

Зміст

Вступ.....2

1 Ядерна енергетика у світі та Україні: стан та перспективи розвитку.....**3**

2 Законодавче та нормативно-правове забезпечення розвитку ядерно-промислового комплексу України 18

3 Короткий опис місця розташування Хмельницької АЕС.....25

4 Стисла характеристика об'єктів навколишнього середовища.....53

5 Короткий опис технологічного процесу виробництва електроенергії енергоблоками Хмельницької АЕС 66

6 Безпека експлуатації та ядерна безпека.....80

7 Радіаційна безпека та радіаційний вплив на навколишнє середовище.....127

8 Аварійне планування та готовність.....141

9 Нерадіаційний вплив на навколишнє середовище.....159

10 Перспективи розвитку ХАЕС та прилеглих територій

при добудові енергоблоків № 3, 4 Хмельницької АЕС.....169

1. Ядерна енергетика у світі та Україні: стан та перспективи розвитку

Ще дотепер має значний вплив на громадську думку синдром Чорнобиля. Але, це не зупинило розвиток атомної енергетики у світі. До 442 реакторів, які працюють зараз у світі, наш найближчій сусід Росія планує додати ще 27 блоків. В розвинених країнах на атомних електростанціях виробляється 30 відсотків електроенергії. У всьому світі атомники ретельно і скрупульозно вивчили причини цієї катастрофи. Вони вжили необхідних заходів, аби подібне не повторилось.

Однак громадськість не завжди володіє інформацією про дійсний стан справ, про те, що енергетика в багатьох країнах базується на АЕС. Достатньо навести приклади Японії і Франції. Ми допускаємо, що можуть з'явитися інші джерела енергії, але поки їх немає, людство має використати досягнення в царині атомної енергетики.

Стратегічний погляд на ситуацію показує, що якщо сьогодні не почати розвивати інфраструктуру атомної енергетики в світовому масштабі, наслідки для майбутнього можуть бути катастрофічні.

Навіть країни, які свого часу відмовилися від атомної енергії, зокрема Італія і Німеччина, роблять переоцінку своїх поглядів на ситуацію в енергетиці. Італія планує побудувати в себе АЕС до 2013 року, що говорить про те, що там закінчився 22-ти річний період відмови від атомної енергетики, який розпочався 1986 року після. Держави, які ніколи не були пов'язані з ядерною енергетикою, сьогодні в пошуках партнерів в галузі розвитку цього напрямку енергетики.

Звичайно, поновлювані джерела енергії теж повинні розвиватися і займати свою нішу. Але велика енергетика не зможе базуватися винятково на них. На даний час у світі всі поновлювані види генерації дають лише 3% від загального виробітку енергії. При цьому, безумовно, можна розвивати ці джерела генерації там, де це ефективно. Цікавий приклад, коли "Росенергоатом" виступив інвестором підприємства з виробництва полікремнію, яке буде поставляти сировину, в тому числі і для виробництва сонячних батарей.

Поруч розташовані дві країни - Англія і Франція. Викиди вуглекислого газу на острові величезні - там 49 % електроенергії отримують на основі спалювання вугілля. А у Франції, де 75 % електроенергії припадає на атомну енергетику, викиди у тисячі разів менше! У Швеції та її сусідів аналогічна ситуація.

Все більше визнання у світі одержує той факт, що в умовах зростання цін на природне паливо (газ, вугілля, нафту) і нестабільності світових ринків природного газу та нафти забезпечити зростання промислового виробництва й задоволення споживчого попиту населення у відносно дешевій електроенергії на комунальні потреби здатна тільки атомна енергетика. Атомна енергетика забезпечує енергетичну, економічну й -опосередковано - політичну незалежність від зовнішніх постачальників природного палива. На даний час в Україні більше як 95% теплових енергоблоків відпрацювали свій розрахунковий ресурс (100 тисяч годин), у тому числі більше як 70% перевищили граничний ресурс (170 тисяч годин), понад половина енергоблоків перебуває в експлуатації понад 200 тисяч годин. На чотирьох діючих АЕС України експлуатується 15 енергоблоків, які відпрацювали половину проектного терміну експлуатації. Тому, за період з 2010 до 2020 року об'єктивно необхідно створювати компенсуючі енергетичні потужності замість енергоблоків, що будуть виводитись з експлуатації.

З цією метою, «Національною енергетичною програмою розвитку енергетики до 2010 року» та «Енергетичною стратегією України до 2030 року» передбачено добудувати та ввести в експлуатацію в 2015 та 2016 роках 3-й та 4-й енергоблоки Хмельницької АЕС.

2. Законодавче та нормативно-правове забезпечення розвитку ядерно-промислового комплексу України

Для реалізації цих завдань Кабінетом Міністрів України видано ряд розпоряджень та постанов, зокрема розпорядження КМУ №281-р „Про підготовчі заходи щодо будівництва нових енергоблоків ХАЕС "від 21.07.05. Згідно цього розпорядження необхідно:

- > провести обстеження енергоблоків № № 3, 4;
- > вибрати тип реакторної установки;
- > розробити матеріали ТЕО та ВОНС;
- > провести громадські слухання (консультативний референдум) серед населення, що проживає в зоні будівництва енергоблоків № № 3,4.

На даний час на майданчику ХАЕС завершені роботи по обстеженню будівель та споруд енергоблока №3, продовжується обстеження енергоблока №4.

Відповідно до п.6.1.2 "Загальних положень безпеки атомних станцій" (який є документом найвищого рівня із забезпечення безпеки атомних станцій України), всі технічні і організаційні рішення, що приймаються при проектуванні енергоблоків атомних станцій, будівництві, введенні в експлуатацію, знятті з експлуатації, ремонті та модернізації їх конструкцій, систем та елементів, мають задовольняти вимогам нормативних документів з безпеки. Отже, діяльність атомної станції базується на безумовному виконанні та використанні у повсякденній роботі вимог законодавчих та нормативно-правових актів, нормативних та розпорядчих документів вищих органів виконавчої влади, регулюючих та наглядових органів, Міністерства палива та енергетики України, державного підприємства "НАЕК" Енергоатом.

Слід зазначити, що з введенням в дію Закону України "Про порядок прийняття рішень про розміщення, проектування, будівництво ядерних установок і об'єктів, призначених для поводження з радіоактивними відходами, які мають загальнодержавне значення" за № 2861-ІУ від 08 вересня 2005 р., будівництво енергоблоків №3 та №4 можливе лише за умови прийняття відповідного Закону України.^Дне перед прийняттям цього Закону будуть проведені відповідні

громадські слухання та місцеве дорадче опитування (консультативний референдум). Права громадян та їх об'єднань на участь у формуванні політики у сфері використання ядерної енергії та радіаційної безпеки гарантуються статтею 11 цього Закону.

В запропонованій нижче таблиці наводиться перелік нормативних документі,, що регламентують будівництво та експлуатацію ядерних об'єктів

2.1 Перелік документів, що регламентують будівництво та експлуатацію ядерних об'єктів

З/п	Найменування документу	Законодавчі та нормативно-правові акти і документи		
		з проектування, будівництва та введення в експлуатацію атомних станцій	з експлуатації атомних станцій	
І. Закони України, укази та розпорядження Президента України, постанови Кабінету Міністрів України				
1991 рік				
1.	Закон України "Про охорону навколишнього природного середовища". № 1264 від 25.06.1991р	-	Так	
2.	Закон України "Про інвестиційну діяльність".№1560 від 18.09.1991	Так	-	
1992 рік				
3.	Закон України «Про охорону праці» №2694 від 14.10.1992	Так	Так	
4.	Закон України «Про охорону атмосферного повітря» №2707 від 16.10.1992	-	Так	

5.	Закон України «Про основи містобудування» №2780 від 16.11.1992	Так	-	
1993 рік				
6.	Указ Президента України "Про заходи щодо фізичного захисту ядерного матеріалу та ядерних установок в Україні". № 608/93		Так	
7.	Закон України «Про пожежну безпеку» №3745 від 17.12.1993	Так	Так	
1994 рік				
8.	Закон України "Про забезпечення санітарного та епідемічного благополуччя населення ". №4004 від 24.02.1994р	-	Так	
9.	Закон України «Про енергозбереження» №74/94 від 01.07.1994	-	Так	
1995 рік				
10.	Закон України "Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку" № 39 від 08.02.1995 р	Так	Так	
11.	Закон України "Про екологічну експертизу". № 45 від 09.02.1995р	Так	-	
12.	Закон України "Про поводження з радіоактивними відходами". № 255 від 30.06.1995 р	-	Так	
1997 рік				
13.	Закон України «Про місцеве самоврядування в Україні» №280/97 від 21.05.1997	Так	-	
1998 рік				
14.	Закон України "Про захист людини від впливу іонізуючого випромінювання". № 15 від 14.01.1998р	-	Так	
15.	Указ Президента України "Про затвердження Порядку проведення громадських слухань з питань використання ядерної енергії та радіаційної безпеки". № 1122 від 18.07 1998 р	Так	#_	
16.	Указ Президента України "Про єдину державну систему запобігання і реагування на надзвичайні ситуації техногенного та природного характеру" ..№ 1198 від 03.08.1998р	-	Так	
1999 рік				
17.	Закон України «Про архітектурну діяльність» №687 від 20.05.99	Так	-	
2000 рік				
18.	Закон України "Про дозвільну діяльність у сфері використання ядерної енергії". № 1370 від 11.01.2000р	Так	Так	
19.	Закон України «Про планування і забудову територій» №1699 від 20.04.2000	Так	-	
20.	Закон України "Про фізичний захист ядерних установок, ядерних матеріалів, радіоактивних відходів, інших джерел іонізуючого випромінювання" № 2064 від 19.10.2000 р	-	Так	
2004 рік				
21.	Закон України "Про впорядкування питань, пов'язаних із забезпеченням ядерної безпеки" № 1868-ІУ від 24 червня 2004р	-	Так	
22.	Постанова Кабінету Міністрів України «Про Порядок прийняття в експлуатацію закінчених будівництвом об'єктів» №1243 від 22.09.2004р	Так	-	

2. Законодавче та нормативно-правове забезпечення розвитку ядерно-промислового комплексу України

2005 рік				
23.	Закон України "Про порядок прийняття рішень про розміщення, проектування, будівництво ядерних установок і об'єктів, призначених для поводження з радіоактивними відходами, які мають загальнодержавне значення" № 2861-IV від 08 вересня 2005 р.	Так	-	
2007 рік				
24.	Постанова КМУ від 31.10.2007 №1269 Порядок затвердження інвестиційних програм і проєктів будівництва та проведення їх державної експертизи	Так	-	
II. Нормативні документи з ядерної та радіаційної безпеки				
25.	НП 306.4.08/1.013-98 Правила поводження з інформацією щодо фізичного захисту ядерних установок, ядерних матеріалів, інших джерел іонізуючого випромінювання, доступ до якої обмежується Затверджені наказом Мінекобезпеки України від 28.12.1998 №191, зареєстровані Мін'юстом України 05.03.1999 за № 114/3407.	Так	Так	
26.	НП 306.2.08/1.015-99 Положення про визначення характеристик можливого нападу на ядерні установки і ядерні матеріали та використання цих відомостей у фізичному захисті. Затверджені наказом Державної адміністрації ядерного регулювання України від 30.09.1999 №38, зареєстровані Мін'юстом України 14.10.1999 за № 703/3996	Так	Так	
27.	НП 306.5.02/3.017-99 Вимоги до програми забезпечення якості на всіх етапах життєвого циклу ядерних установок Затверджені наказом Мінекобезпеки України 11.03.1999 №53, зареєстровані в Мін'юсті України 07.05.1999 за № 294/3587.	Так	Так	
28.	НП 306.5.02/3. 076-2003 Вимоги до організації та порядку введення АЕС в експлуатацію. Затверджені наказом Держатомрегулювання України від 21.08.2003 № 108 та зареєстровані в Міністерстві юстиції України 03.09.2003 за № 762/8083.	Так	-	

29.	НП 306.2.01/1.081-2003 Порядок здійснення державного нагляду за забезпеченням безпеки при використанні ядерної енергії". Затверджений наказом Держатомрегулювання від 19.11.2003 № 141.	Так	Так	
30.	НП 306.8.126-2006 Правила фізичного захисту ядерних установок та ядерних матеріалів Затверджені наказом Держатомрегулювання від 04.08.2006 № 116, зареєстровані Мін'юстом 21.09.2006 за№ 1067/12941	Так	Так	
31.	НП 306.2.141-2008, „Загальні положення безпеки атомних станцій", затверджені наказом Державного комітету ядерного регулювання України від 19.11.2007 №162, зареєстровані Мін'юстом України 25.01.2008 за № 56/14747;	Так	Так	

2. Законодавче та нормативно-правове забезпечення розвитку ядерно-промислового комплексу України

32.	ПНАЗ Г-7-002-87. Норми расчета на прочность оборудования и трубопровдов атомних знергетических установок. Утверждены ГАЗН СССР, 1987.	Так	Так	
33.	ПНАЗ Г-5-006-87. Нормы проектирования сейсмостойких атомных станций.	Так	-	
34.	ПНАЗ Г-10-007-89. Нормы проектирования железобетонных сооружений локализирующих систем безопасности атомных станций. Утверждены ГАЗН СССР, 1989.	Так	-	
35.	ПНАЗ Г-7-008-89 Правила устройства и безопасной зкеплуатации оборудования и трубопроводов атомных знергетических установок Утверждены ГАЗН СССР, 1989	Так	Так	
36.	ПНАЗ Г-5-020-89 Правила устройства и зкеплуатации систем аварийного отвода тепла от ядерных реакторов к конечному поглотителю Утверждены ГПАН СССР, 1990	Так	Так	
37.	ПНАЗ Г-10-021-90 Правила устройства и зкеплуатации локализирующих систем безопасности атомных станций Утверждены ГПАН СССР, 1990	Так	Так	
38.	ПНАЗ Г-9-026-90 Общие положения по устройству и зкеплуатации систем аварийного злектроснабжения атомных станций Утверждены МАЗП СССР, 1991	Так	Так	
39.	ПНАЗ Г-9-027-91 Правила проектирования систем аварийного злектроснабжения атомных станций Утверждены Госатомнадзором СССР от 28.10.1991 № 11	Так	Уак	
40.	ПНАЗ Г-14-029-91 Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах атомной знергетики Утверждены ГПАН СССР, 1991	Так	Так	
41.	ОСТ 34-06-781-85 Организация строительства АЗС. Правила проведения совмещенных строигельных работ	Так	-	
42.	ОСТ 34-06-815-85 Требования к помещениям, сдаваемым под монтаж оборудования	Так	-	
43.	ОСТ 34-9-837-86. Выбор площадки для АЗС, требования к содержанию, объему и оформленню документации. Утв. МАЗ СССР, 1986	Так	-	
44.	ПБЯ-06-10-91. Правила проектирования и зкеплуатации систем аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной реакции и организации мероприятий по ограничению ее последствий. Утверждены ГПАН СССР, 1991	Так	Так	
45.	НП 306.2.145-2008 Правила ядерної безпеки реакторних установок атомних станцій з реакторами з водою під тиском.	Так	Так	
46.	ПБЯ-06-09-90 Правила ядерной безопасности при хранении и транспортировке ядерноопасных делящихся материалов. Утверждены ГКАЗ СССР, 1980	Так	Так	
47.	НРБУ97 Норми радіаційної безпеки України. Затверджено постановою Головного державного санітарного лікаря України від 01.12.1997 № 62*	Так	Так	
48.	НРБУ-97/Д-2000 Радиационная защита от источников потенциального облучения	Так	Так	
49.	ПРБ АС-89 Правила радиационной безопасности при зкеплуатации атомных станций Утверждено Министерством здравоохранения СССР, 1989	-	Так	
50.	ОСП-2005 ДСП 6.177-2005-09-02 Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України Міністерство охорони здоров'я, 2005.	Так	Так	
51.	СП АС-88 Санитарные правила проектирования и зкеплуатации атомных станций. Утверждено Министерством здравоохранения СССР, 1988.	Так	Так	
52.	Рекомендации по приготовлению шпатлевочных композиций с цементными добавками и их применение в строительстве АЗС П-784-83	Так	Так	
53.	Временные указаний по подготовке производства к проведению работ по сварке и контролю сварных соединений герметизирующих облицовок защитных оболочек и помещений системы локализации аварий АЗС, подконтрольных Госгортехнадзору. ВУ-Іс-83	Так	Так	
54.	Рекомендации по сварке и контролю сварных соединений при изготовлении и монтаже герметичных облицовок ЗО и помещений СЛА АЗС	Так	Так і*	
55.	Временные указаний по методам и нормам контроля сварных соединений герметизирующих облицовок защитных оболочек и помещений системы локализации	Так	Так	

	аварий АЗС, подконтрольнѣх Госгортехнадзору ВУ-2с-83			
56.	Положення про Державний комітет ядерного регулювання України	Так	Так	
57.	Технические требования готовности систем, оборудования и помещений энергоблоков АЗС с реакторами ВВЗР и РБМК к зтапам ПНР (ТТ-86)	Так	-	
58.	СППНАЗ-87 п. 4.1. Основные требования по составу и объему изисканий и иселедований при виборе пункта и площадки АС	Так	-	
59.	СППНАЗ-87 п. 4.2. Руководство по вибору пункта и площадки строительства атомной станций	Так	-	
60.	РД 95 10444-91. Рекомендации по определению раечетных характеристик смерчей при размещении АЗС.	Так	-	
61.	Руководящие указания по контролю качества СМР при строительстве АЗС с блоками ВВЗР-1000. Москва, 1987г	Так	-	
62.	РД 95.10361-89 Сбор и хранение жидких радиоактивныхх отходов АС. Общие требования	Так	Так	
63.	НП 306.2.144-2008 Вимоги з безпеки до вибору майданчика для розміщення атомної станції. Київ. ДКЯРУ, 2008р.	Так	-	

2. Законодавче та нормативно-правове забезпечення розвитку ядерно-

64.	Норми строительного проектирования АС с реакторами различного типа. Пин АЗ 5.6 Утвержденн МАЗ СССР, 1986	Так	■	
65.	Типовая инструкция по проведению локальных испытаний плотности проходок, запорной арматури, технологических систем, люков, шлюзов и другого герметизирующего оборудования систем локализации аварий АЗС с ВВЗР-1000 (ТИ-1Л-84)	Так	Так	
Ш. Нормативні документи з технічної експлуатації, пожежної безпеки та охорони праці				
66.	НПАОП 0.00-1.07-94**. Правила будови і безпечної експлуатації посудин, що працюють під тиском	Так	Так	
67.	НПАОП 0.00-1.16-96 Правила аттестации сварщиков	Так	Так	
68.	НПАОП 0.00-1.11-98 Правила будови і безпечної експлуатації трубопроводів пари та гарячої води	Так	Так	-
69.	НАПБ А.01.001-2004. Правила пожарной безопасности в Украине. ГУЛО МВД Украины	Так	Так	
70.	ВБН В.1.1-034-03.307- 2003 Протипожежні норми проектування атомних електростанцій з водо-водяними енергетичними реакторами.	Так	Так	
71.	ГКД 34.20.507-2003 Техническая эксплуатация электрических станций и сетей. Правила.	Так	Так	
IV. Нормативні документи Держбуду України, Держбуду Союзу РСР з питань капітального будівництва				
72.	ДБНД 1.1-1-2000 Державні будівельні норми. Про затвердження Правил визначення вартості будівництва.	Так	-	
73.	ДБН А.2.2.-1-2003 Державні будівельні норми. Склад і зміст матеріалів оцінки впливів на навколишнє середовище	Так	-	
74.	ДБН А.2.2-3-2004 Державні будівельні норми. Проектування. Склад, порядок розроблення, погодження та затвердження проектної документації для будівництва	Так	-	
75.	Приказ Госстроя Украинн №273 от 05.12.00г "Порядок предоставления разрешения на выполнение строительных работ».	Так	■	
76.	Строительные нормы и правила. Правила производства и приемки работ. (Госстрой СССР)	Так	■	
77.	Строительные нормы и правила. Правила проектирования. (Госстрой СССР)	Так	■	

промислового комплексу України

2.2 Наявні документи з добудови ХАЕС

В рамках співробітництва з країнами Ради Економічної взаємодопомоги та для сталого енергозабезпечення центральних і західних регіонів України, в центральних районах України передбачалось Постановою ЦК КПРС та Ради Міністрів СРСР від 16.03.1971 будівництво великої електростанції.

Розпорядженням Кабінету Міністрів України від 02.07.1975 №473 була створена Державна комісія з вибору майданчика, яка 22.07.1975 серед кількох варіантів обрала

2. Законодавче та нормативно-правове забезпечення розвитку ядерно-промислового комплексу України

майданчик, на якому сьогодні знаходиться Хмельницька АЕС, про що було підготовлено відповідний акт з вибору майданчика для будівництва.

Постановою №56 від 14.07.1975, Держплан УРСР погодив акт з вибору майданчика для будівництва АЕС і визначив найменування об'єкту - Хмельницька АЕС. Акт вибору майданчика затверджено постановою Ради Міністрів УРСР від 10.12.1975 №536.

Відповідно з наказом за №46а від 04.02.1977 Міністерства енергетики та електрифікації СРСР, у 1977 році розпочались роботи підготовчого періоду з будівництва Хмельницької АЕС.

Згідно з "Технічним проектом Хмельницької АЕС", будівництво станції передбачалось з 4-х енергоблоків загальною потужністю 4000 МВт.

Перший енергоблок станції був введений в промислову експлуатацію 22.12.1987.

Будівництво енергоблоків № 2, 3,4 розпочато відповідно у 1983, 1985, 1986 роках.

Відповідно з Постановою Верховної Ради України 03.10.1990 будівництво енергоблоків №2-4 Хмельницької АЕС призупинено в стані високої будівельної готовності.

Постановою ВР України №3538-ХП від 21.10.1993 мораторій на будівництво АЕС України було знято.

Однак, реальне фінансування та добудова тільки одного із трьох - 2 енергоблока Хмельницької АЕС - стала можливою тільки після набуття чинності Постанови Кабінету Міністрів України від 28.11.1997 №1323 "Щодо фінансового забезпечення будівництва енергоблоків №2 Хмельницької АЕС та №4 Рівненської АЕС".

07.08.2004 відбувся енергетичний пуск енергоблока №2 Хмельницької АЕС.

Добудова енергоблоків №3,4 Хмельницької АЕС передбачена "Енергетичною стратегією України на період до 2030 року ", схваленою розпорядженням КМУ №145-р від 15.03.2006.

З наявних документів, що регламентують добудову енергоблоків №3,4 Хмельницької АЕС, як основні, можна визначити наступні:

1. Технічний проект Хмельницької АЕС (розроблений Київським інститутом "Теплоэлектропроект" в 1978 році та затверджений наказом Міненерго СРСР №150-пс від 28.11.1979) - підлягає коригуванню.
2. Робоча документація (розроблена Київським інститутом "Теплоэлектропроект") - підлягає коригуванню та переробленню.
3. Розпорядження КМУ №281-р від 21.07.2005 "Про підготовчі заходи щодо будівництва нових енергоблоків ХАЕС".
4. Наказ Мінпаливенерго України № 425 від 22.08.2005 "Про підготовчі заходи щодо будівництва енергоблоків № 3, 4 ХАЕС".
5. "Енергетична стратегія України на період до 2030 року", схвалена розпорядженням КМУ №145-р від 15.03.2006.
6. Розпорядження КМУ №436-р від 27 липня 2006 року «Про затвердження плану заходів на 2006-2010 роки щодо реалізації Енергетичної стратегії України на період до 2030 року».
7. План підготовчих заходів до початку будівництва енергоблоків №3,4 Хмельницької АЕС, затверджений Міністром палива та енергетики 30.09.2008.

Підбиваючи підсумок, слід сказати, що при будівництві нових енергоблоків не може бути мови про відхилення від букви Закону.

5. Короткий опис технологічного процесу виробництва електроенергії енергоблоками Хмельницької АЕС

На ХАЕС проводиться постійний контроль та нагляд контролюючими службами за усіма операціями з ядерним паливом. Постійно (10-12 раз на рік) проводяться міжнародні інспекції МАГАТЕ, під час яких перевіряються переміщення та місцезнаходження всіх ТВЗ. Крім того, для додаткового контролю, в усіх місцях на майданчику ХАЕС, де знаходиться ядерне паливо, встановлені відео системи МАГАТЕ.

Радіоактивні відходи (РАВ) - матеріальні об'єкти та субстанції, активність або радіоактивне забруднення яких перевищує межі, встановлені діючими нормами, за умови, що використання цих об'єктів та субстанції не передбачається. Діяльність стосовно їх збирання, переробки, транспортування і зберігання називають поводженням з радіоактивними відходами.

В результаті технологічного процесу на АЕС утворюються виробничі відходи: радіоактивні «брудні» та нерадіоактивні «чисті». Радіоактивні відходи, в свою чергу, поділяються на газоподібні, рідкі, тверді та за активністю - низької, середньої та високої активності.

На Хмельницькій АЕС діє цех дезактивації та поводження з радіоактивними відходами (ЦДПРВ), метою діяльності якого є:

- > мінімізація утворення РАВ на АЕС;
- > забезпечення фізичного захисту, безпечного збереження і переробки накопичених

РАВ;

- > контроль впливу радіоактивного забруднення на персонал, що працює у зоні «суворого» режиму ВП ХАЕС, і навколишнє середовище.

Зберігання відходів здійснюється в спеціальних спорудах: сховищах рідких РАВ та блоках зберігання твердих РАВ.

Сховища РАВ обладнані відповідно до нормативних документів і мають високий ступінь фізичного захисту. Хмельницька АЕС, після проведення всіх необхідних експертиз безпеки (екологічної, санітарно-гігієнічної, пожежно-'), ядерної), отримала ліцензію на експлуатацію сховищ.

Для підтвердження безпечного зберігання РАВ та безпечної експлуатації сховищ станційними та державними службами проводиться радіаційний контроль стану захисних бар'єрів, радіаційний дозиметричний контроль, радіаційний контроль навколишнього середовища, технічний контроль обладнання сховищ.

Діюча на даний час на ХАЕС система контролю за впливом станції на навколишнє середовище надійно забезпечує її екологічну безпеку.

В рамках пуску енергоблока №2 ХАЕС та в зв'язку з реалізацією "Програми модернізації енергоблоків АЕС в Україні з реакторами ВВЕР-1000" на Хмельницькій АЕС паралельно з існуючою системою радіаційного контролю впроваджено автоматизовану систему контролю радіаційної обстановки (АСКРО) в зоні спостереження.

5.2 Найважливіші вдосконалення, що відрізняють проект РУ В-392Б від РУ В-320, стосуються наступного устаткування:

- реактор, включаючи активну зону, корпус, внутрішньокорпусні пристрої, верхній блок, привод СУЗ;
- парогенератор;
- головний циркуляційний насосний агрегат;
- додаткові пасивні системи, призначені для подолання запроектих аварій.
- додатковий дизель-генератор.
- градирні.
- Тепер про деякі відмінності детальніше.

5. Короткий опис технологічного процесу виробництва електроенергії енергоблоками Хмельницької АЕС

5.2.1 Активна зона

Проект паливної системи РУ **В-392Б** передбачає підвищення економічних показників паливного циклу (зниження питомої витрати урану), підвищення надійності конструкції й безпеки експлуатації при максимальному використанні конструкторських рішень, випробованих на діючих енергоблоках із серійним реактором В-320.

У проекті паливної системи для РУ **В-392Б** застосовується вдосконалена тепловиділяюча збірка, що має наступні принципові конструктивні відмінності від серійної ТВЗ РУ В-320:

- застосовується цирконієвий сплав 2г+1%М) для направляючих каналів і дистанціюючих решіток;
- збільшується хід пружинного блоку - приблизно в 2 рази, зменшена жорсткість пружинного блоку - приблизно в 2,4 рази;
 - вводиться новий, більш стійкий до релаксації, матеріал для пружин головки ТВЗ;
 - застосовується індивідуальне підтискання направляючих каналів пружинами в головці ТВЗ;
 - збільшується зовнішній діаметр направляючих каналів;
 - застосовується роз'ємне з'єднання головки ТВЗ із пучком твелів;
 - оптимізуються діаметри вхідних отворів у наконечниках направляючих каналів;
 - змінюється конструкція заглушок твела;
 - вводиться боковий канал для СВРД (система внутрішньої реакторної діагностики);
 - у складі ТВЗ використовується вдосконалений ПС СУЗ.

В результаті реалізації конструктивних особливостей вдосконаленого палива й використання покращеного паливного циклу:

- знижується питома витрата урану;
- зменшується вплив температури на зміну натягу твелів в вічках дистанціюючих решіток і, як наслідок, збереження жорсткості ТВЗ в процесі розігріву до номінальних параметрів;
- підвищується стабільність натуг підтискання ТВЗ в процесі експлуатації;
- компенсується нерівномірність радіаційного й температурного зростання направляючих каналів;
- забезпечується можливість доступу до твелів у пучку при інспекції ТВЗ;
- покращується динаміка переміщення ОР СУЗ (ПС СУЗ + штанга приводу СУЗ);
- забезпечується можливість встановлення СВРД у ТВЗ із ОР СУЗ;
- збільшується термін служби ПС СУЗ до 10 років (10 років у групі АЗ, з них три роки в групі АР).

Вдосконалений поглинаючий стержень СУЗ (ПС СУЗ) має наступні конструктивні особливості:

- використовується комбінований по висоті поглинач у вигляді титанату диспрозю БугОз Тіг і карбіду бору **В4С**;
- оболонка ПЕЛ(поглинаючого елементу) - сплав 42ХНМ;
- збільшена висота ребра головки ПС СУЗ із 25 до 35 мм;
- збільшена маса ПС СУЗ із 16 до 17,4 кг.

5.2.2 Корпус реактора

Проект реактора передбачає підвищення рівня безпеки експлуатації РУ, поліпшення техніко-економічних і експлуатаційних характеристик реактора з максимальним використанням конструктивних рішень, апробованих на діючих енергоблоках із серійним реактором В-320.

Відмінність корпусів реакторів **В-392Б** и В-320 полягає в тому, що довжина корпусу реактора збільшена на 300 мм за рахунок збільшення довжини опорної обичайки; а також

1. Ядерна енергетика у світі та Україні: стан та перспективи розвитку

Головною метою розвитку ядерної енергетики в Україні на період до 2030 року є забезпечення ефективного та конкурентоспроможного виробництва електро- і теплоенергії на АЕС та іншої продукції на підприємствах ЯЕК за наступних визначальних умов:

- > безумовного дотримання всіх норм та вимог з безпеки об'єктів ЯЕК і обмеження їх впливу на населення і навколишнє середовище;
- > забезпечення національної безпеки України за паливно-енергетичними показниками;
- > мінімізації за межами планованого періоду негативних економічних, соціальних, екологічних та інших наслідків від функціонування ЯЕК протягом запланованого періоду;
 - > забезпечення ефективного використання раніше здійснених капіталовкладень;
 - > забезпечення безперервності функціонування ЯЕК за межами планованого періоду. Основною кінцевою продукцією ЯЕК у вказаний період залишатиметься

електроенергія, яка буде вироблятися на існуючих та нових енергоблоках АЕС України в обсязі до 50% від загального її вітчизняного виробництва. Ефективність виробництва та стабільність всієї системи буде забезпечуватися використанням потужностей у маневровому режимі, синхронізацією роботи із суміжними закордонними мережами, створенням матеріальних резервів та/або диверсифікацією постачання продукції та інше.

Відповідно до прогнозу розвитку економіки України, споживання електроенергії, враховуючи заходи з енергозбереження, зросте від нинішнього рівня - приблизно 150 млрд. кВттодин/рік - до 290 млрд. кВттодин/рік у 2030 році, що визначає перспективи розвитку електроенергетичної галузі.

До 2015 року видобування урану в Україні планується збільшити до рівня, який дозволить забезпечити виробництво ядерного палива для всіх українських АЕС в повному обсязі (в даний час потреби задовольняються за рахунок власного видобування лише на 25-30 %).

Необхідність введення додаткових генеруючих потужностей на майданчику Хмельницької АЕС передбачена затвердженими в Україні документами, такими як:

- > Проект ХАЕС у складі 4 енергоблоків загальною потужністю 4000 МВт;
- > Національна енергетична програма України до 2010 року, затверджена Верховною Радою України 15.05.96, в якій необхідність розбудови ХАЕС була визначена як першочергове завдання після введення в експлуатацію енергоблоків ХАЕС2/РАЕС4;
- > "Стратегія розвитку ядерної енергетики України до 2030 року", яка є складовою частиною загальної стратегії розвитку паливно-енергетичного комплексу України. 21 липня 2005 року видано розпорядження Кабінету міністрів України №281-р "Про підготовчі заходи з будівництва нових блоків Хмельницької АЕС".

5. Короткий опис технологічного процесу виробництва електроенергії енергоблоками Хмельницької АЕС

в обмеженні вмісту нікелю в основному металі й металі зварних швів, розташованих навпроти активної зони в межах 1,0-1,3%. Подовження корпусу реактора дозволяє:

- знизити відмітку верху активної зони відносно відмітки ферми опорної. Це дозволяє знизити дозові навантаження на персонал, який обслуговує ГІДНА й парогенератори, тому що при роботі реактора на потужності (за розрахунковими оцінками) істотно знижується щільність потоку нейтронів у районі опори реактора при прямому проходженні від активної зони через корпус (зменшується майже у два рази) і від "прострілу" із зазору між корпусом реактора й теплоізоляцією (зменшується майже на порядок);
- зменшити значення флюенса швидких нейтронів на шві приварки опорної обичайки до обичайки зони патрубків, так як збільшується відстань від верху активної зони до цього шва;
- покращити умови охолодження активної зони в аварійних ситуаціях із втратою теплоносія, тому що збільшується відстань від вхідного патрубка корпусу до верху активної зони й збільшується об'єм води над активною зоною.

5.2.2.1. Блок верхній реактора

Відмінність верхніх блоків реакторів **В-392Б** и В-320:

- кількість патрубків СУЗ збільшується до 121, що забезпечує можливість варіювання кількості й розміщення органів регулювання, можливість вибору оптимальних компонувань активної зони й підвищення ефективності аварійного захисту;
- всі патрубки ВРК (внутрішнього реакторного контролю) виносяться на периферію кришки й стають легко доступними для обслуговування;
- застосовується конструкція вузла ущільнення чохла КНВТ, яка забезпечує більш високу експлуатаційну надійність.

5.2.2.2. Внутрішньокорпусні пристрої

Основні відмінності внутрішньокорпусних пристроїв реактора **В-392Б** і серійного реактора В-320:

- на днищі шахти реактора **В-392Б** опори подовжуються, в результаті величина зазору між опорами й днищем корпусу регулюється на контрольній збірці в межах від 20 до 25 мм (при нормальній температурі) і у випадку розриву стінки шахти (повним перерізом) нижня частина шахти зможе переміститися

донизу, поки опори не впруться в днище корпусу (при робочих параметрах теплоносія - не більше 10 мм). При цьому кронштейни, закріплені на вигородці, і самі головки ТВЗ залишаються в сполученні із БЗТ.

- в реакторі **В-392Б** притискний пристрій закріплюється не на торці шахти, а на опорному бурті БЗТ, що спрощує обслуговування й заміну притискного пристрою.

- на шахті реактора **В-392Б** встановлюються пластини, за допомогою яких забезпечується проектне значення монтажного зазору між шахтою й роздільником потоку корпусу реактора. При виводі реактора на номінальні параметри монтажний зазор зменшується (до притискання шахти до кільця роздільного), що дозволяє зменшити амплітуду вібраційних переміщень шахти, тому що з'являється проміжна опора між верхньою й нижньою опорами.

- кількість захисних труб із направляючим каркасом всередині збільшується з 61 до 121, при цьому довжина направляючого каркасу залишилася без зміни.

- збільшення заглиблення БЗТ в реакторі на 300 мм дозволить вивести всі канали під СВРД через стійки в периферійні патрубки ВРК без зменшення радіусу гину каналів.

- направляючі труби для первинних перетворювачів температури в БЗТ виключаються, тому що в реакторі **В-392Б** ці перетворювачі конструктивно об'єднані з перетворювачами енерговиділень у СВРД.

5. Короткий опис технологічного процесу виробництва електроенергії енергоблоками Хмельницької АЕС

5.2.3. Привід системи керування й захисту

Привід СУЗ ІДЕМ-3 в порівнянні з базовим приводом ІДЕМ реакторної установки В-320 має наступні переваги:

- оптимізовану силову електромагнітну систему, що забезпечує покращення динаміки приводу в режимі переміщення. Це значно знижує динамічні навантаження на різьбові сполучення блоку переміщення й елементи їх стопоріння й збільшує ресурс механічної частини приводу;

- збільшений до 30-ти років (включаючи електромагніти й датчик ДПШ) термін служби;

- значно знижені струми електромагнітів (струми форсування на тягнучому й запираючому електромагнітах відповідно до 14А и до 13 А) і теплові навантаження на них;

- застосовані теплостійкі електромагніти, що дозволяє знизити витрату охолоджуючого повітря з 400 до 250 м3/год і збільшити тривалість перерви в подачі охолоджуючого повітря з 0,5 до 2 годин;

- застосована штанга з підвищеною вагою, що забезпечує разом з ПС СУЗ з підвищеною вагою проектний час падіння по сигналу АЗ. Реалізація в демпферному вузлі можливості обертання верхньої профільної частини штанги щодо нижньої циліндричної знизило зношування штанги від роботи кулачків у режимі переміщення й виключило її скривлення в процесі експлуатації;

- розроблений для привода СУЗ ІПЕМ-3 датчик ДПШ забезпечує контроль положення ПС СУЗ в активній зоні реактора через кожні 20 і 350 мм (зонна індикація) ходу. Крім того, датчик ДПШ виконує діагностичні функції.

5.2.4. Парогенератор

Основними відмінностями парогенератора ПГВ 1000М зі збільшеним діаметром корпусу від парогенератора РУ В-320 є:

- збільшення терміну служби корпусу парогенератора до 50 років;

- коридорне компонування трубного пучка - це дозволить зменшити відкладення на теплообмінних трубах, поліпшити умови відводу шламу й т.д.

- впровадження штуцерів на корпусі ПГ для установки змивних пристроїв на нижній частині утворюючого корпусу ПГ і карманах колекторів;

- встановлення колектора подачі хімічних реагентів для відмивання теплообмінної поверхні ПГ при розхолодженні.

5.2.5. Головний циркуляційний насосний агрегат

Прототипом ГІДНА-1391, що використовується в проекті РУ **В-392Б**, є ПДН-195М, який використовується в РУ В-320. ГІДНА-1391 і ПДН-195М мають однакову конструктивну схему.

Всі нові технічні рішення, застосовані в конструкції ГІДНА-1391, спрямовані на забезпечення підвищення надійності агрегату й зручності його обслуговування в порівнянні із ГІДНА-195М. У ГІДНА-1391 істотно спрощуються допоміжні системи -виключається маслостанція й спрощується автономний контур;

- спрощення допоміжних систем у свою чергу приводить до зменшення кількості блокувань у ГІДНА-1391 у порівнянні із ПДН-195М.

- застосування електродвигуна зі змазкою підшипникових вузлів негорючою змазкою, пластинчастої муфти й головного опорного підшипника власне насоса дозволяє виключити горюче турбінне масло, що істотно підвищує пожежну безпеку агрегату;

- застосування двошвидкісного електродвигуна дозволяє здійснити режим східчатого пуску ГІДНА. Такий режим пуску істотно знижує пускові струми, що полегшує пуск насоса й зменшує спадання напруги живлення власних потреб АЕС у порівнянні з електродвигуном ГІДНА-195М;

5. Короткий опис технологічного процесу виробництва електроенергії енергоблоками Хмельницької АЕС

- змінюється конструкція теплового бар'єра насоса. Нова конструкція не має одного з основних недоліків, характерних для теплового бар'єра ГЦН-195М
- відсутні деталі кріплення, стан яких неможливо контролювати під час ревізії;

5.3. Системи безпеки

5.3.1. Системи безпеки, як правило, не беруть участь в основному технологічному процесі. Вони призначені для запобігання переходу порушень і відмов в аварії, для запобігання аварій, обмеження наслідків аварій. Системи безпеки виконують функції:

- аварійного зупину реактора й підтримка його в підкритичному стані,
- аварійного відводу тепла від активної зони реактора,
- утримання радіоактивних продуктів у встановлених межах (захисна оболонка).

5.3.2. Системи безпеки, реалізовані в проекті АЕС із реакторною установкою В-320 і В-392Б (див. додаток 4), побудовані на активному й пасивному принципі дії.

До складу активної частини систем безпеки входять:

- система аварійного й планового розхолодження першого контуру й охолодження басейну витримки;
 - система аварійного введення бору;
 - система аварійної подачі живильної води в парогенератори;
 - система технічного водопостачання споживачів групи "А";
 - система ШРУ-А (швидкодіюча редукторна установка з вихлопом в атмосферу);
- система відсікання головних паропроводів (ШЗВК - швидкодіючий запорно-відсічний клапан);
 - системи, що забезпечують, вентиляції й кондиціонування;
- система аварійного електропостачання (САЕ), що включає дизель-генератори й акумуляторні батареї;
 - система локалізації захисної оболонки.
- пасивна частина системи аварійного охолодження зони (гідроємності першого ступеня);
- система захисту першого й другого контурів від перевищення тиску (ІЗП КТ - імпульсний запобіжний пристрій компенсатора тиску і ІЗП ПГ - імпульсний запобіжний пристрій парогенератора);
 - система герметичної оболонки.

5.3.3. Передбачені нові системи й конструкторські рішення:

- система швидкого введення бору, що є спеціальною системою для керування запроектними аваріями без спрацьовування АЗ, і призначена для переводу активної зони реактора в підкритичний стан шляхом введення концентрованого розчину борної кислоти в перший контур в умовах відмови САОЗ.
- система пасивного відводу тепла (СПВТ), що складається із чотирьох петель; у кожній петлі по три теплообмінника СПВТ;
 - система гідроємностей другого ступеня, яка виконує наступні функції:
 - 1) пасивна подача борного розчину з концентрацією 16 г/кг в активну зону реактора з метою відводу залишкових тепловиділень і підтримки активної зони в підкритичному стані в запроектних аваріях при течіях теплоносія першого контуру з повною втратою джерел теплопостачання змінного струму протягом максимально можливого періоду часу;
 - 2) зберігання запасу борної кислоти для заповнення шахти реактора й шахти ревізії ЗКП на зупиненому блоці в період перевантаження палива.
- модернізована система газовидалення в межах реакторної установки.
- система відводу тепла по другому контуру підключена до загальноблочної дизель-генераторної станції;
- система підживлення першого контуру підключена до загальноблочної дизель-генераторної станції;

5. Короткий опис технологічного процесу виробництва електроенергії енергоблоками Хмельницької АЕС

- всі 4 ШРУ-А під'єднані до живлення від блочних акумуляторних батарей і від блокової дизель-генераторної станції;
- зворотні клапани на паропроводах після ШЗВК замінені на електропривідну арматуру;
- передбачене застосування пароскидних пристроїв ПГ (ШРУ-А, ЗК ПГ - запобіжний клапан парогенератора), а також ШЗВК і електропривідної арматури за ШЗВК, розрахованих на двофазні середовища;
 - встановлена відсічна арматура перед ШРУ-А;
- модернізована ІЗП КТ (додаткова лінія керування) для примусового зниження тиску 1 контуру, реалізації процедури "скидання-підживлення" по 1 контуру й сигналізації положення затвору головного клапана;
 - система контролю концентрації й аварійного видалення водню;
- швидкознімна блокова теплоізоляція устаткування й трубопроводів РУ багаторазового використання;

- прокладки з розширеного графіту для люка-лазу ПГ і ущільнення головного роз'єму реактора;
- для зниження кількості операцій, виконуваних персоналом по подоланню наслідків запроектої аварії «течія теплоносія з першого контуру в другий» передбачаються алгоритми автоматичного формування діагностичної інформації, що дозволить максимально спростити процес ідентифікації аварії й аналіз стану енергоблока й буде сприяти прийняттю вірних рішень по керуванню.

7. Радіаційна безпека та радіаційний вплив на навколишнє середовище

7.1 Радіаційний вплив АЕС

Принцип отримання енергії на АЕС полягає в передачі енергії ділення ядер атомів урану водяній парі, яка обертає турбіну та електричний генератор. 90% енергії ділення переносять радіоактивні осколки ядер урану, 10% - потоки частинок α , β , γ випромінювання, що утворилися внаслідок ділення ядер урану та розпаду осколків. Таким чином, утворення радіоактивних осколків ядер урану, та радіоактивне випромінювання - невід'ємні умови отримання ядерної енергії на АЕС.

α , β , γ частинки - це, відповідно, ядра атомів гелію, електрони, позитрони, гамма-кванти та нейтрони.

Конструкції палива, реактора та будівлі енергоблока спроектовано таким чином, що вони одночасно призначені для виробництва енергії та утримання в собі осколків ділення та радіоактивного випромінювання.

Конструкція енергоблока, з точки зору захисту від радіації, побудована згідно з принципом глибокоешелонованого захисту:
 окис урану (безпосереднє джерело енергії) спечена у формі керамічних таблеток; таблетки поміщено у цирконієву трубку - теплоізолюючий елемент - твел; твели поміщено у сталевий корпус реактора;
 корпус реактора встановлено у бетонну шахту із свинцевим захистом;
 шахта розміщена у гермооболонці, що являє собою залізобетонну бочку діаметром 40 м з товщиною стінки 120 см, облицювану сталлю ззовні та всередині.

4

Ядерна реакція протікає всередині керамічних таблеток, тому α , β , γ , μ частинки та осколки ділення на шляху до людини проходять через усі перераховані вище бар'єри, ослаблюючись до безпечних рівнів.

В процесі експлуатації енергоблока стан захисних бар'єрів контролюється безперервно.

7.2 Зонування території ХАЕС та навколо неї за рівнями впливу іонізуючих випромінювань

За рівнями впливу іонізуючого випромінювання промайданчик ХАЕС, та прилегла до нього територія розділена на наступні зони:

зона суворого режиму - частина промайданчика ХАЕС, на якій при нормальній експлуатації ХАЕС на персонал впливає підвищене, порівняно з природним, іонізуюче випромінювання;

чиста зона (зона вільного режиму) - частина промайданчика, на якій розміщуються адміністративно-службові приміщення, столові, майстерні з ремонту і виготовлення чистого обладнання;

санітарно-захисна зона - частина промайданчика та територія навколо ВП ХАЕС радіусом 2.7 км, на якій рівень опромінення людей в умовах нормальної експлуатації може перевищувати квоту ліміту дози для населення;

зона спостереження - територія радіусом 30 км від ХАЕС, на якій можливий вплив на населення радіоактивних скидів та викидів.

7. Радіаційна безпека та радіаційний вплив на навколишнє середовище

Нормами радіаційної безпеки України (НРБУ-97) встановлено наступні категорії осіб, які піддаються опроміненню:

Категорія А (персонал) - особи, які постійно або тимчасово виконують роботи з джерелами іонізуючих випромінювань. У ВП ХАЕС персонал категорії А виконує роботи в зоні суворого режиму.

Категорія Б (персонал) - особи, які безпосередньо не зайняті у роботах з джерелами іонізуючих випромінювань, але у зв'язку з розташуванням робочих місць в приміщеннях та на промислових майданчиках об'єктів з радіаційно-ядерними технологіями можуть отримувати додаткове опромінення. У ВП ХАЕС персонал категорії Б виконує роботи в «чистій» зоні.

Категорія В - усе населення.

Таким чином, шляхи та рівні радіаційного впливу АЕС є різними для різних категорій осіб, що опромінюються.

Радіаційний вплив АЕС на персонал категорії А формується наступними факторами:

зовнішнє іонізуюче α , β , γ - випромінювання від реактора, обладнання та теплоносія першого контуру, поверхонь приміщень, повітря в приміщеннях, радіоактивного забруднення спецодягу та шкіри;

внутрішнє опромінення від радіонуклідів, що вдихаються з повітрям, та надходять в організм через шкіру.

Радіаційний вплив АЕС на персонал категорії Б, населення та навколишнє середовище формується наступними факторами:

зовнішнє опромінення радіоактивними газами, що містяться у викидах в атмосферу;

внутрішнє опромінення радіонуклідами, що містяться у викидах та скидах в навколишнє середовище. Радіонукліди потрапляють до організму людини по ланцюжкам живлення: вода - риба - людина, вода - рослина - тварина - людина, повітря - ґрунт - рослина - тварина - людина.

Радіоактивні гази і аерозолі виділяються в повітря робочих приміщень в результаті протікання технологічних середовищ АЕС або при відкритті устаткування технологічних контурів для ремонту.

радіоактивні гази - насамперед за все інертні радіоактивні гази, тобто радіонукліди ксенону, йоду і тритій. Найбільшу небезпеку при протіканнях теплоносія представляє йод, оскільки його в теплоносії порівняно багато. Потрапивши в повітря, а потім в організм, він опромінює в основному щитовидну залозу. Для інертних радіоактивних газів, які потрапляють в повітря, визначаючим є не внутрішнє, а зовнішнє бета та гама - випромінювання з об'єму повітря.

Радіоактивні аерозолі представляють собою завислі в повітрі найдрібніші тверді або рідкі частинки радіоактивних речовин - активованих продуктів корозії або продуктів поділу.

7.3 Захист персоналу, населення і навколишнього середовища

Діяльність адміністрації АЕС спрямована на захист персоналу, населення і навколишнього середовища від шкідливого впливу іонізуючих випромінювань і заснована на наступних принципах радіаційної безпеки:

Неперевищення припустимих меж індивідуальних доз опромінення від всіх джерел випромінювання. Виконання цього принцип забезпечується безперервним вимірюванням параметрів радіаційного стану в місцях знаходження осіб, що піддаються радіаційному впливу АЕС.

Для обмеження опромінення встановлені річні ліміти індивідуальних доз на рівнях, що виключають можливість виникнення детермінованих ефектів опромінення та, одночасно, що гарантують настільки низьку ймовірність виникнення стохастических ефектів опромінення, що вона є прийнятною як для окремих осіб, так і для суспільства в цілому;

Виправданість можливої шкоди, що заподіяна додатковим опроміненням, одержуваною користю для людини і суспільства від використання ДІВ.

Оптимізація рівнів індивідуальних доз та/або кількості осіб, що опромінюються, з обліком економічних і соціальних факторів.

Оптимізація рівнів опромінення (її інша тотожна назва АБАКА, що є скороченням вираження «*Aş Bolu Az Keazopaly Aspieyable*» - «настільки низько наскільки розумно досягне») заснована на припущенні про відсутність спостережуваної граничної дози для стохастичних ефектів (безпечного рівня радіації не існує, і, отже, необхідно прагнути до зниження опромінення, наскільки це можливо) і практичної обмеженості засобів, які можуть бути використані для забезпечення радіаційного захисту.

7.4 Радіаційний контроль

Для одержання інформації про рівні опромінення людей, радіаційну обстановку на АЕС і в навколишньому середовищі, стан захисних бар'єрів на АЕС діє система радіаційного контролю, що відповідає вимогам наступних нормативних і керівних документів:

Нормативні документи:

Ф

Закон України «Про захист людини від впливу іонізуючих випромінювань»
Закон України «Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку»
Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97)

Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України (ОСПУ-2005) Загальні положення забезпечення безпеки атомних станцій Правила ядерної та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів Правила радіаційної безпеки при експлуатації АС

Для ВП «Хмельницька АЕС» встановлено декілька обмежень у сфері забезпечення радіаційної безпеки:

Допустимі рівні - визначають кількість радіоактивних речовин, надходження яких у навколишнє середовище є припустимим в результаті роботи ВП «Хмельницька АЕС»;

Контрольні рівні - визначають кількість радіоактивних речовин виходячи з рівня досягнутого радіаційного благополуччя на ВП «Хмельницька АЕС»;

Адміністративно-технологічні рівні (А-ТР) - встановлюються з метою виявлення причин випадків неконтрольованого росту величин газо-аерозольних викидів і водних скидів радіоактивних речовин у навколишнє середовище на додаток до діючих контрольних рівнів.

Експлуатаційні документи:

Контрольні рівні. Норми радіаційної безпеки для
Хмельницької АЕС Регламент радіаційного контролю
Хмельницької АЕС

Система радіаційного контролю АЕС призначена для контролю радіаційних параметрів, що характеризують:

Стан захисних бар'єрів:

- активність і радіонуклідний склад теплоносія першого контуру, другого контуру, технічної води, мережевої води;
- швидкість перетоку води з першого контуру в другий;
- щільність потоку запізнілих нейтронів;
- активність і радіонуклідний склад в технологічних середовищах і в повітрі приміщень, у вентиляційних системах і венттрубах;
- ефективність очищення фільтрів систем спецводоочистки, спецгазоочистки, вентсистем;
- потужність дози у випромінювання від трубопроводів гострої пари
- потужність дози у випромінювання на проммайданчику

Вплив на персонал:

- потужність дози у випромінювання в приміщеннях;
- активність радіонуклідів у повітрі приміщень;
- радіоактивне забруднення поверхонь приміщень, засобів індивідуального захисту, тіла людини, особистого одягу, транспортних засобів;
- індивідуальні дози.

Вплив на населення й навколишнє середовище:

- активність радіонуклідів у скидах і викидах у навколишнє середовище, у рослинності, поверхневому шарі ґрунту, в атмосферних опадах, у приземному шарі атмосферного повітря, у ґрунтових водах, питній воді, відкритих водоймах, донних відкладах і водоростях;
- у харчових продуктах місцевого виробництва.

Експлуатацію системи радіаційного контролю виконує спеціально підготовлений персонал:

- лабораторії індивідуального дозиметричного контролю;
- лабораторії зовнішнього радіаційного контролю навколишнього середовища;
- лабораторії автоматизованої системи радіаційного контролю навколишнього середовища;
- лабораторії спектрометрії й контролю герметичності оболонок твзлов;
- змінний персонал цеху радіаційної безпеки, реакторного цеху, хімічного цеху, блочного й центрального щитів керування.

7. Радіаційна безпека та радіаційний вплив на навколишнє

середовище 7.5 Показники стану радіаційної безпеки

Вплив на населення та навколишнє середовище

Мал. 23. Викиди інертних радіоактивних газів (ІРГ)

Рівні викиду інертних радіоактивних газів, ніколи не перевищували припустимих величин, постійно знижуються, і на даний час середньодобові показники достиг

ли 0.05% від допустимого рівня.

Мал. 5 *Виробництво електроенергії на АЕС України у період до 2030 року*

Згідно із "Стратегією", основними напрямками розвитку ядерної енергетики є:

- > введення запланованих потужностей на ХАЕС (енергоблоки №3,4);
- > подовження терміну експлуатації діючих енергоблоків на 5-15 років в залежності від конкретних умов;
- > введення нових енергоблоків на майданчиках діючих АЕС після закінчення терміну експлуатації діючих енергоблоків.

При цьому, у всіх варіантах, як обов'язковий етап розвитку, передбачається введення енергоблоків на майданчику Хмельницької АЕС. Введення енергоблока №4 передбачається безпосередньо після енергоблока №3 із забезпеченням мінімального за технологічних і виробничих умов розриву (2-КЗ роки).

Розвиток додаткових потужностей на майданчику ХАЕС характеризується рядом істотних сприятливих технічних і економічних чинників:

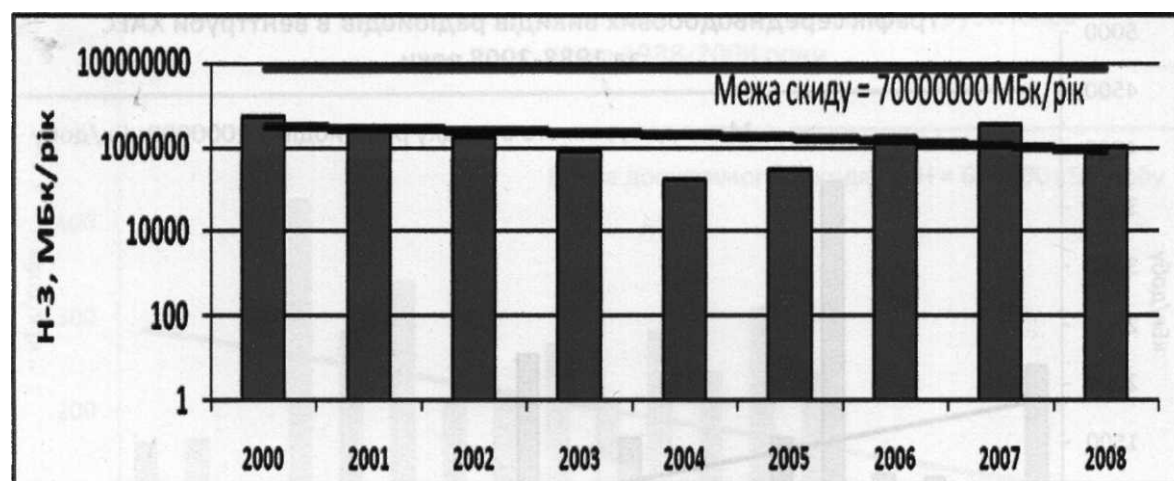
- > спорудження ХАЕС загальною потужністю 4000 МВт обґрунтовано в ТЕО (техніко-економічному обґрунтуванні), затвердженому у встановленому порядку;
- > проект ХАЕС був розроблений на чотири енергоблоки загальною потужністю 4000 МВт;
 - ^ в даний час майданчик ХАЕС повністю освоєний, створено комплекс загально-станційних споруд, розрахованих на повну проектну потужність атомної електростанції, включаючи: комплекс гідротехнічних споруд; бризкаючі басейни технічного водопостачання групи "А"; спецкорпус; будівлю переробки і зберігання твердих радіоактивних відходів.

Виконано значний об'єм будівельних робіт (близько 70 %) на головному корпусі та інших спорудах енергоблока №3. Найважливішим етапом передпроектних робіт, результати якого значною мірою зумовляють обсяг, тривалість і черговість подальших

**Графік середньодобових викидів радіойодів в венттруби ХАЕС
за 1988-2008 роки**

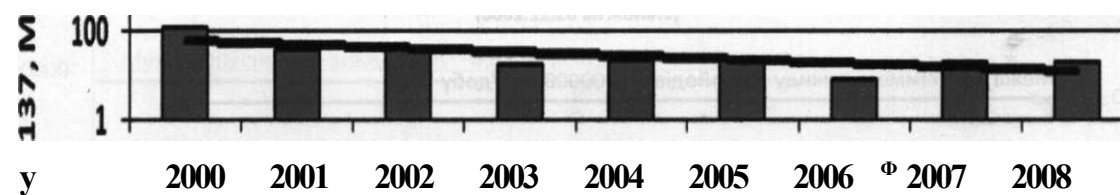
Межа допустимого викидку радіойодів = 1000000 кБк/добу

Важливим є те, що викиди АЕС навіть на рівні 100% від припустимих є безумовно прийнятними, вони не викликають таких змін радіаційного стану в районі розміщення АЕС, які



Мал. 26. Річні скиди тритію

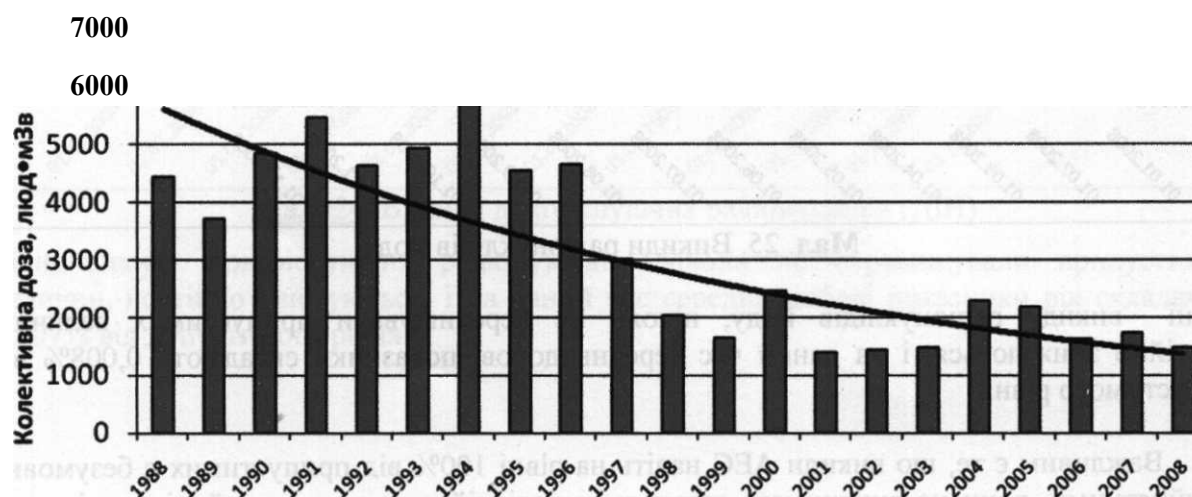
можуть бути зафіксовані.



Мал. 27. Річні скиди цезію

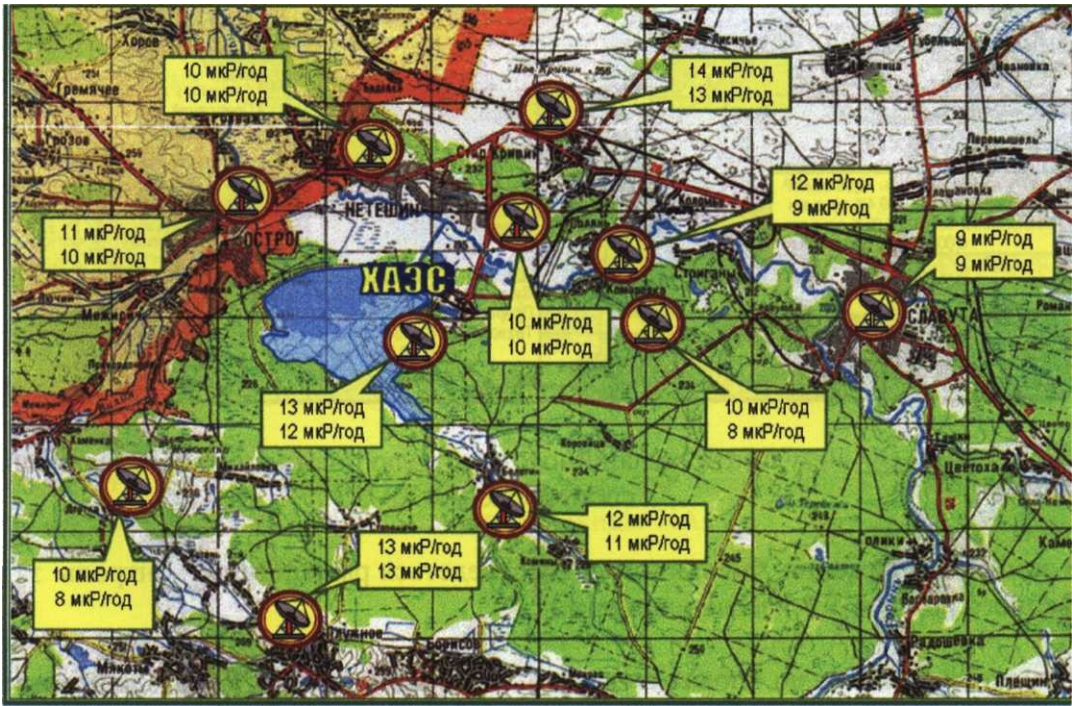
Скиди радіоактивних речовин, ніколи не перевищували припустимих величин, постійно знижуються і на даний час не перевищують 0,1 % від допустимого рівня

Величини колективних, а також індивідуальних доз опромінення персоналу.



Середні індивідуальні дози опромінення персоналу з кожним роком зменшується, і на даний час достигли 5% від допустимого рівня.

Результати радіаційного контролю території ХАЕС та навколо неї



13
мкР/годе
12

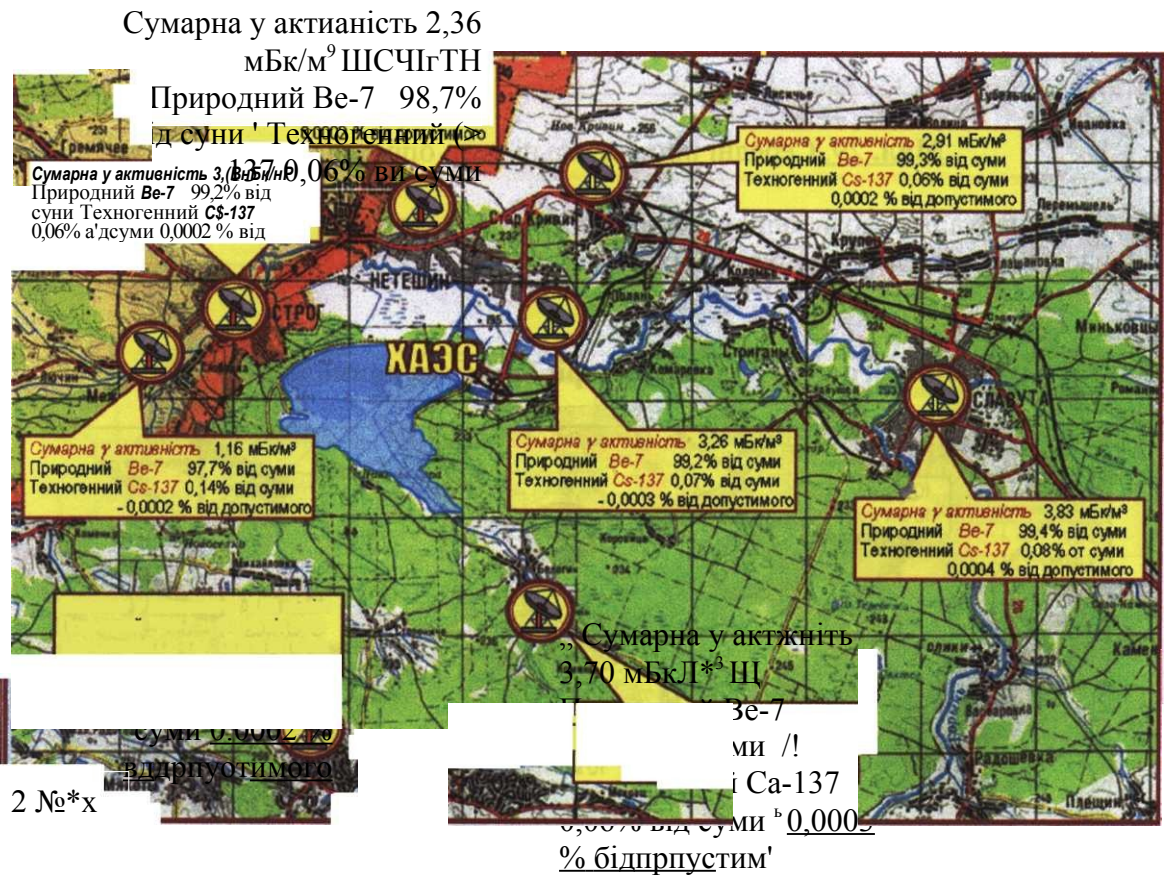
і Середньорічне значення гамма-фону (№08 р) >

На слайді надані поточні значення гамма-фону і усереднені значення гамма-фону за 2008 рік.
В зоні спостереження ХАЕС розташовані 11 постів радіаційного контролю АСКРО.

На промайданчику ХАЕС розташовані 12 постів контролю ПЕД (потужність експозиційної дози).

Результати вимірювань демонструються на моніторі, встановленому на будівлі лабораторії зовнішнього радіаційного контролю ХАЕС, регулярно публікуються в місцевій пресі, на телебаченні та веб-сайті ХАЕС.

Результати багаторічного контролю показують зниження потужності дози в оточуючому



середовищі після аварій на ЧАЕС та її незалежність від впливу скидів та викидів ХАЕС.

Мал. 30. Результати радіаційного контролю повітряного басейну в зоні

7. Радіаційна безпека та радіаційний вплив на навколишнє середовище

спостереження ХАЕС

В зоні спостереження Хмельницької АЕС ведеться радіаційний контроль за станом атмосферного повітря у 8 населених пунктах.

Результати контролю показують, що основний вклад у загальну активність атмосферного повітря вноситься природним радіонуклідом Be-7, що утворюється в процесі впливу космічного випромінювання на кисень у верхніх шарах атмосфери.

Вклад техногенного Cs-137 не перевищує 0,0004 % від допустимої концентрації.

Результати багаторічного контролю показують незалежність активності повітря в оточуючому середовищі від впливу скидів та викидів ХАЕС.



Мал. 31. Результати радіаційного контролю водних ресурсів у зоні спостереження ХАЕС

В зоні спостереження Хмельницької АЕС ведеться радіаційний контроль водних ресурсів у населених пунктах з періодичністю 2 рази на рік.

Радіаційний контроль водойми-охолоджувача ХАЕС здійснюється з періодичністю 2 рази на тиждень.

Вклад техногенного Cs-137 в загальну активність не перевищує 4 % і складає 0,007 % від допустимої концентрації (згідно НРБУ-97).

Наявність Cs-137 викликана випаданням радіонуклід після аварії на Чорнобильській АЕС.

Результати багаторічного контролю показують незалежність активності води в оточуючому середовищі від впливу скидів та викидів ХАЕС.

Мал. 32. Результати радіаційного контролю ґрунту в зоні спостереження ХАЕС

Радіаційний контроль проб ґрунту проводиться 1 раз в рік в місцях розташування постів радіаційного контролю.

Результати контролю показують, що основний вклад в загальну Активність вноситься природними радіонуклідами К-40, Тп-232, Кп-222, Ві-214.

Наявність техногенного Се-137 обумовлена випаданням радіонуклідів після аварії на Чорнобильській АЕС і не перевищує 10 % від сумарної активності.

Результати багаторічного контролю показують зниження активності ґрунту в оточуючому середовищі після аварій на ЧАЕС та її незалежність від впливу скидів та викидів ХАЕС.

7.6 Системи тимчасового зберігання та переробки РАВ

Радіоактивні рідкі та тверді відходи (відповідно, РРВ й ТРВ), що утворюються в процесі експлуатації АЕС, переробляються в наявних на АЕС установках кондиціонування й зберігаються в спеціальних сховищах рідких радіоактивних відходів (СРРВ) і твердих радіоактивних відходів (СТРВ).

Поводження з рідкими радіоактивними відходами

Основним джерелом утворення радіоактивних рідких середовищ є води, що утворюються в середині приміщень контрольованої зони і надходять через трапи в спецканалізацію. Такі радіоактивні стоки направляються для переробки на установки спецводоочистки СВО-3, СВО-7 і мають загальну назву - трапні води. Очищення та переробка трапних вод виконується з метою мінімізації утворених РРВ і можливості повторного використання вод, очищених у результаті переробки трапних вод.

Поводження із продуктом переробки рідких радіоактивних відходів

Кубовий залишок з ємностей СРВ після витримки направляється для подальшого концентрування на установку глибокого упарювання УГУ-1-500. Установка УГУ-1-500 призначена для переробки рідких сольових концентратів (кубових залишків), що утворюються при упарюванні радіоактивних трапних вод після установок СВО ХАЕС.

Вихідний сольовий концентрат - сольовий плав після УГУ-1-500 заливається в металеві 200-літрові контейнери, де після охолодження твердне шляхом кристалізації з утворенням твердого сольового продукту.

На ХАЕС контейнери зберігаються в блоці зберігання СТРВ, частково в спеціальних приміщеннях спецкорпусу, а також залізобетонних контейнерах типу "ББ-куб", які дозволяють зберігати контейнери без додаткового біологічного захисту на відкритому огороженому майданчику з обмеженим допуском персоналу.

Поводження з твердими радіоактивними відходами

Основним джерелом утворення твердих РАВ є технічне обслуговування та ремонт енергоблоків. Відходи сортуються залежно від агрегатного стану відходів (тверді, рідкі) і по активності ("чисті", "брудні"). "Брудні" відходи, у свою чергу, сортуються по групах активності. Вологі відходи висушуються в місцях утворення, сортуються та затарюються відповідно до їх активності. Упаковані відходи транспортуються до місць тимчасового збору РАВ.

На Хмельницької АЕС виконується «Програма мінімізації радіоактивних відходів у ВП ХАЕС», що визначає заходи щодо скорочення кількості утворення РАВ, удосконаленню системи поведінки з РАВ та мінімізації впливу іонізуючого випромінювання на персонал АЕС, населення та середовище.

Блок зберігання СТРВ введений в експлуатацію по скороченому варіанту - тільки як частина секцій для зберігання контейнерів-бочок з затверділими РРВ. У складі блоку передбачені залізобетонні секції для зберігання контейнерів-бочок і^ сольовим плавом її категорії активності й металеві труби-секції для зберігання затверділих РРВ III категорії активності, у кожній з яких може зберігатися штабель із 10 контейнерів.

Будівництво та введення в експлуатацію комплексу переробки радіоактивних відходів дозволить забезпечити переробку і доведення до стану, придатного для тривалого зберігання відходів, накопичених з початку експлуатації ХАЕС, та тих що утворюються

в результаті роботи двох енергоблоків. На даний момент строк введення в експлуатацію комплексу - 2012 р. На даний час вже виконано ряд передпроектних робіт, а саме розробка техніко-економічного обґрунтування й попередньої оцінки впливу на навколишнє середовище комплексу по переробці РАВ.

Поводження з радіоактивним маслом

Відпрацьоване радіоактивне масло піддається спалюванню на установці спалювання радіоактивного масла. Установка змонтована в приміщенні блоку майстерень спецкорпусу та має відповідний дозвіл на експлуатацію.

Заходи щодо мінімізації РАВ

Заходи щодо мінімізації РАВ є однією зі складових частин "Програми по мінімізації РАВ на ВП ХАЕС". У свою чергу, вони розподіляються на адміністративно-організаційні й технічні.

До організаційно-адміністративних заходів, які реалізуються, відносяться:

- удосконалення планування робіт у контрольованій зоні (використання обмінної тари для лакофарбових матеріалів, обмеження внесення в контрольовану зону інструментів і матеріалів, заборона внесення пакувальних матеріалів, оперативне планування утворення РАВ);
- встановлення лімітів і контрольних рівнів утворення РАВ.

До технічних заходів, які реалізуються, відносяться:

- поділ потоків чистих і радіоактивних технологічних середовищ;
- впровадження сучасних малореагентних технологій дезактивації - заплановано до реалізації;
- дезактивація та повторне використання теплоізоляційного матеріалу;
- використання спецодягу, не придатного для подальшого носіння в якості матеріалу для обтирання.
- застосування теплового захисту й теплоізоляції багаторазового використання -впроваджується поетапно;
- застосування захисних покриттів на поверхнях устаткування та приміщень;
- дезактивація металевих ТРВ з можливістю повторного використання за допомогою установки електро-хімічної дезактивації - заплановано до реалізації.

Заходи щодо вдосконалення системи поведження з РАВ

Адміністративно-організаційні, які реалізуються:

- нормування утворення РАВ;
- застосування системи стимулювання за зменшення утворення РАВ;
- удосконалення експлуатаційних режимів установок з переробки РАВ;
- підготовка та перепідготовка, підвищення кваліфікації персоналу.

Технічні заходи:

- введення в експлуатацію установки центрифугування для очищення трапних вод від механічних домішок і зневоднювання відпрацьованих шламів та фільтрувальних матеріалів - впроваджується;
- впровадження дистанційно керованих пробовідбірних пристроїв на баках СРВ -заплановано до реалізації;
- модернізація установок для переробки РАВ - заплановано до реалізації;
- удосконалення засобів контролю радіаційних характеристик РАВ - заплановано до реалізації;
- модернізація засобів збору, транспортування і збереження ТРВ - заплановано до реалізації;
- будівництво та введення в експлуатацію комплексу поведження з РАВ - заплановано до реалізації поетапно.

9. Нерадіаційний вплив на навколишнє середовище

9.1 Джерела теплового впливу. Атомна станція є джерелом значного теплового навантаження. Приблизно дві третини теплової енергії, виробленої реактором, не може бути використана для виробництва електроенергії і скидається в навколишнє середовище. В той же час виробництво електроенергії на атомних електростанціях не призводить до утворення так званих „парникових газів”, та, як наслідок, не призводить до глобального потепління клімату на землі.

Мал.37 *Бризкальні басейни для системи охолодження споживачів групи "А".*

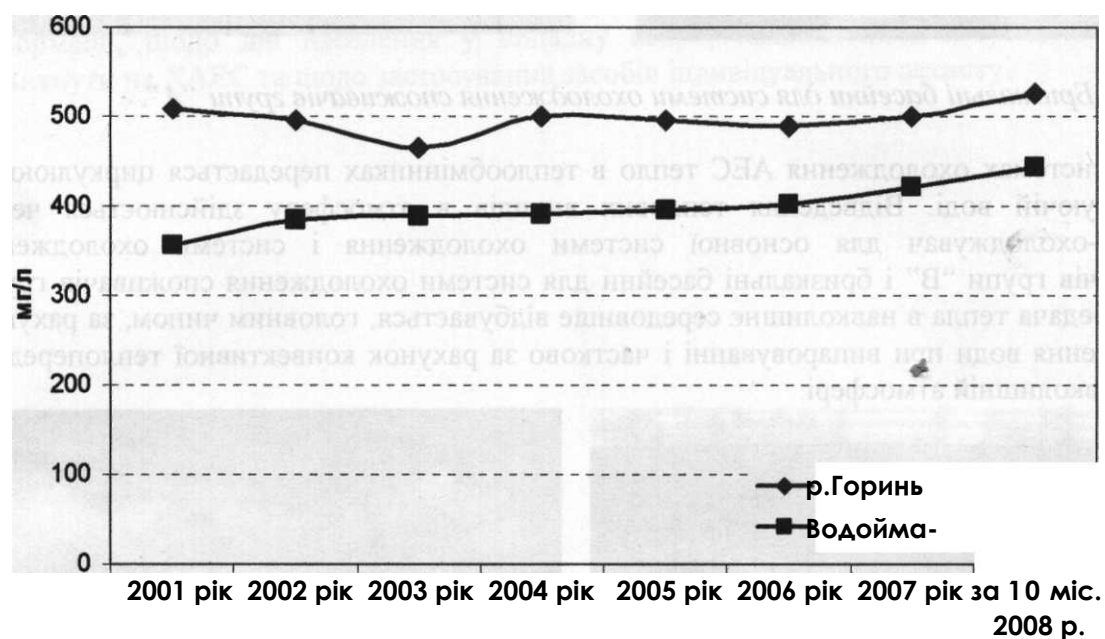
У системах охолодження АЕС тепло в теплообмінниках передається циркулюючій охолоджуючій воді. Відведення теплових викидів в атмосферу здійснюється через водойму-охолоджувач для основної системи охолодження і системи охолодження споживачів групи "В" і бризкальні басейни для системи охолодження споживачів групи "А". Передача тепла в навколишнє середовище відбувається, головним чином, за рахунок охолодження води при випаровуванні і частково за рахунок конвективної теплопередачі тепла навколишній атмосфері.

Мал.38 *Скид підігрітої води у відповідний канал водойми-охолоджувача*

Випаровування води в циркуляційних системах охолодження призводить до накопичування в них солей, які надходять із підживлювальною водою. Технологічні обмеження з вмісту солей в охолоджуючій воді вимагають продувки систем охолодження для підтримки в них сольового режиму на припустимому рівні. Однак постійної продувки водойми-охолоджувача ХАЕС не передбачено і не потрібно. Проектом передбачена можливість його продувки за рахунок періодичного скидання води в період весняної повені із додатковим підкачуванням води з р.Горинь для відновлення витрат. Продувка допускається тільки за попередньо оформленим у встановленому регламенті порядку, погодженому з наглядовими державними органами. Слід відмітити, що за час експлуатації

водойми-охолоджувача не було необхідності в здійсненні технологічної операції зі скидом частки води і забором свіжої з річки Горинь. Причиною тому є та залишається кращий стан за багатьма показниками водного середовища водойми-охолоджувача Хмельницької АЕС, ніж у р.Горинь. За умови експлуатації чотирьох енергоблоків динаміка росту накопичення солей у водоймі-охолоджувачі безумовно має відбуватись, але стримування цього зростання залежить від багатьох факторів, які за досвідом експлуатації підтвердили свою впливовість. Це насамперед акумуляція стоку р.Гнилий Ріг, в тому числі за рахунок поталих вод у весняний період, якість яких значно краща ніж у р.Горинь та Вілія в той же період. По - друге, це атмосферні опади які випадають на досить велику площу водойми-охолоджувача. А в-третє, новий фактор, який не можна не враховувати - діяльність моллюску дрейсена, який для побудови своєї черепашки забирає з води кальцій, тим самим впливає на вміст солей у водоймі-охолоджувачі. Все це разом дає нам можливість утримувати якість води на відповідному рівні та не впроваджувати операції з продувки водойми-охолоджувача.

Динаміка зміни середньорічної мінералізації водних об'єктів



Мал.39 Мінералізація води у р.Горинь та у водоймі-охолоджувачі Хмельницької АЕС

Стосовно температурного режиму водойми-охолоджувача з урахуванням роботи чотирьох енергоблоків слід сказати, що вже зараз прораховані всі варіанти підвищення ефективності охолодження при використанні самої водойми. За існуючим станом водойма-охолоджувач в змозі забезпечити навантаження 3000+3240 МВт без розробки будь-яких додаткових заходів. Спорудження струменеспрямовуючої дамби довжиною 1300 м у ложі ставка-охолоджувача (що є найекономічнішим варіантом як по капітальних, так і по експлуатаційних витратах) дозволить забезпечити несення потужності 4000 МВт.

Математичні моделі для прогнозування гідрохімічного і гідротермічного режимів, гідробіологічного прогнозування системи технічного водозабезпечення в умовах роботи енергоблоків №3, 4 показали, що водойма-охолоджувач не перетвориться у велику чашу з "юшкою", а залишиться особливою екосистемою, в якій буде місце і гідробіонтам, кормова база яких буде залежна від того тепла, що скидається у водойму, а також ці гідробіонти будуть підтримувати належну якість води, яка використовується для охолодження теплообмінного обладнання енергоблоків ХАЕС.

9. Нерадіаційний вплив на навколишнє середовище

1. Ядерна енергетика у світі та Україні: стан та перспективи розвитку

етапів, є вибір типу енергоблока для ХАЕС-3, який забезпечить необхідний рівень безпеки, надійності і економічності з урахуванням конкретних умов майданчика ХАЕС.

Обстеження будівельних конструкцій енергоблоків №3, 4 які були раніше змонтовані за проектом ВВЕР-1000 (В-320), виконувалося ВАТ КІЕП із залученням для виконання робіт субпідрядників. ЗАТ «Оргенергобуд» (Росія) та КиївНДІЛбудміст при обстеженні будівельних конструкцій будівель та споруд блоків №3 и №4 не виявили дефекті, які б свідчили про їх аварійний стан. За результатами проведених обстежень металевих та залізобетонних конструкцій були виявлені дефекти, які:

- > знижують несучу спроможність окремих конструкцій (виразкова корозія металоконструкцій; місцева корозія арматурних стрижнів і анкерів з відшаруванням продуктів корозії; суцільна корозія з відшаруванням продуктів корозії металевих елементів залізобетонних конструкцій);
- > можуть знизити несучу спроможність окремих конструкцій у найближчий час або в процесі експлуатації АЕС (порушення захисного покриття і рівномірна корозія металоконструкцій; тріщини і сітки тріщин в залізобетонних конструкціях з розкриттям більше 0,3 мм; відшарування захисного слою бетону; оголення арматури; суцільна корозія металевих елементів залізобетонних конструкцій);
- > не знижують несучу спроможність конструкцій, але впливають на експлуатаційні характеристики (місцеві руйнування (відколи) бетону; ділянки недоущільненого бетону; поверхнева корозія арматури і металевих елементів; тріщини з шириною розкриття менш 0,3 мм; ділянки з сіткою тріщин; проступання солі на поверхні бетону).

Всі перераховані дефекти усуваються шляхом виконання ремонтно-відбудовчих робіт, а в деяких випадках заміною окремих конструкцій. В пропозиціях з виконання ремонтно-відбудовчих робіт наведені способи і технології виконання ремонтно-відбудовчих робіт.

На підставі аналізу технічного стану будівельних конструкцій і розрахунків довговічності був зроблений висновок, що за умови проведення комплексу ремонтно-відбудовчих робіт і виконанні технологічного регламенту з експлуатації, будівлям та спорудам енергоблоків №3, 4 Хмельницької АЕС буде забезпечена надійна експлуатація на термін до 45 років (граничний термін часу від закінчення добудови до моменту зняття блоку з експлуатації).

Обстеження водойми-охолоджувача виконувалося ВАТ КІЕП із залученням для виконання робіт на субпідряді ВАТ «ЛьвівОРГРЕС», ВАТ «Укрводпроект», «УкрНДІЕП». На майданчику виконані роботи із вимірювання глибин водойми та температури води, розбиті створи та поперечники по всій довжині греблі.

Розроблені та представлені Замовнику: водогосподарчі розрахунки р. Горинь;

- > математичні моделі прогнозування гідрохімічного і гідротермічного режимів, гідробіологічне прогнозування системи технічного водозабезпечення за умови роботи енергоблоків №3, 4;
- > розрахунки охолоджувальної спроможності водосховища;
- > заключний звіт з оптимального варіанту водосховища.

Згідно з дослідженнями і розрахунками, існуючий ставок-охолоджувач в стані забезпечити навантаження 3000+3240 МВт без розробки будь-яких додаткових заходів. Для забезпечення потужності 4000 МВт необхідно спорудити струмененапрямну дамбу довжиною 1300 м у ложі ставка-охолоджувача (що є найбільш економічним варіантом за капітальними та експлуатаційними витратами).

Проведені ВАТ «Укрводпроект» водогосподарчі розрахунки р. Горинь на період до 2020 року підтвердили, що введення в експлуатацію енергоблоків №3, 4 (проекту В-320) ВП ХАЕС не призведе до виникнення дефіциту водних ресурсів нижче меж безпосереднього впливу ХАЕС (до впадання р. Случ в р. Горинь).

9.2 Джерела хімічного впливу на навколишнє водне середовище

Побутова каналізація зони «суворого режиму»

Побутові стоки санвузлів, розміщених у реакторному відділенні, санвузлів і душових спецкорпусу зон «суворого режиму», а також води після спецпральні майданчика АЕС після баків дозиметричного контролю, перекачуються на очисні споруди зони «суворого режиму», - розміщені на території майданчика АЕС. Після очисних споруд очищені стоки спрямовуються в бризкальні басейни - системи техводопостачання відповідальних споживачів. Шлам, після сушіння, відправляється на зберігання в сховище твердих радіоактивних відходів.

Каналізація хімічно забруднених стоків

Нейтралізовані регенераційні води хімводоочистки і блочної знесолюючої установки скидаються в канал, що відводить їх у водойму-охолоджувач.

Продувка освітлювачів (шламові води) надходить у шламонакоплювач. Після відстою вода вертається в цикл хімводоочистки.

Каналізація стоків, забруднених нафтопродуктами Джерелами вод, забруднених нафтопродуктами, можуть бути:

- у головному корпусі - маслосистеми турбін, генераторів, живильних насосів, вентиляторів, зливи ущільнень сальників насосів, витікання масел при ремонті маслосистем і устаткування;
- у допоміжних спорудах - зливи ущільнень сальників насосів, компресорів, вентиляторів, витікання масел і мазуту при ремонті маслосистем і устаткування;
 - на майданчиках розміщення трансформаторів - аварійні розливи масла;
 - паливно-мастильне господарство - дренаж підлог мазутонасосної станції,
 - дощові й поталі води з території відкритих місць складування.

З території проммайданчика води, забруднені нафтопродуктами, самостійною мережею виробничої каналізації подаються на очисні споруди „Кристал”, розташованої в приміщенні пуско-резервної котельні (ПРК). Після усереднення і відстою, води насосами подаються на механічні і вугільні фільтри. Очищена від нафтопродуктів вода спрямовується у водойму-охолоджувач, а виділені нафтопродукти направляються на спалювання в ПРК. З введенням в експлуатацію енергоблоків № 3,4 з'являться наступні додаткові джерела скиду на установку очистки від нафтопродуктів:

- від головного корпусу енергоблоків № 3,4;
- від РДЕС енергоблоків № 3,4.

9.3 Джерела хімічного впливу на навколишнє повітряне середовище

У повітряне середовище надходять викиди від основних і допоміжних виробничих приміщень, розташованих на проммайданчику АЕС. Зазначені викиди містять хімічні г^ечлвшш. І еддмеуж, шд сирнядиинотъ 'шедтлнжй шшь 'дъ таыгатжата 'ицицъ'"ки&. Більшість джерел працює в періодичному режимі, тому кількість валових річних викидів невелика.

На самому промисловому майданчику АЕС розташовані наступні *виробництва*, які є джерелами забруднення атмосферного повітря шкідливими речовинами:

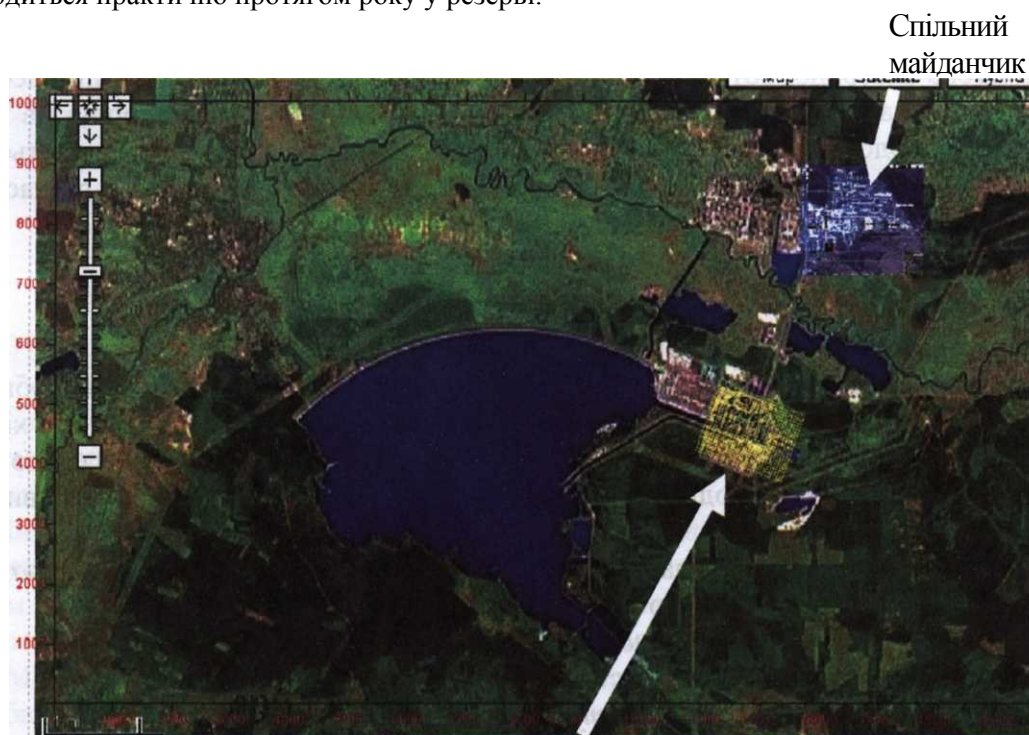
- > пуско-резервна котельня (*гідротехнічний цех*);
- > масло-мазутне дизельне господарство (*гідротехнічний цех*);
- > дизель-генератори та ексгаустери (*турбінний цех*);
- > зварювальні та металообробні дільниці (*гідротехнічний цех, енергоремонтний підрозділ*);
- У бакове реагентне господарство (*хімічний цех*);
- > холодильні установки (*цех вентиляції та кондиціювання*);
- > ділянка *виробництва асфальту* фемонтно-будівельне управління енергоремонтного підрозділу);
- > ділянка *деревобробки* фемонтно-будівельне управління енергоремонтного підрозділу!;
- > *хлораторна установка очисних споруд міста* (комунальне господарство^).

На спільному майданчику, де знаходяться допоміжні підрозділи станції, розташовані наступні *виробництва*, які є джерелами забруднення атмосферного повітря шкідливими речовинами:

9. Нерадіаційний вплив на навколишнє середовище

- > зварювальні дільниці (комунальне господарство, транспортний цех та ремонтно-будівельне управління енергоремонтного підрозділу);
 - > акумуляторна дільниця (транспортний цех);
- > дільниця заправки транспорту паливо-мастильними матеріалами (транспортний цех);
 - У фарбувальна дільниця (транспортний цех);
 - > кузня (транспортний цех);
- > токарно-механічні дільниці (транспортний цех, ремонтно-будівельне управління енергоремонтного підрозділу);
- > дільниця з ремонту паливної апаратури, моторно-агрегатна та шліфувальна дільниці (транспортний цех);
 - > дільниця шиномонтажу та вулканізації (транспортний цех);
 - > відкриті та криті стоянки автотранспорту і техніки (транспортний цех);
- > бетонно-розчинні вузли та установка з виробництва бетонної плитки (ремонтно-будівельне управління енергоремонтного підрозділу);
- > хлораторна установка станції знезалізнення питної води (комунальне господарство)

З введенням в експлуатацію енергоблоків № 3,4 з'являться додаткові джерела, пов'язанні з роботою дизельгенераторів нових енергоблоків, водночас пуско-резервна котельня буде знаходитися практично протягом року у резерві.



Проммайданчик ВП ХАЕС Мал.40 Розміщення

проммайданчика Хмельницької АЕС та спільного майданчика

9.4 Поводження з небезпечними речовинами

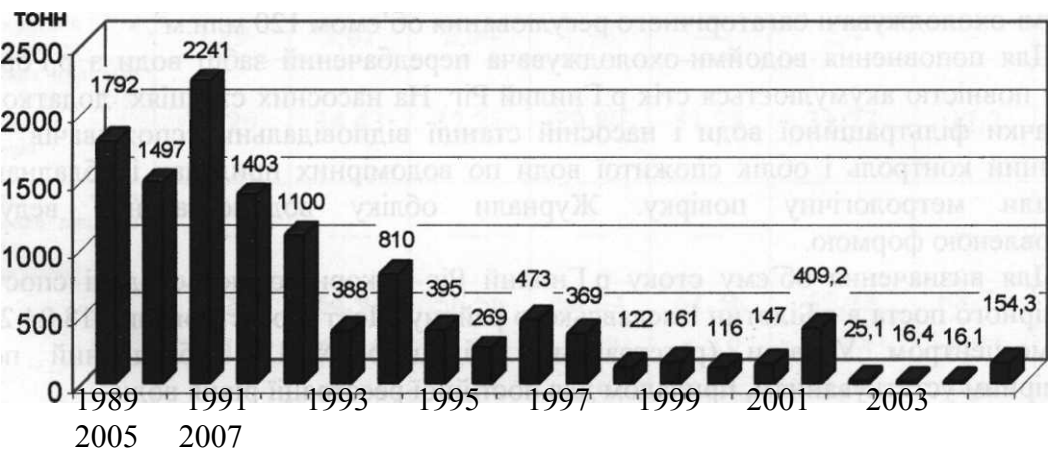
Для забезпечення виробничої діяльності у ВП ХАЕС використовуються, зберігаються, транспортуються залізничним транспортом наступні отруйні речовини: гідразина гідрат, сірчана кислота, азотна кислота, натрію гідроксид, морфолін. Відповідно до постанови КМУ №440 „Про затвердження Порядку одержання дозволу на виробництво, зберігання, транспортування, використання, захоронення, знищення та утилізацію отруйних речовин" від 20.06.1995 року ВП ХАЕС своєчасно отримує всі необхідні дозволи.

Охорона атмосферного повітря

В процесі експлуатації обладнання цехів та підрозділів атомної станції в атмосферне повітря надходять забруднюючі речовини з пуско-резервної котельні, маслوماзотно-дизельного господарства, дизельгенераторів, зварювальних дільниць, дільниці механічної обробки металу, бакового господарства хімічних реагентів, асфальто-змішувальної установки, вузлів з приготування бетону, дільниці деревообробки, складу паливно-мастильних матеріалів,

автозаправочної, дільниці фарбування автомобілів, акумуляторної дільниці та кузні. Встановлене на асфальто-змішувальній установці та деревооброблюючій дільниці газоочисне обладнання забезпечує проектну ефективність очищення. Введення в експлуатацію енергоблоків №3,4 не призведе до значного підвищення валових викидів забруднюючих речовин у атмосферне повітря. При цьому з'являться лише додаткові джерела, пов'язанні з роботою дизельгенераторів нових енергоблоків, в той же час пуску-резервна котельня дійсно буде знаходитися практично на протязі всього року у резерві. Слід відмітити наступне - у випадку введення в експлуатацію енергоблоків №3 та №4 вірогідність того, що ПРК не буде задіяна, значно підвищується. Нижче на діаграмі досить показово приведена динаміка зменшення викидів з часу, коли був введений в експлуатацію енергоблок №2 (серпень 2004 року). Досить показово на діаграмі видно результати роботи ПРК у 2008 році (за 9 місяців), з причини одночасного знаходження у ремонті двох енергоблоків.

Динаміка викидів забруднюючих речовин в атмосферне повітря



Мал.41 Діаграма по викидах забруднюючих речовин по роках

Охорона водних ресурсів

В процесі експлуатації Хмельницької АЕС здійснюється користування підземними та поверхневими водами. Підземні води добувають за допомогою артезіанських свердловин. Поверхнева вода забирається з р.Горинь та р.Гнилий Ріг.

Нетішинське родовище підземних вод належить АЕС, експлуатується з 1981 року, здійснює водопостачання м. Нетішин і АЕС. Вода забирається з 16 свердловин глибиною 220-240 м, які мають площинне розташування.

Споживання питної води з артезіанських свердловин, в порівнянні з минулими роками, суттєво знизилося (у 2007 були встановлені нові лічильники обліку подачі води на місто та промисловий майданчик, розроблені та затверджені технологічні нормативи використання питної води та отримані позитивні результати від впровадження економічних механізмів у сплаті за фактичне водокористування - розрахунки за фактичне споживання на підставі показників лічильників встановлених у квартирах). Пуск енергоблока №2 не вплинув на збільшення водозабіру питної води у 2004-2007 роках, те ж саме очікується при роботі чотирьох енергоблоків. Збільшення водозабору питної води можливе лише у випадку буріння додаткових свердловин, впровадженню режиму цілодобової подачі води та будівництва нових будинків.

Звітний період	Забір води із підземного водоносного горизонту, тнем³	Примітка (за 9 місяців звітного періоду)
2001 рік	5098,6	3774,3
2002 рік	5093,6	3742,5
2003 рік	5399,2	4034,2
2004 рік	5391,0	4029,2
2005 рік	5187,7	3842,3
2006 рік	5311,5	4033,8
2007 рік	4840,3	3672,4
За 9 місяців 2008 року	3237,4	3237,4

Технічне водопостачання ХАЕС забезпечується за рахунок води, яка акумулюється у водоймі-охолоджувачі багаторічного регулювання об'ємом 120 млн.м³.

Для поповнення водойми-охолоджувача передбачений забір води з р.Горинь та в ньому повністю акумулюється стік р.Гнилий Ріг. На насосних станціях: додаткової води, перекачки фільтраційної води і насосній станції відповідальних споживачів ведеться постійний контроль і облік спожитої води по водомірних приладах і обладнаннях, які пройшли метрологічну перевірку. Журнали обліку водопостачання ведуться за установленою формою.

Для визначення об'єму стоку р.Гнилий Ріг використовуються дані спостережень водомірного поста в с.Білотин Ізяславського району. Пост зареєстрований 18.04.2001 року Гідрометцентром України (реєстраційне свідоцтво №213), обладнаний повіреним водомірним устаткуванням, приладом для постійної реєстрації рівня води.

На р.Гнилий Ріг проводяться спостереження на водомірному посту в с.Білотин Ізяславського району: за рівнем води, за витратами води. В зв'язку з тим, що для експлуатації одного енергоблока ХАЕС води було достатньо, довгий час водозабір з р.Горинь для поповнення водойми-охолоджувача не проводився, за винятком забору води під час випробуванні насосів. Така ж ситуація спостерігалась і у випадку експлуатації двох енергоблоків. За підрахунками науково-дослідних інститутів для роботи чотирьох енергоблоків запасів води у водосховищі також буде достатньо, а невелике поповнення з р.Горинь буде здійснюватися лише у роки з достатньою водністю та урахуванням санітарних витрат по р.Горинь.

Враховуючи ступінь заповнення водойми-охолоджувача, акумуляцію стоку р.Гнилий Ріг та відсутність за вказаної причини технічної можливості повернення усієї фільтраційної води дренажного каналу, мали місце фільтраційні втрати в старе русло р.Гнилий Ріг з подальшим надходженням в р.Вілія, а далі в р.Горинь. Наявність даного факту та враховуючи те, що проектом скидів з ХАЕС в р.Горинь не передбачено, виникла необхідність розробки «Проекту норм гранично допустимого скиду речовин з фільтраційними водами ХАЕС». З пуском енергоблока №2 з'явилась можливість повертати всю фільтраційну воду з дренажного каналу назад у водойму-охолоджувач. Таким чином вже у 2007 році скид у р.Вілія склав всього 137 тис.м.3., а у 2008 році взагалі був відсутній.

п/п	Складові водного балансу	2001 р.	2002 р.	2003 р.	2004р.	2005 р.	2006 р.	2007 р.	За 9 місяців 2008 р.
1.Приток води в водойму-охолоджувач ХАЕС, млн.м									
1.1	Стік р. Гнилий Ріг	33,3	26,16	24,48	20,67	25,7	29,97	23,12	17,81
1.2	Опади	11,87	6,89	11,17	9,90	12,43	10,74	13,49	9,89
1.3	Скид очищених стоків	6,3	6,11	6,41	6,68	6,7	6,73	6,11	4,41
1.4	Підживлення 3 р.Горинь (в т.ч. перевірка технічного стану насосів станції додаткової води /НДБ7)	0,86	ОД	0,58	0,09	1,6	0,21	2,68	9,51
1.5	Повернення дренажних вод насосною станцією фільтраційної води (НФВ)	13,97	14,33	14,78	15,18	19,41	19,13	21,63	15,8
РА3	ЮМ	66,3	53,59	57,42	52,52	65,84	66,78	67,03	57,42
2.Витрати води з водойми-охолоджувача ХАЕС, млн.м³									
2.1	Природне випаровування з водойми-охолоджувача	9,96	8,07	11,18	12,19	8,86	10^23	9,46	7,45
2.2	Додаткове випаровування з водойми-охолоджувача	9,28	9,42	10,23	12,63	20,72	20,83	27,08	14,8
2.3	Випаровування в зимовий період	3,29	3,01	2,94	1,93	—	2,4	■	—
2.4	Фільтрація через тіло греблі (в т.ч. безповоротна фільтрація 9,53 млн.м ³)	34,29	34,43	32,21	29,89	31,78	31,77	32,2	23,63
2.5	Перелив через паводковий пристрій водойми-охолоджувача	—	—	—	—	—	—	—	—
РА2	ЮМ	56,82	54,93	56,56	56,64	61,36	65,23	68,74	45,88
БАЛАНС Наповнення		9,48	1,34	0,86	4Д2	4,48	1,55	1,71	11,54

"+" Втрати "-"								
----------------	--	--	--	--	--	--	--	--

У водойму-охолоджувач також надходять стічні води після очисних споруд міста, вузла нейтралізації ХВО ХЦ, установки "Кристал", бризкальних басейнів. Всі очисні споруди належать ВП "ХАЕС". Всі стічні води проходять відповідну очистку або нейтралізацію та скидаються у водойму-охолоджувач.

На ВП "ХАЕС" впроваджуються заходи з підтримки у належному стані якості води водойми-охолоджувача. В даний час на ВП "ХАЕС" реалізуються заходи щодо інтенсифікації процесів біомеліорації водойми-охолоджувача шляхом розведення риб-біомеліораторів.

9.7 Забруднення навколишнього середовища промисловими відходами

На основному виробництві утворюються наступні види відходів: масло ОМТИ (РУКОДЛІЬ-Б) та відходи теплоізоляційних матеріалів (турбінний цех), шлам вузла передочистки, смоли іонообмінні, відходи антрацитної крихти, відходи сульфовугілля, вугілля активоване відпрацьоване, відходи гашеного вапна (хімічний цех).

На допоміжному виробництві утворюються наступні види відходів: побутові відходи (відходи комунальні міські), будівельні відходи, шини автомобільні відпрацьовані, масло автомобільне відпрацьоване, акумулятори відпрацьовані, люмінесцентні лампи ЛБ та ДРЛ, шлам від очищення вод стічних, пісок від очищення вод стічних, відходи деревини, будівельні відходи, чорний металевий брухт та кольоровий металевий брухт.

Для зберігання та тимчасового розміщення промислових відходів, що утворюються в процесі експлуатації першого енергоблока Хмельницької АЕС є:

- Шламонакопичувач, який служить для прийому шламових вод вузла предочистки ХВО.
- Майданчик компостування служить для витримки і тимчасового зберігання мулу.
- Майданчик тимчасового зберігання металобрухту.
- Приміщення тимчасового зберігання люмінесцентних ламп.
- Приміщення тимчасового зберігання відпрацьованих акумуляторів.
- Приміщення тимчасового зберігання відпрацьованого масла.
- Майданчик тимчасового зберігання відпрацьованих шин.
- Полігон твердих побутових відходів (ТПВ) с.Бадівка розташований у Славутському районі на межі з Рівненською областю на відстані 600 метрів південніше села Бадівка Острозького району. Полігон ТПВ належить ЖКО м. Нетішин.

9.8 Боротьба з біологічними перешкодами (молюском і водоростями)

Надійність і безпека роботи устаткування атомних електростанцій, пов'язаного з використанням води, обумовлена не тільки технічними конструктивними рішеннями, виконанням регламенту експлуатації, але й різними факторами, обумовленими тими або іншими екологічними процесами. Більша частина біоценозів в водних екосистем, безпосередньо або опосередковано пов'язаних із системами водопостачання, тією чи іншою мірою впливає на режим біологічних перешкод у роботі технічних систем. Хмельницька АЕС вперше «по-справжньому» зіштовхнулася із проблемою біологічних перешкод у 2005 році на фоні присутності у водоймі-охолоджувачі нижчої водної рослинності й молюска дрейсени.

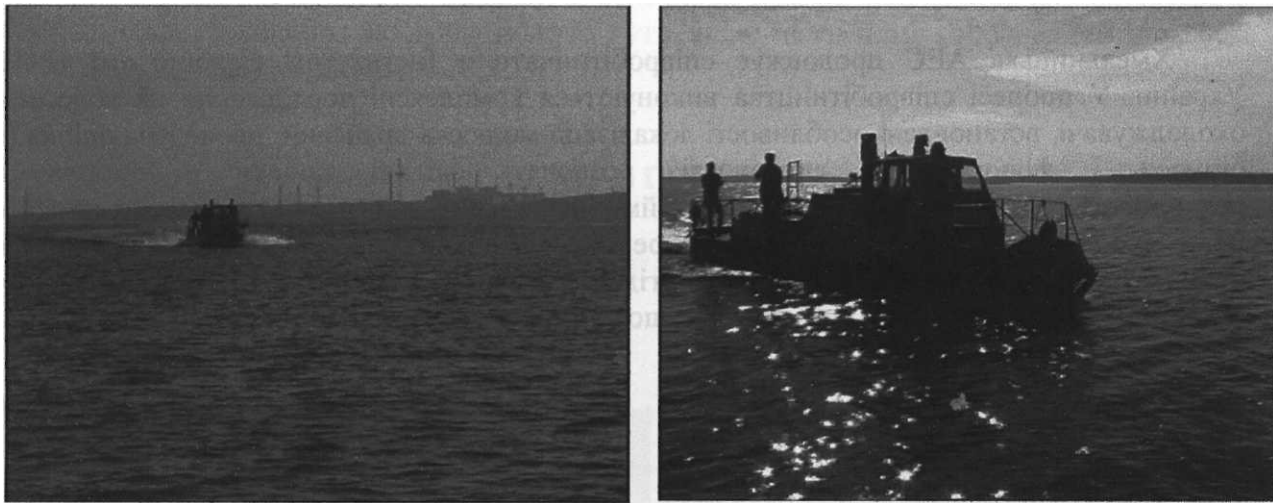
У даних обставинах Хмельницькою АЕС почато ряд заходів, що дозволили різко змінити ситуацію і спрямувати зусилля з мінімізації впливу біологічних перешкод у потрібне русло.

Якщо у 2005 році основною біологічною перешкодою був молюск дрейсена, то у 2006-2007 роках основною біологічною перешкодою стали також нитчасті водорості.

У 2007 році підрозділами Хмельницької АЕС, за особистої участі Інституту гідробіології НАН України, була розроблена «Концепція безпечної експлуатації енергоблоків Хмельницької АЕС в умовах наявності біологічних перешкод».

У 2006 році в складі ВВВО була організована спеціальна група з охорони водойми-охолоджувача. 2007 року група приступила до виконання своїх функцій. Одне із завдань, що стоїть перед даною групою - збереження водних живих ресурсів водойми-охолоджувача, а також дотримання карантинного режиму водойми-охолоджувача Хмельницької АЕС (режим господарської діяльності на водоймі-охолоджувачі, що перешкоджає стихійному вселенню у водойму гідробіонтів, що можуть сформувати біоперешкоди в роботі Хмельницької АЕС). Для створення сприятливого режиму для зимування перелітних птахів на водоймі-охолоджувачі з 2007

року за узгодженням з товариствами мисливців та рибалок запроваджена заборона проведення полювання на водоплавну дичину.



Мал. 43 Охорона водних живих ресурсів водойми-охолоджувача

Хмельницька АЕС у 2007 році продовжила зариблення водойми-охолоджувача видами риб, що беруть участь у процесі біологічної меліорації і випустила у водойму близько 9,3 тонни, а саме:

Чорний амур, дворічний - 7820 штук (313 кг);
Білий амур, дворічний - 4940 штук (398 кг);
Білий амур, цьоголіток - 109746 штук (2247 кг);
Білий товстолоб, двохрічний - 13034 штук (1498,9 кг);
Білий товстолоб, цьоголіток - 72976 штук (1196 кг);
Короп, річник - 13400 штук (335 кг);
Короп, цьоголіток - 138909 штук (3357 кг).

У 2008 році також було проведено вселення у водойму-охолоджувач близько 10,5 тонн малька риби, яка вирощується на ділянці біомеліорації, а саме: Короп, річник - 87101 штук (2067 кг); Білий амур, річник - 75112 штук (1402 кг); Білий толстолоб, річник - 61886 штук (1038 кг); Короп, чотирирічка - 1638 штук (484 кг). Білий толстолоб, чотирирічка - 671 штук (805 кг); Короп, цьоголіток - 94935 штук (1462 кг). Білий амур, цьоголіток - 137685 штук (2974 кг); Білий толстолоб, цьоголіток - 9558 штук (216 кг);

Хмельницька АЕС продовжує співробітничати з Інститутом гідробіології НАН України. У процесі співробітництва виконуються комплексні дослідження на водоймі-охолоджувачі, встановлені особливості локалізації молюска дрейсени, проведена оцінка її біомаси і фільтраційної активності, розпочаті спільні роботи з організації гідробіологічного моніторингу на водоймі. Виконано прогноз ступеня можливого подальшого розвитку біологічних перешкод у роботі систем охолодження і водопостачання ХАЕС, з урахуванням гідробіологічних процесів, які відбувалися у попередні роки. Розроблено рекомендації щодо обмеження біологічних перешкод.

Узгоджено і затверджено технічне завдання (ТЗ) на розробку техніко-економічного обґрунтування (ТЕО) спорудження енергоблоків №3, 4 ХАЕС. Розробником ТЕО ХАЕС-3, 4 визначено ВАТ КІЕП.

Наведене вище дозволяє зробити висновок, що майданчик Хмельницької АЕС залишається найперспективнішим для розширення одного з найтехнологічніших і наукомістких секторів з огляду на майбуття української атомної енергетики.

1.5 Інформація про вибір реакторної установки для будівництва енергоблоків №3,4 ХАЕС

Для виконання завдання вибору типу реакторної установки (РУ) для енергоблоків №3, 4 Хмельницької АЕС, в Компанії проведений аналіз існуючих на ринку проектів РУ: ВВЕР-1000, АР-1000, ЕРК-1600. Виконано обґрунтування вибору типу ЯШУ для блоків ХАЕС-3, 4. Підготовлений перелік питань технічного і економічного характеру та направлений потенційним постачальникам реакторних технологій (ОКБ «Гидропресс», 8КООА 18, АКЕУА, «ЕІП»-8, КЕРСО) для отримання офіційної інформації. Були отримані пропозиції від ОКБ «Гидропресс» (ЗАО «Атомстройэкспорт»), КЕРСО і «ЕІП»-8, які були проаналізовані та уточнені. АКЕУА направила лист про відмову в участі конкурсного відбору.

Попередні результати аналізу пропозицій КЕРСО і «ЕІП»-8 показали, що дані пропозиції передбачають будівництво нових енергоблоків на місці №5 і №6 ХАЕС, без врахування використання всієї інфраструктури ХАЕС, не враховуючи транспортування основного обладнання на майданчик і не дають показових економічних результатів. За результатами конкурсного відбору, на підставі затверджених критеріїв, був обраний проект РУ з ВВЕР-1000.

При створенні проекту атомної станції підвищеної безпеки АЕС-92 був врахований досвід створення та експлуатації попереднього зразка реакторної установки (В-320) на Запорізькій, Хмельницькій, Балаковській, Південно-Українській, Калінінській АЕС і останні світові досягнення в сфері проектування й експлуатації АЕС. Прийняті технічні рішення дозволяють за міжнародною класифікацією віднести АЕС-92 до атомних станцій III покоління. Це означає, що така АЕС має досконалішу технологію щодо забезпечення безпеки стосовно до сучасних еволюційних реакторів легководного типу.

При розробці проекту атомної електростанції проектувальники орієнтувалися на максимальне зниження ролі людського фактора. Як показали аварії на АЕС Три-Майл-Айленд і в Чорнобилі, для істотного підвищення безпеки експлуатації ядерного реактора необхідно враховувати принципи взаємодії «людина-машина» (оператор-реактор) і закласти в саму конструкцію станції протидію можливим помилкам операторів. Саме на це спрямовано всі технічні новинки, застосовані в удосконаленому проекті АЕС-92.

Реалізація такої концепції здійснювалася за двома напрямками. По-перше, у проект включені пасивні системи безпеки. Під цим терміном розуміються системи, що працюють практично без підведення енергії з зовні, не потребуючі втручання оператора. По-друге, була прийнята концепція подвійного призначення активних систем безпеки, що значно зменшує ймовірність невиявлених відмовлень.

Для запобігання некерованої ланцюгової реакції в реакторі використовуються спеціальні регулюючі стрижні з нейтропоглинаючих матеріалів. Введення їх в активну зону призводить до негайного гасіння ядерної реакції. У реакторі ВВЕР-1000 проекту АЕС-92 для підвищення надійності аварійного захисту кількість регулюючих стрижнів збільшено. Аварійний захист настільки ефективний, що у випадку аварії повністю заглушує реактор, на відміну від попереднього покоління реакторів, підтримує його в заглушеному стані без застосування розчинів борної кислоти. У проекті АЕС-92 передбачена додаткова пасивна аварійна система захисту (швидке введення борного розчину), що здатна замінити систему аварійного захисту реактора з використанням поглинаючих стрижнів.

Головна перевага проекту АЕС-92 полягає в тому, що основні функції безпеки виконують незалежно одна від одної дві різні за принципом роботи системи. Усе це в сукупності зі збільшенням надійності систем, зниженням імовірності відмови обладнання і зменшенням ролі людського фактора, підвищує рівень безпеки АЕС.

Проект АЕС-92 - це приклад вдалих інженерних рішень, що поєднує у собі досвід, накопичений при експлуатації уніфікованого реактора ВВЕР-1000 і нововведення по пасивних системах безпеки, дія яких заснована на простих фізичних принципах. Проект Нововоронезької АЕС у повному обсязі пройшов необхідні процедури розгляду і затвердження, одержав позитивні висновки державної і суспільної екологічних експертиз. Крім того, експерти фірми ЕБР провели перевірку рішень проекту на відповідність основним вимогам європейських експлуатуючих організацій до АЕС нового покоління (ЕІЖ). На 1-му міжнародному конкурсі в Санкт-Петербурзі журі з фахівців Франції, Німеччини, Швеції, Канади, оцінило проект позитивно. Високу якість російського проекту В-392 підтвердили і закордонні замовники, обравши його як базовий для будівництва атомних станцій.

Відповідно до міжурядових Угод про співробітництво з Індією розробляється проект ВВЕР-1000 (В-412), для Китайської Народної Республіки розроблений проект ВВЕР-1000 (В-428), а для Ісламської Республіки Іран розробляється проект ВВЕР-1000 (В-446).

Згідно з протоколом засідання «Ядерна енергетика та атомна промисловість» секції «Атомно-промисловий комплекс та поновлювальні джерела енергії» Науково-технічної ради

Міністерства палива та енергетики України, було вирішено, що переможцем конкурсного відбору проекту реакторної установки для будівництва енергоблоків №3,4 ВП ХАЕС стала компанія «Атомстройекспорт» (РФ), що представила РУ ВВЕР-1000/В-392Б, розроблену на базі В-392.

1.6 Переваги РУ В-392Б в порівнянні з В-320

Реакторна установка В-392Б в порівнянні з В-320, змонтованої на енергоблоках №1,2 ХАЕС, має багато удосконалень, внесених у її конструкцію на основі аналізу досвіду експлуатації і рекомендацій МАГАТЕ для діючих АЕС із ВВЕР-1000.

Серед них наступні:

- підвищено ефективність і надійність механічної системи аварійного захисту реактора, що забезпечує швидкий перехід реактора в підкритичний стан і підтримку його в цьому стані до температур нижче 100°C без подачі борної кислоти; це досягнуто завдяки збільшенню кількості робочих органів з 61 для В-320 до 121 для В-392Б;
- розроблена система автоматичного придушення ксенонових коливань;
- застосований новий головний циркуляційний насос ГЦН-1391, у якому для змашення і охолодження підшипників використовується вода; підвищена стійкість ущільнень, що можуть працювати без ушкоджень протягом доби і більше в умовах втрати їхнього охолодження;
- поліпшено конструкцію парогенераторів (ПГ), що забезпечує істотне зниження частоти протікань через теплообмінні трубки і колектори ПГ;
- удосконалено конструкцію активної зони реактора, що дозволяє підвищити рівень надійності і знизити пошкоджуваність її елементів;
 - застосовано запобіжні клапани, здатні працювати на пароводяній суміші;
 - удосконалено конструкцію корпусу реактора;
 - удосконалено комплекс систем безпеки з розширенням функцій пасивних систем;
- частота пошкодження активної зони при роботі на потужності складає 4,3-10" на реактор в рік.
- частота перевищення граничного аварійного викиду складає 6,0-10" на реактор в рік.
- удосконалено системи розхолодження РУ та інше.

У проекті РУ В-392Б передбачені спеціальні заходи для запобігання ушкоджень трубопроводів головного циркуляційного контуру і пов'язаних з ним систем, включаючи застосування конструкційних матеріалів, виконання вимог до експлуатаційних режимів і контролю стану корпусу реактора, устаткування і трубопроводів у процесі експлуатації, забезпечення необхідних запасів міцності.

Надійність гарантується досвідом експлуатації і результатами спеціальних розрахункових аналізів міцності, включаючи оцінки значень частоти виникнення течі та руйнувань корпусного устаткування, трубопроводів на основі імовірних міцностних моделей.

У проекті реалізована «концепція протікання перед розривом», застосування якої забезпечує зниження на кілька порядків значення імовірності великих протікань, а також руйнування трубопроводів, корпусного устаткування і колекторів парогенераторів.

Відмінність корпусів реакторів В-392 Б і В-320 полягає в тім, що:

- довжина корпусу реактора збільшена на 300 мм за рахунок збільшення довжини опорної обичайки;
- обмежений вміст нікелю в основному металі та металі зварних швів, розташованих напроти активної зони в межах 1,0-1,3 % дає можливість збільшити термін використання корпусу реактора.

Збільшення довжини корпусу реактора дозволяє:

- знизити рівень поверхні активної зони відносно рівня ферми опорної, що дозволяє знизити дозове навантаження на персонал, який обслуговує ГЦН і парогенератори, тому що при роботі реактора на потужності (за розрахунковими оцінками) істотно знижується щільність потоку нейтронів у районі опори реактора при прямому проходженні від активної зони через корпус (зменшується майже в два рази) і від "прострілу" із зазору між корпусом реактора і теплоізоляцією (зменшується майже на порядок);
- зменшити значення флюенсу швидких нейтронів (приблизно на 10 %) на шві приварки опорної обичайки до обичайки зони патрубків, тому що збільшується відстань від поверхні активної зони до цього шва;
- поліпшити умови охолодження активної зони в аварійних ситуаціях із втратою теплоносія, збільшується обсяг води над активною зоною.

Стандартні системи безпеки, реалізовані в проекті В-392Б:

- система аварійного і планового розхолодження першого контуру й охолодження басейну витримки;
- система аварійного введення бору;
- система аварійної подачі живильної води в парогенератори;
- пасивна частина системи аварійного охолодження зони (гідроємності першого ступеня);

- система захисту першого і другого контурів від перевищення тиску;
- система герметичної оболонки.

Додаткові системи безпеки, реалізовані в проекті В-392Б:

- Система швидкого введення бору;
- Система пасивного відводу залишкових теплових виділень
- Додаткова система пасивного заповнення активної зони

Особливості паливного циклу

Конструктивні особливості нового реактора В-392Б і застосування ТВС-2 нового покоління на енергоблоці ХАЕС-3 обумовлюють ряд особливостей паливного циклу, таких як:

I. Ядерна енергетика у світі та Україні: стан та перспективи розвитку

- можливість досягнення на ТВС, які вивантажуються, середнього вигорання 46 МВт-доб/кг ІІ;
- тривалість кампанії у 326 ефективних діб;
- збільшення тривалості кампанії за рахунок роботи на потужностному ефекті до 353 діб;
- збагачення палива по 11235 4.28%;
- кратність перевантаження 3,4;
- температура повторної критичності менш 100 °С;
- максимальне проектне значення лінійного теплового навантаження ТВЕЛ 448 Вт/см.

Висновок по РУВ-392Б

Енергоблок з РУ В-392Б за своїми технічними показниками і рівнем безпеки відповідає іншими альтернативними варіантами, що можуть бути запропоновані на енергетичному ринку в розглянутий період.

Водночас даний варіант дозволяє забезпечити:

- використання повною мірою побудованих на майданчику ХАЕС споруд енергоблоків № 3, 4 ;
- найприйнятніші умови в частині ліцензування;
- впевненість у забезпеченні передбачуваних термінів введення енергоблока в промислову експлуатацію;
- передумови з мінімізації витрат на створення енергоблока.

1.7 Ядерний ренесанс

Звернемося до історії. Золоте століття атомної енергетики прийшлося на сімдесяті роки, коли нафтова криза 1973 року підштовхнула світ до необхідності забезпечення енергетичної безпеки за рахунок диверсифікованості джерел енергії. В теперішній ситуації через високі ціни на нафту і глобальне потепління атомна енергетика після двадцятилітнього періоду застою (з часів аварій у США на станції Тьгее Мііе Біапа в 1979 році і чорнобильської аварії 1986 року) отримала новий імпульс для розвитку. На фоні зростання цін на вуглеводні види палива і формування глобальної системи зобов'язань із зниження викидів, атомна енергетика стає унікальною масштабною технологічною альтернативою вуглеводній енергетиці.

Світ не готовий відмовитися від прогресу і боротися з глобальним потеплінням у збиток економічному зростанню. А ядерна енергетика, як одна із екологічно найчистіших, здатна грати провідну роль і з часом частково замінити традиційні неекологічні види генерації, охопивши до 2050 року 35+50 % загального об'єму генерації. Викиди парникових газів при експлуатації АЕС практично відсутні, атомна генерація відрізняється більш вигідними техніко-економічними характеристиками. З урахуванням наявних запасів урану, розроблення нових технологій і можливостей повторного використання палива для АЕС паливних обмежень для атомної енергетики майже немає. Зверніть також увагу на те, що ціна уранового палива складає всього 5+10 % від суми операційних витрат в розрахунку на один енергоблок, в той час коли для вугільних і газових станцій витрати на паливо сягають 70 і більше відсотків операційних витрат.

Коли ми говоримо про промислові масштаби генерації, то атомній енергетиці складно підібрати альтернативу, виходячи з міркувань балансу між екологічністю і ефективністю, за винятком, мабуть, гідрогенерації. Тому розвиток атомної генерації повинен бути перспективним напрямком створення енергетичної інфраструктури нових промислових районів. АЕС ставлять порівняно менші вимоги до наявності транспортної інфраструктури і зв'язані із значно меншими затратами на транспортування палива, ніж станції, які працюють на вугіллі та газі.

Донедавна про розвиток атомної генерації і будівництво нових АЕС говорили за рідким винятком, тільки країни першої двадцятки. Другими словами - країни з високорозвиненою економікою. Сьогодні інша картина. Почали утворюватися пули невеликих держав з невисокими національними бюджетами, котрі зробили ставку на атомну енергію. І далеко за прикладами ходити не потрібно. Окрім Білорусії, яка вже визначилась з майданчиком будівництва своєї першої АЕС, фактично всі країни Балтійсько-Калінінградського регіону заявили про плани розвитку атомної енергетики. Польща в 2006 році зафіксувала в своїй енергетичній стратегії необхідність будівництва власної АЕС з введенням в експлуатацію першого енергоблока після 2020 року. Естонія запропонувала свою участь у будівництві АЕС на території Фінляндії. На даний час в Фінляндії будується новий блок на АЕС Олкілуото. В Швеції, яка в 90-х роках відмовилася від будівництва нових атомних потужностей, триває активна дискусія з приводу необхідності повернення на шлях атомного розвитку. За даними останніх опитувань, 54 % шведів підтримують будівництво нових АЕС. В січні поточного року Ліберальна партія Швеції заявила про те, що якщо не будуть побудовані в найближчий час 14 нових енергоблоків - Швеція не зможе скоротити рівень викидів CO₂ в атмосферу. Причини тенденції наступні: по-перше, навіть невеликі країни розуміють, що вибудовувати свою енергосистему на вуглеводній сировині безперспективно. Сьогодні це просто недозволено дорого, а через 30 років, у зв'язку з вичерпанням сировини, це стане для багатьох просто неможливим, хоча би через відсутність того ж газу. Другий момент - всі західні країни, включаючи Росі, затиснуті у жорсткі лещата обмежень з викиду парникових газів у атмосферу. Наведений приклад Швеції показує - без атомної генерації утримуватися в цих рамках неможливо.