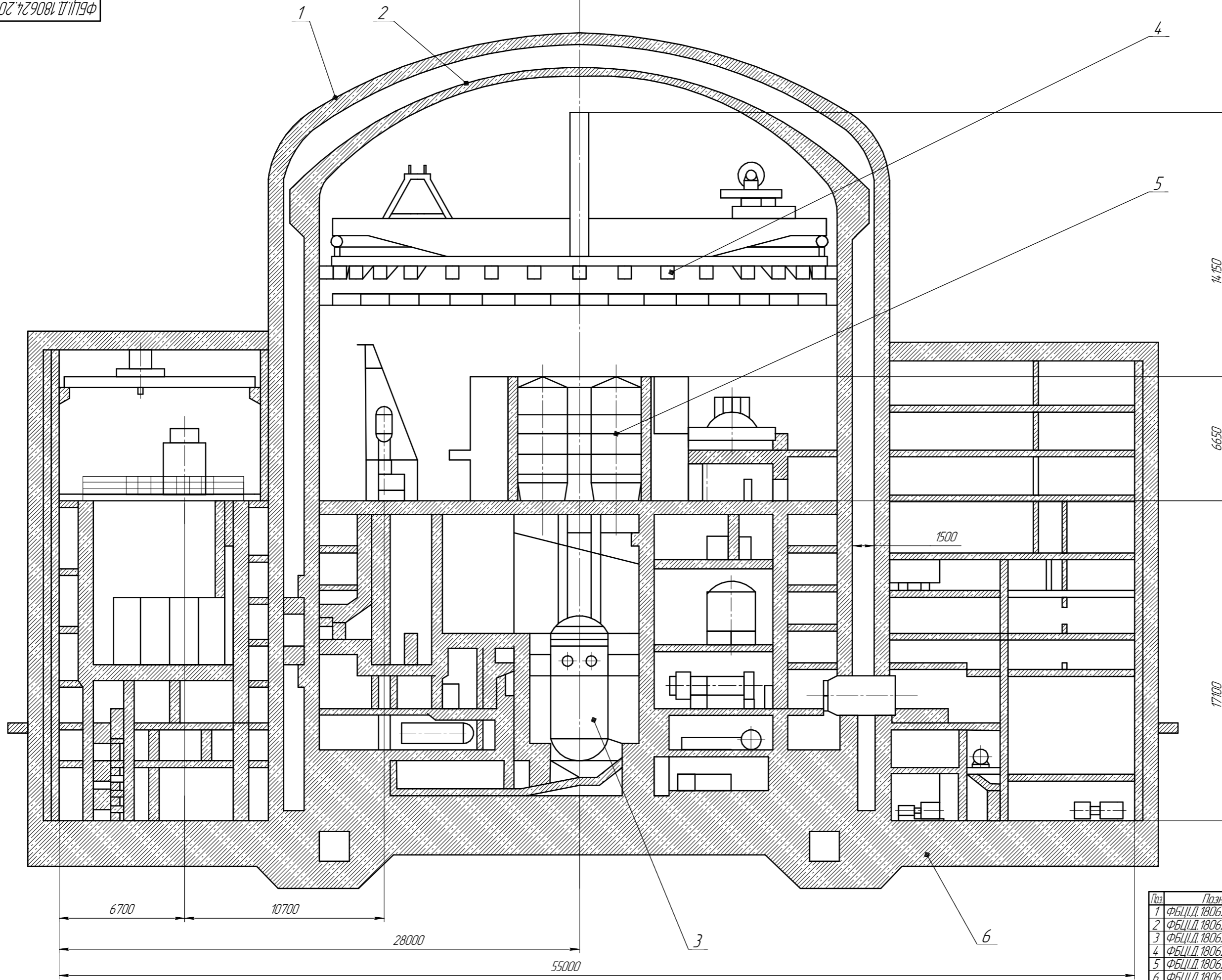
72. Закон України Про загальнообов'язкове державне соціальне страхування. Відомості Верховної Ради України (ВВР), 1999, № 46-47, ст.403 від 23.09.1999 № 1105.

Принципова схема двоконтурної АЕС



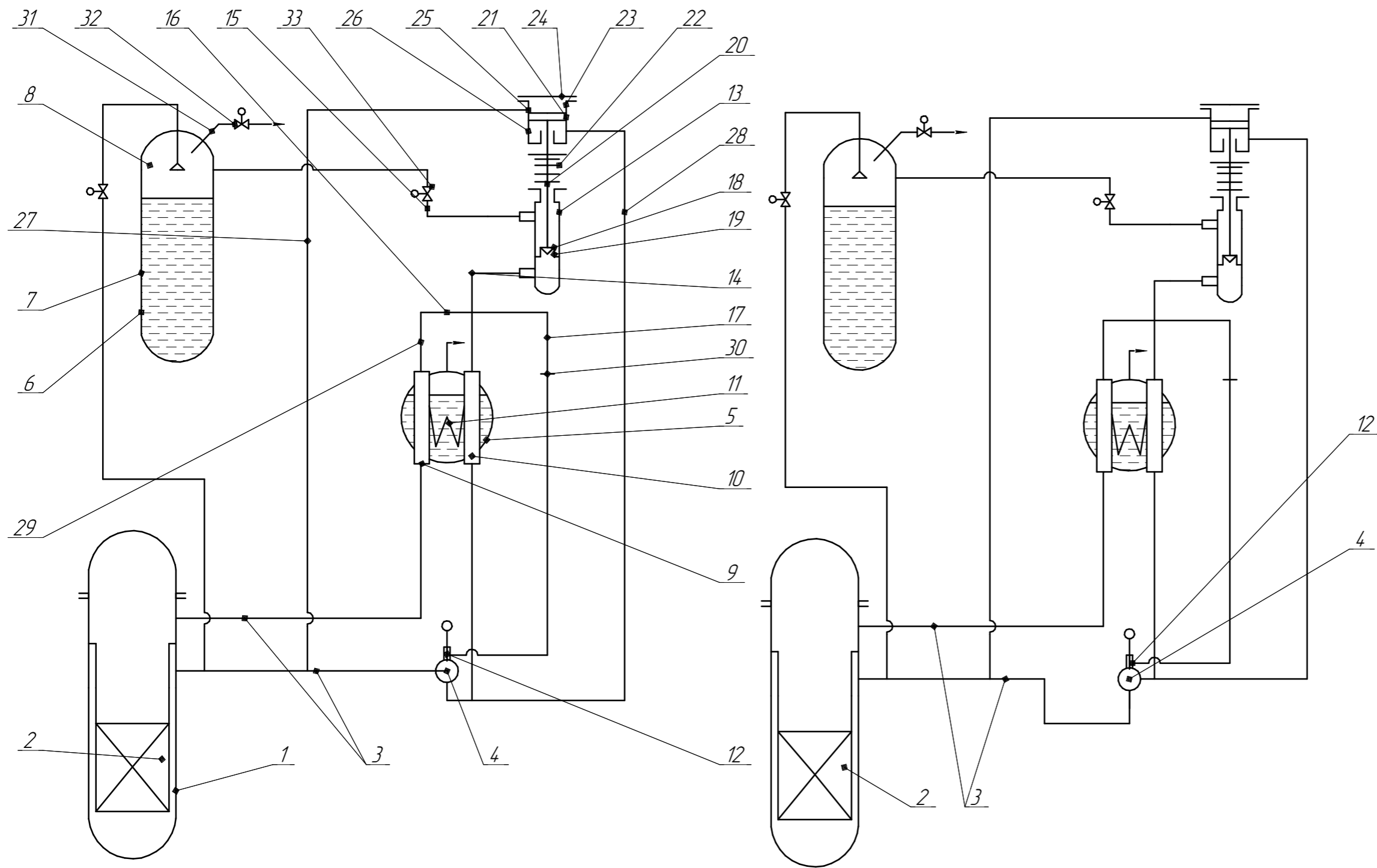
Поз.	Найменування	Кіл.	Примітка
1	Реактор	1	
2	Парогенератор	1	
3	Частини високого тиску турбіни	1	
4	Сепаратор	1	
5	Пароперегрівач	1	
6	Частини низького тиску турбіни	1	
7	Генератор	1	
8	Конденсатор	1	
9	Конденсатний насос	1	
10	Циркуляційний насос	1	
11	Підігрівач низького тиску	1	
12	Деаератор	1	
13	Живильний насос	1	
14	Підігрівач високого тиску	1	
15	Головни циркуляційний насос	1	

				ФБЦ.Д.180624.100 СХ			
Зм. Арк.	№ док.	Підп.	Штамп	Розробка заходів з охорони праці	Лист	Маса	Маштаб
Розроб.	Малахов О.В.			у реакторно-турбінному	8		
Керівник	Рижков В.Г.			відділенні атомних електростанцій	Лист 1	Листів	9
Консил.	Рижков В.Г.						
Начальн.	Рижков В.Г.			Принципова схема двоконтурної АЕС			Міністерство освіти і науки України, ІІ ЗНУ, каф. ПЕОД, гр. ІІБ-18-1а2
Затв.	Коханевич Г.Б.						



Поз.	Позначення	Найменування	Кіл.	Примітка
1	ФБЦ.Д.180624.201	Зовнішня оболонка	1	
2	ФБЦ.Д.180624.202	Внутрішня оболонка	1	
3	ФБЦ.Д.180624.203	Реактор	1	
4	ФБЦ.Д.180624.204	Рекомбінатори водню	1	
5	ФБЦ.Д.180624.205	Парогенератори	1	
6	ФБЦ.Д.180624.206	Залізобетонний фундамент	1	

ФБЦ.Д.180624.200 ЗВ				
Зм. Арк.	№ док.	Підп.	Штук.	Розробка заходів з охорони праці у реакторно-турбінному відділенні атомних електростанцій
Розроб.	Малахов О.В.			Лист 2
Керівник	Рижков В.Г.			Листів 9
Консульт.	Рижков В.Г.			
Начальник	Рижков В.Г.			Міністерство освіти і науки України, ІІ ЗНУ
Затв.	Кожухович Г.Б.			каб. ПЕОД, гр. 116-18-112

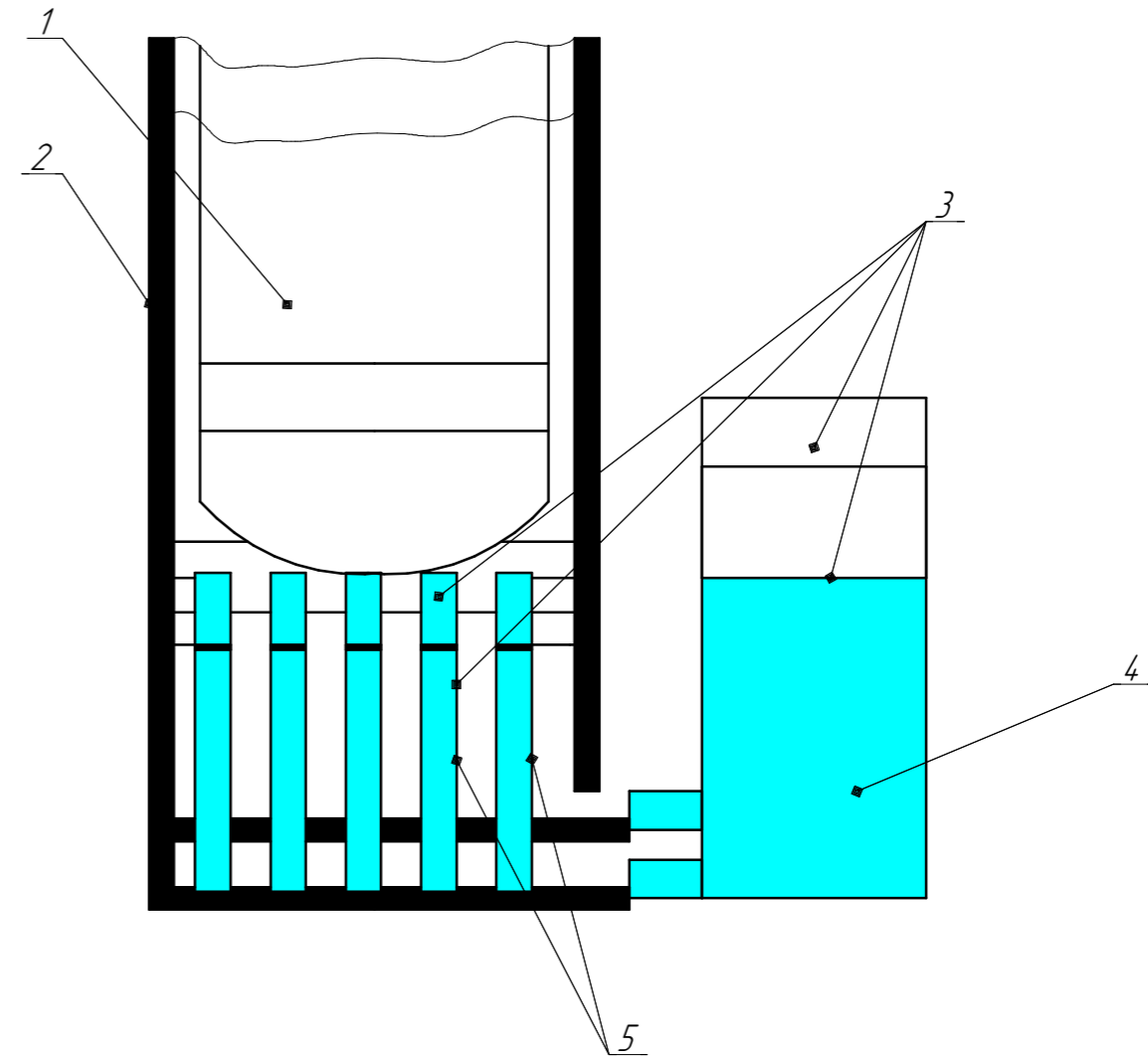
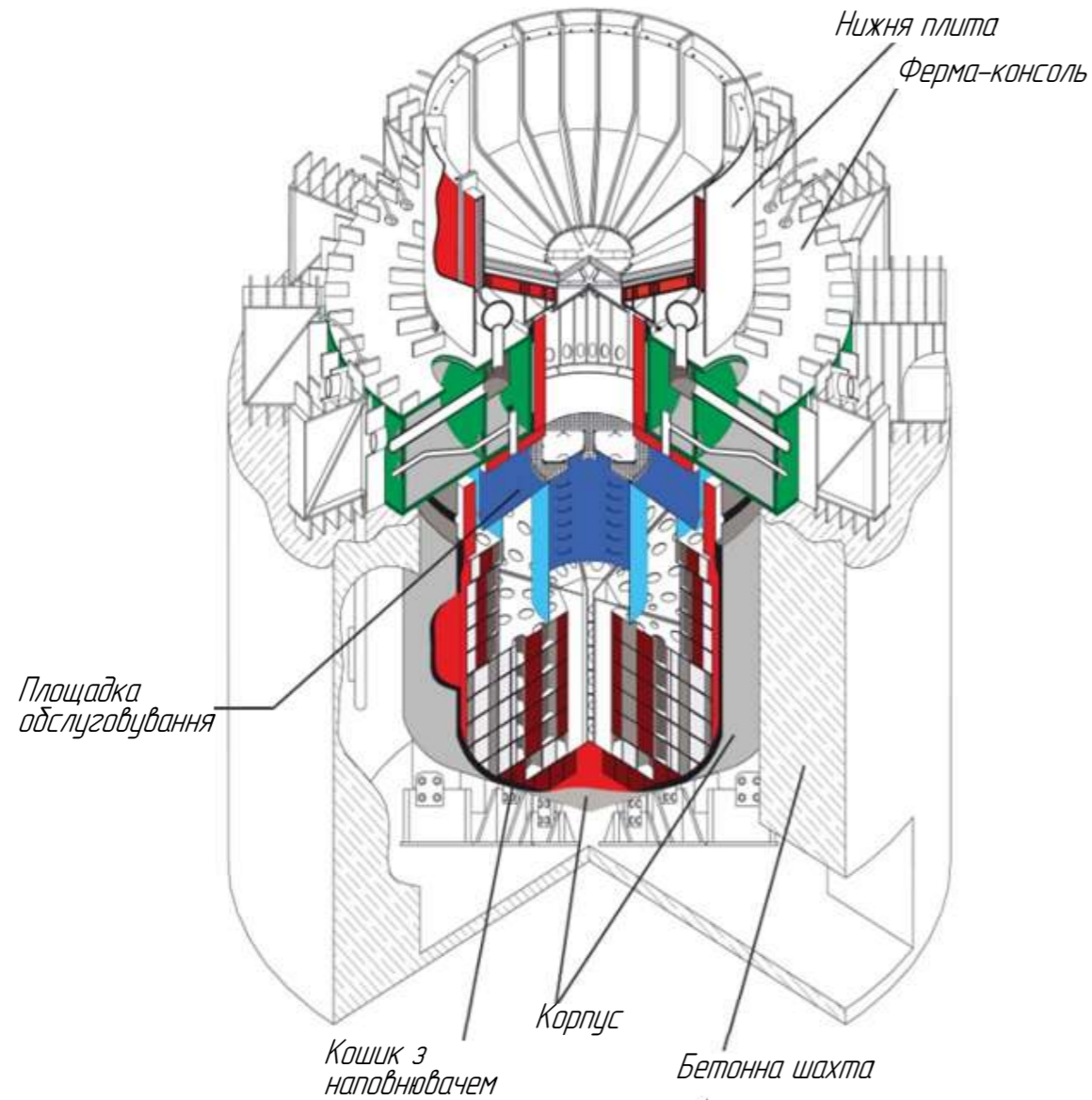


Поз.	Найменування	Кіл.	Примітка
1	Реактор	1	
2	Активна зона	1	
3	Головні циркуляційні трубопроводи	1	
4	Головний циркуляційний насос	1	
5	Парогенератор	1	
6	Паровий компенсатор	1	
7	Водяна порожнина	1	
8	Парава порожнина	1	
9	Гарячий колектор	1	
10	Холодний колектор	1	
11	Пучок теплообмінних труб	1	
12	Зона ущільнення циркуляційного насоса	1	
13	Запірна арматура	1	
14	Трубопровід	1	
15	Трубопровід	1	
16	Трубопровід	1	
17	Трубопровід	1	
18	Клапан	1	
19	Сідло	1	
20	Штак	1	
21	Паршень гідроприводу	1	
22	Пружина	1	
23	Циліндр гідроприводу	1	
24	Гідропривід	1	
25	Підвідна пружина	1	
26	Відвідна пружина	1	
27	Трубопроводи	1	
28	Трубопроводи	1	
29	Дроселі	1	
30	Дроселі	1	
31	Трубопровід	1	
32	Запірна арматура	1	
33	Запірна арматура	1	

				ФБЦ.Д.180624.300 СХ				
Зм. Арк.	№ док.	Підп.	Дата	Розробка заходів з охорони праці у реакторно-турбінному відділенні атомних електростанцій	Лист	Маса	Маштаб	
Розроб.	Малахов О.В.				д	н		
Керівник	Рижков В.Г.				Лист з	Листів	9	
Консил.	Рижков В.Г.				Міністерство освіти і науки України, ІІ ЗНУ, каф. ПЕОД, гр. ІІБ-18-1м2			
Начальн.	Рижков В.Г.			Система газовиділення з реакторної установки				
Затв.	Кожухович Г.Б.							

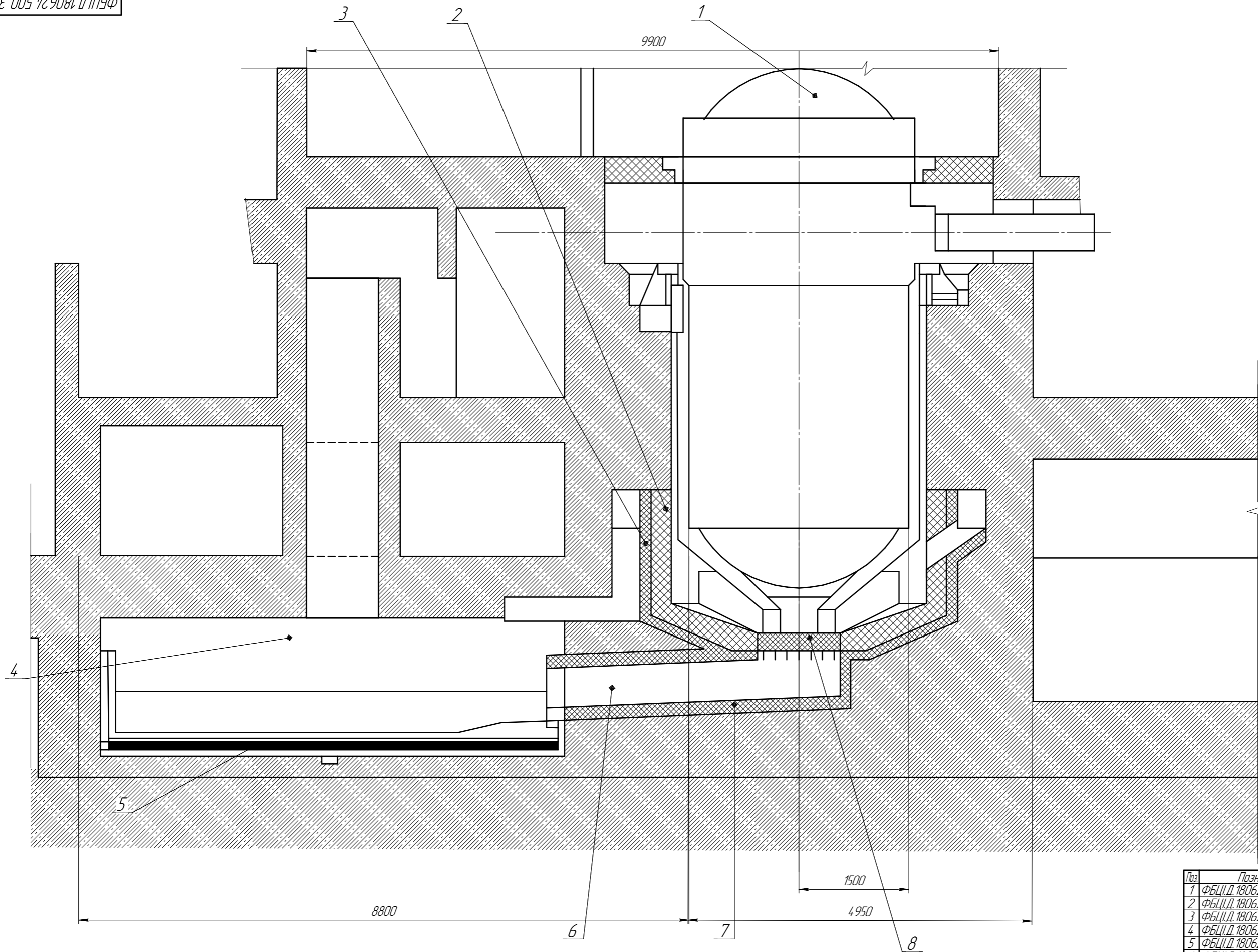
ПРИСТРІЙ ЛОКАЛІЗАЦІЇ РОЗПЛАВЛЕНОГО МАТЕРІАЛУ ТИГЕЛЬНОГО ТИПУ

ПРИСТРІЙ ЛОКАЛІЗАЦІЇ РОЗПЛАВЛЕНОГО МАТЕРІАЛУ ЕЛЕКТРИСІТЕ ДЕ ФРАНС



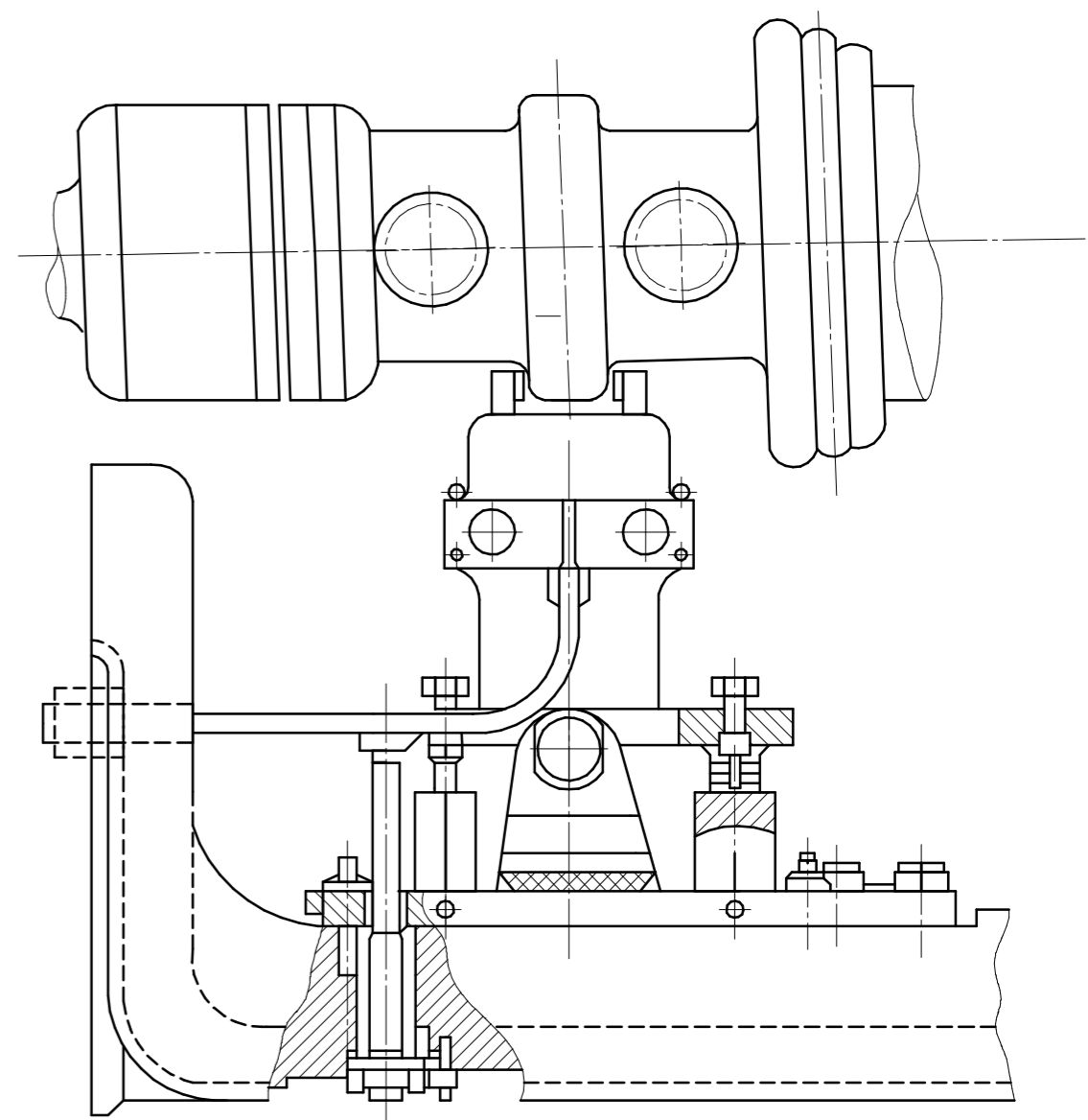
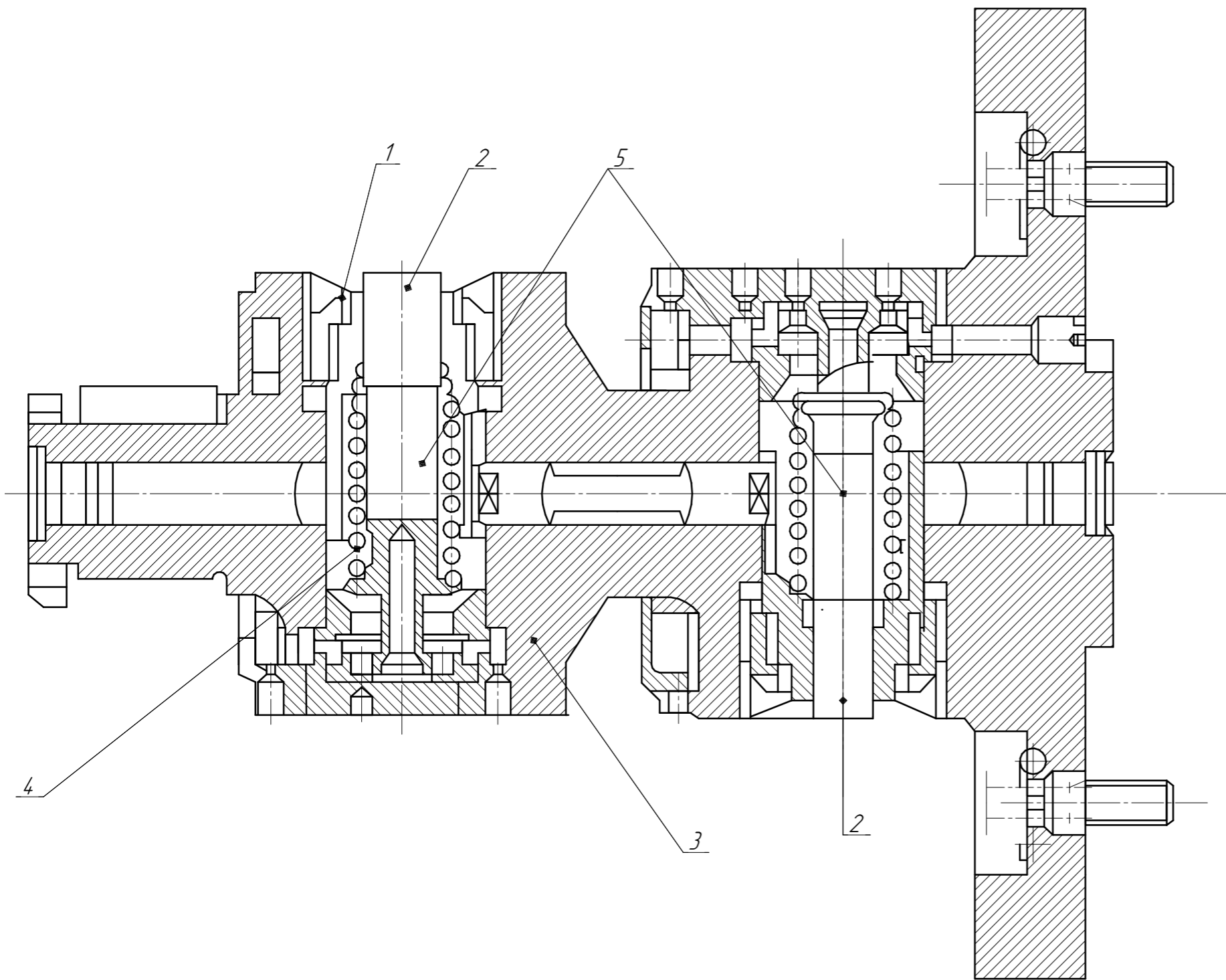
Поз.	Найменування	Кіл.	Примітка
1	Корпус реактора	1	
2	Шахта реактора	1	
3	Об'єм залитий водою	1	
4	Бак запасу води	1	
5	Парожини для розміщення розплаву	1	

ФБЦІ.Д.180624.400 ЗВ				Лит.	Маса	Маштаб
Зм. Арк.	№ док.	Підп.	Штук.	Розробка заходів з охорони праці	д	н
Розроб.	Малахов О.В.			у реакторно-турбінному		
Керівник	Рижков В.Г.			відділенні атомних електростанцій	Лист 4	Листів 9
Консил.	Рижков В.Г.			Пристрої локалізації розплавленого матеріалу		
Начальн.	Рижков В.Г.				Міністерство освіти і науки України, ІІ ЗНУ, каб. ПЕОД, гр. 116-18-113	
Затв.	Кожухович Г.Б.					



Поз.	Позначення	Найменування	Кіл.	Примітка
1	ФБЦ.Д.180624.501	Реактор	1	
2	ФБЦ.Д.180624.502	Матеріал	1	
3	ФБЦ.Д.180624.503	Захисний шар	1	
4	ФБЦ.Д.180624.504	Басейн для коріума	1	
5	ФБЦ.Д.180624.505	Охолодження основи	1	
6	ФБЦ.Д.180624.506	Канал для виходу коріума	1	
7	ФБЦ.Д.180624.507	Захисний шар	1	
8	ФБЦ.Д.180624.508	Парадка для розплави	1	

ФБЦ.Д.180624.500 ЗВ				
Зм. Арк.	№ док.м.	Підп.	Штамп	Лист 5 / Листів 9
Розроб.	Малахов О.В.			Розробка заходів з охорони праці у реакторно-турбінному відділенні атомних електростанцій
Керівник	Рижков В.Г.			Міністерство освіти і науки України, ІІ ЗНУ, каб. ПЕОД, гр. 116-18-112
Консил.	Рижков В.Г.			
Начальн.	Рижков В.Г.			
Затв.	Кожухович Г.Б.			



Поз.	Найменування	Кіл.	Примітка
1	Регулююча балка	1	
2	Бійки	1	
3	Передній кінець ротору турбіни	1	
4	Пружина	1	
5	Центр вани бійки	1	

ФБЦ.Д.180624.600.ЗВ				Лит.	Маса	Маштаб
Зм. Арк.	№ док.м.	Лист	Лист	Лит.	Маса	Маштаб
Розроб.	Малахов О.В.			Лит.	Маса	Маштаб
Керівник	Рижков В.Г.			Лит.	Маса	Маштаб
Консил.	Рижков В.Г.			Лит.	Маса	Маштаб
Начальн.	Рижков В.Г.			Лит.	Маса	Маштаб
Затв.	Кожухович Г.Б.			Лит.	Маса	Маштаб

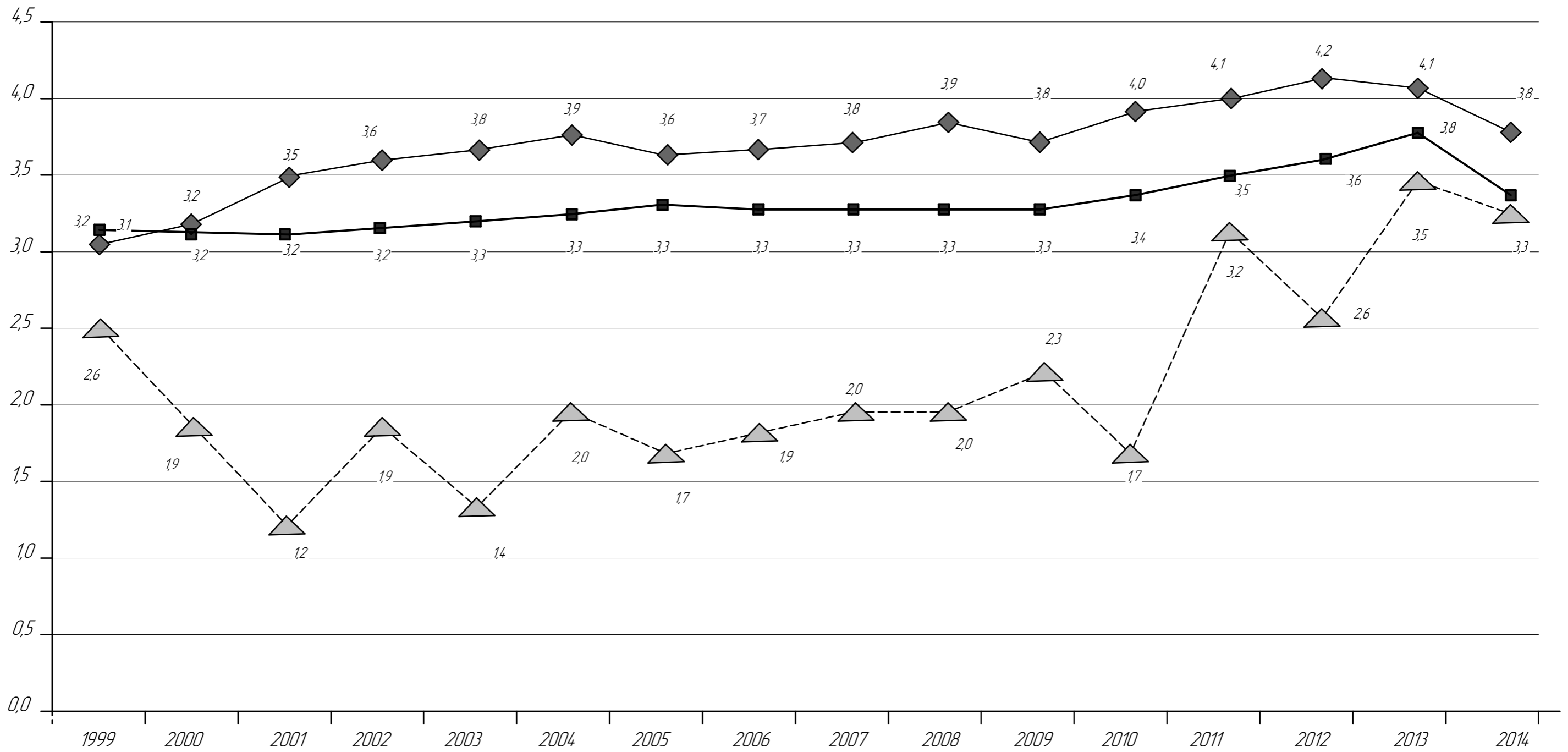
Розробка заходів з охорони праці у реакторно-турбінному відділенні атомних електростанцій




Автомат безпеки турбіни Реле осьового зсуву

Лист 6 / Листів 9

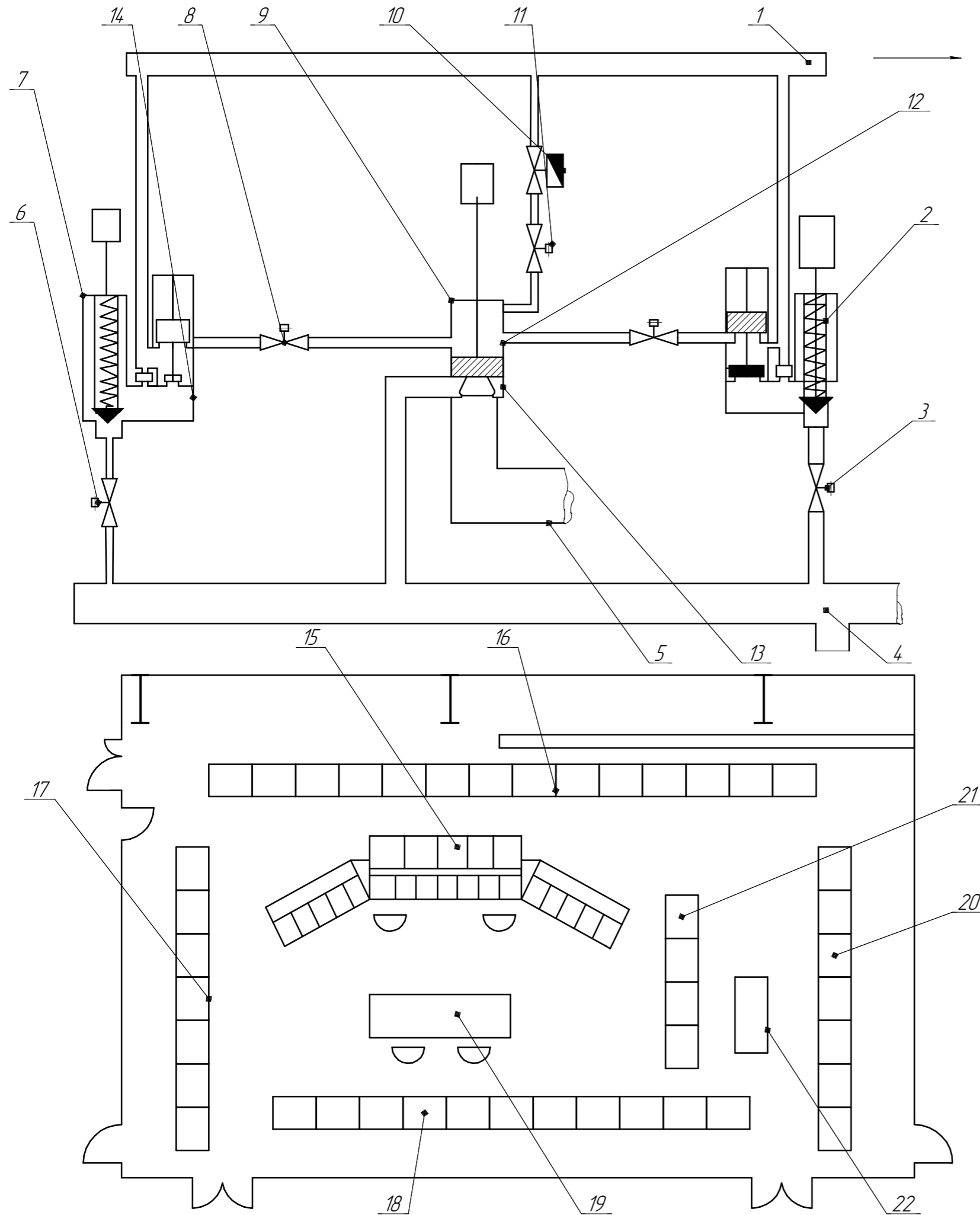
Міністерство освіти і науки України, ІІ ЗНУ, каф. ПЕОД, гр. ІІБ-18-1а2

Динаміка онкологічної захворюваності, кількість випадків на 1000 чоловік



 Миколаївська область
 Україна
 ОП ЮУ АЕС

				ФБЦ.Д.180624.700 СХ			
Зм. Арк.	№ док.	Підп.	Дата	Розробка заходів з охорони праці у реакторно-турбінному відділенні атомних електростанцій	Лист	Маса	Маштаб
Розроб.	Моложав О.В.				№		
Керівник	Рижков В.Г.				Лист 7	Листів 9	
Консульт.	Рижков В.Г.			Динаміка онкологічної захворюваності	Міністерство освіти і науки України, ІІ ЗНУ, каб. ПЕОД, гр. ІІБ-18-113		
Начальник	Рижков В.Г.						
Затв.	Коханевич Г.Б.						



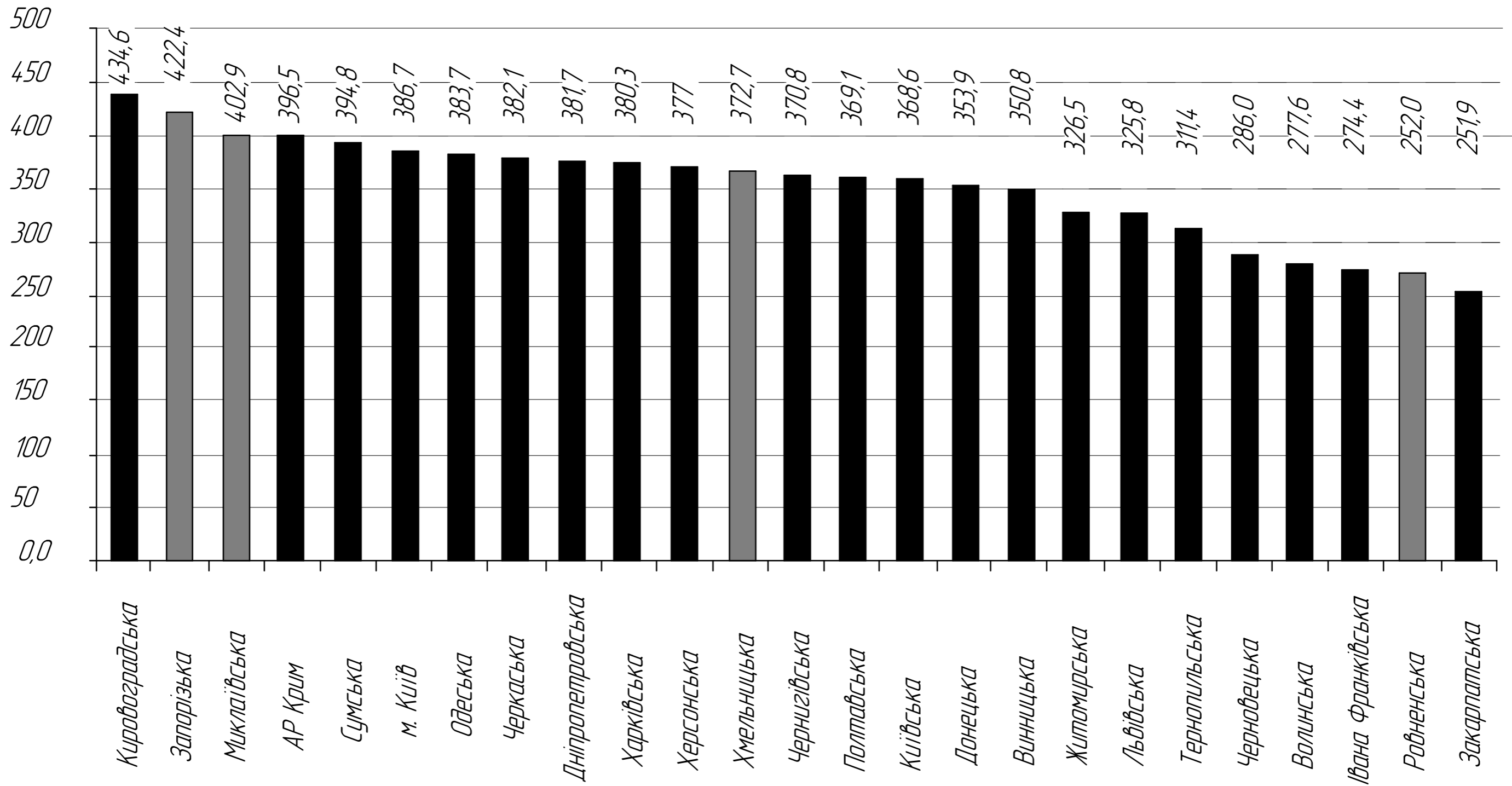
Показники світильника PHILIPS Pacific LED

Характеристика	Одиниця виміру	Показник
Потужність	Вт	58
Світловий потік	лм	8000
Світловіддача	лм/Вт	138
Колірна температура	К	4000/6500
Термін служби	година	100000
Ступінь захисту	-	IP66

Поз.	Найменування	Кіл.	Примітка
1	Пристрій для приймання середовища, яке скидається	1	
2	Імпульсний клапан, який керує	1	
3	Ручний відсічний клапан	1	
4	Трубопровід від захисного пристрою	1	
5	Пристрій для приймання середовища, яке скидається	1	
6	Ручний відсічний вентиль	1	
7	Керуючий імпульсний клапан	1	
8	Ручний відсічний вентиль	1	
9	Основний запобіжний клапан	1	
10	Імпульсний електромагнітний клапан	1	
11	Електропривідний клапан	1	
12	Камера В	1	
13	Камера А	1	
14	Камера С	1	
15	Пульт керування	1	
16	Оперативні панелі	1	
17	Неоперативні панелі	1	
18	Неоперативні панелі	1	
19	Стіл-пульт керівника блоку	1	
20	Панелі електропристроїв	1	
21	Комп'ютери	1	
22	Стіл	1	

				ФБЦ.Д.180624.800 СХ			
Зм. Арк.	№ док-м.	Підп.	Підп.	Розробка заходів з охорони праці у реакторно-турбінному відділенні атомних електростанцій	Лист	Маса	Маштаб
Розроб.	Малахов О.В.			Імпульсний запобіжний пристрій	В	Н	
Керівник	Рижков В.Г.				Лист в	Листів	9
Консил.	Рижков В.Г.				Міністерство освіти і науки України, ІІ ЗНУ, каб. ПЕОД, гр. ІІБ-18-1к2		
Начальн. Зупб.	Рижков В.Г.			Комп'ютерна обробка блоку щита керування			

Розподіл онкозахворюваності по областях України



ФБЦ.Д.180624.900 ГР				Лит	Маса	Маштаб
Зм. Арк.	№ док.м.	Підп.	Дата	Розробка заходів з охорони праці у реакторно-турбінному відділенні атомних електростанцій	Лист 9	Листів 9
Розроб.	Малахов В.В.					
Керівник	Рижко В.Г.					
Консульт.	Рижко В.Г.					
Начальник	Рижко В.Г.			Розподіл онкозахворюваності по областях України	Міністерство освіти і науки України, ІІ ЗНУ	
Затв.	Коханевич Г.Б.				каб. ПЕОД, гр. 116-18-113	

ОЦІНКА ЕКОНОМІЧНОЇ ЕФЕКТИВНОСТІ ЗАХОДІВ З ПОЛІПШЕННЯ УМОВ ПРАЦІ НА БЛОЦІ АЕС

НАЙМЕНУВАННЯ ПОКАЗНИКА	ОДИНИЦЯ ВИМІРУ	ВЕЛИЧИНА
ЗАТРАТИ НА ТЕХНОГЕННУ БЕЗПЕКУ	МЛН. ГРН.	201,4
СУМА ВІДВЕРНЕНОГО ЗБИТКУ	МЛН. ГРН.	200 000
ОДНОРАЗОВІ ВИТРАТИ НА ЗАХОДИ З ПОЛІПШЕННЯ УМОВ ПРАЦІ	ГРН.	80 000
ДОДАТКОВІ ПОТОЧНІ ВИТРАТИ В РІК	ГРН.	64 000
ЗМЕНШЕННЯ КІЛЬКОСТІ ДНІВ НЕПРАЦЕЗДАТНОСТІ	ДНІ	244
ЗМЕНШЕННЯ КІЛЬКОСТІ ДНІВ НЕПРАЦЕЗДАТНОСТІ НА ОДНОГО ПРАЦІВНИКА	ДН./РОБ.	0,244
ПРИРІСТ ПРОДУКТИВНОСТІ ПРАЦІ	%	0,106
ЗНИЖЕННЯ СОБІВАРТОСТІ ПРОДУКЦІЇ	ГРН.	33 937
РІЧНИЙ ЕКОНОМІЧНИЙ ЕФЕКТ ВІД ПРОПОНОВАНИХ ЗАХОДІВ	ГРН.	15247
ТЕРМІН ОКУПНОСТІ ОДНОРАЗОВИХ ВИТРАТ	РОКІВ	2,936
ЕКОНОМІЧНА ЕФЕКТИВНІСТЬ ОДНОРАЗОВИХ ВИТРАТ	ГРН./ГРН.РІК.	0,341

				ФБЦ/Д.180624.010 ТБ				
Зм. Дир.	№ док.	Підп.	Дата	Розробка заходів з охорони праці у реакторно-турбінному відділенні атомних електростанцій	Лист	Маса	Маштаб	
Розроб.	Малахов О.В.				д	н		
Керівник	Рижков В.Г.				Лист 10 / Листів 10			
Консил.	Рижков В.Г.				Міністерство освіти і науки України, ІІ ЗНУ, каф. ПЕОТ, гр. ЦБ-18-1мз			
Начальн.	Рижков В.Г.			Техніко-економічні показники				
Затв.	Кожем'які Г.Б.							