

Інв. № 641-11 НИЛ

Міністерство енергетики та вугільної промисловості України
Державний концерн «Ядерне паливо»
Державне підприємство «Український науково-дослідний та
проектно-розвідувальний інститут промислової технології»
ДП «УкрНДПРІ промтехнології»
52204, Дніпропетровська обл., м. Жовті Води, вул. Петровського, 37;
тел. (05652) 26285; факс (05652) 23297

ЗАТВЕРДЖУЮ



В. о. директора
ДП «УкрНДПРІ промтехнології»

А. Ю. Чередниченко

«___»

ЗВІТ

**РОЗРОБКА МАТЕРІАЛІВ ОЦІНКИ ВПЛИВУ НА НАВКОЛИШНЄ
СЕРЕДОВИЩЕ ПРИ ЕКСПЛУАТАЦІЇ ЗАПОРІЗЬКОЇ АЕС
(Заключний)**

Книга 7

**Транскордонний вплив виробничої діяльності
на навколишнє середовище**

Головний інженер проекту



Н. О. Худошина

2015

УДК 621.039:504.064.3

МІНІСТЕРСТВО ЕКОЛОГІЇ ТА ПРИРОДНИХ РЕСУРСІВ УКРАЇНИ



УКРАЇНСЬКИЙ НАУКОВО-ДОСЛІДНИЙ ІНСТИТУТ
ЕКОЛОГІЧНИХ ПРОБЛЕМ (УКРНДІЕП)

61116, г. Харків, вул. Бакуліна, 6; тел./факс (057) 702-15-92

+380 57 702-15-92 www.niiep.kharkov.ua directorniiep@gmail.com

ЗАТВЕРДЖУЮ



Директор УКРНДІЕП

д-р фіз.-мат. наук, проф.

Гриценко А. В. Гриценко

« _____ » 2015 р.

ЗВІТ

За темою «Розробка матеріалів оцінки впливу на навколишнє середовище при експлуатації Запорізької АЕС»

«Повітряне середовище.

Вплив радіаційного фактору на атмосферне повітря »

(Заключний звіт)

за договором № 190/4241 від 25.05.2015 р.

Науковий керівник,


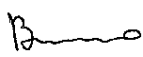

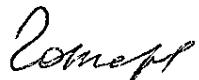

зав. лаб. 2.4

д-р фіз.-мат. наук, проф.

Г. Д. Коваленко

Харків 2015

СПИСОК ВИКОНАВЦІВ

Посада	П.І.Б.	Підпис
Зав. лабораторією 2.4	Коваленко Г. Д.	
Провідний науковий співробітник	Вітько В. І.	
Провідний науковий співробітник	Карташов В. В.	
Науковий співробітник	Гончарова Л. І.	
Молодший науковий співробітник	Тімченко В.Д.	

Реферат

У роботі проведені розрахунки та обґрунтовано радіаційний вплив на навколишнє природне середовище і населення наслідків викидів радіоактивних речовин з ВП «Запорізька АЕС» за умов нормальної експлуатації та у разі виникнення аварійних випадків у транскордонному контексті.

Всі розрахунки проведені для консервативних умов поширення домішки і формування доз опромінення (دوزи максимальні).

Показано, що максимально допустимі значення радіаційних критеріїв еквівалентних і поглинених доз в органах і на все тіло на кордоні з іншими країнами, визначених нормативними документами, виконуються за умов нормальної експлуатації енергоблоків або у разі виникнення проектної аварійної ситуації.

Обґрунтовано, що значний транскордонний вплив планованої діяльності відсутній і, згідно Конвенції про оцінку впливу на навколишнє середовище у транскордонному контексті, відсутня постраждала сторона. Для виконання п. 8 Статті 3 Конвенції про забезпечення суспільства інформацією достатньо розмістити матеріали про оцінку впливу планованої діяльності на навколишнє середовище у транскордонному контексті на загальнодоступних ресурсах у Інтернеті, наприклад, на сайтах зацікавлених державних органів: Мінприроди і Міненерговугілля.

Звіт містить 73 сторінки, в тому числі 14 рисунків, 16 таблиць.

Ключові слова: АЕС, доза опромінення, об'ємна активність в атмосферному повітрі, випадіння на поверхню ґрунту, радіаційна аварія, транскордонний вплив.

Зміст

РЕФЕРАТ	4
СКОРОЧЕННЯ	7
ВСТУП	8
1 ОПИС ОБ'ЄКТА ВПЛИВУ НА ДОВКІЛЛЯ І МЕТА ЙОГО РОБОТИ	8
1.1 Короткий опис енергоблоків та технологічних процесів.....	10
2 ПОТЕНЦІЙНИЙ РАДІАЦІЙНИЙ ВПЛИВ	12
3 ОЦІНКА МАСШТАБУ ВПЛИВУ НА ДОВКІЛЛЯ	16
3.1 Методи й апаратура контролю.....	16
3.2 Середні параметри викидів радіоактивних речовин.....	17
3.3 Відстані до суміжних країн.....	22
3.4 Дози на кордонах суміжних країн при нормальних умовах експлуатації.....	23
3.5 Опис аварійних ситуацій і параметрів надходження радіоактивних речовин у навколишнє середовище.....	26
3.5.1 Перелік потенційних аварій при експлуатації енергоблоків ЗАЕС.....	26
3.6 Дози на кордонах суміжних країн при проектних аваріях на АЕС.....	29
4 ЗАХОДИ ЩОДО ЗМЕНШЕННЯ ВПЛИВУ НА ДОВКІЛЛЯ	35
5 ОПИС МЕТОДІВ ОЦІНКИ ВПЛИВУ НА ДОВКІЛЛЯ	36
5.1 РС CREAM.....	36
5.1.1 Короткий опис моделі.....	36
5.1.2 Математичні моделі розсіювання шлейфу.....	37
5.1.3 Камерні експоненціальні моделі.....	41
5.1.4 Модель міграції для с/г рослин.....	41
5.1.5. Математичні моделі розрахунку доз.....	43
5.1.5.1 Розрахунок індивідуальних доз по харчових ланцюжках.....	43
5.1.5.2 Індивідуальні дози опромінення при прямому шляху впливу.....	45
5.1.5.3 Розрахунок колективних доз.....	50
5.2 МЕТЕОРОЛОГІЧНІ ПАРАМЕТРИ.....	50
5.2.1 Метеорологічні параметри в 2013 році.....	51
5.3 РС COSYMA.....	59
6 ПРОГРАМА МОНІТОРИНГУ І КЕРУВАННЯ ВПЛИВОМ НА ДОВКІЛЛЯ	61
6.1 МОНІТОРИНГ СТАНУ ЗАХИСНИХ БАР'ЄРІВ.....	61
6.1.1 Контроль теплоносія першого контуру.....	61
6.1.2 Контроль концентрації радіонуклідів йоду в теплоносії першого контуру.....	61
6.1.3 Середньомісячна питома активність реперних радіонуклідів.....	62
6.1.4 Показник умовного виходу теплоносія першого контуру до атмосфери.....	62
6.1.5 Контроль технологічних середовищ АЕС.....	62
6.1.6 Контроль ефективності роботи систем вентиляції, спецгазоочищення (СГО) і спецводоочищення (СВО) ВП ЗАЕС.....	62
6.2 МОНІТОРИНГ ВПЛИВУ АЕС НА НАСЕЛЕННЯ І НАВКОЛИШНЄ СЕРЕДОВИЩЕ.....	63
6.3 КЕРУВАННЯ ВПЛИВОМ НА ДОВКІЛЛЯ.....	64
ВИСНОВКИ	68
ПЕРЕЛІК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ	70

Склад звіту «Розробка матеріалів оцінки впливу на навколишнє середовище при експлуатації Запорізької АЕС»

Номер книги	Номер частини	Найменування	Примітка
1		Підстави для проведення ОВНС. Фізико-географічна характеристика району розташування Запорізької АЕС	
2		Загальна характеристика Запорізької АЕС. Відходи виробництва.	
3		Оцінка впливів експлуатації Запорізької АЕС на навколишнє природне середовище	
	1.1	Клімат і мікроклімат. Повітряне середовище. Хімічне забруднення повітряного середовища.	
	1.2	Клімат і мікроклімат. Повітряне середовище. Хімічне забруднення повітряного середовища. Додатки	
	2	Повітряне середовище. Вплив радіаційного фактору на атмосферне повітря	
	3	Геологічне середовище	
	4	Водне середовище	
	5	Ґрунти. Рослинний і тваринний світ, заповідні об'єкти	
4		Оцінка впливів на навколишнє соціальне та техногенне середовище	
5		Комплексні заходи щодо забезпечення нормативного стану навколишнього середовища та його безпеки	
6		Заява про екологічні наслідки господарської діяльності	
7		Транскордонний вплив виробничої діяльності на навколишнє середовище	

Скорочення

АЕС	– атомна електростанція
АСРК	– автоматизована система радіаційного контролю
ВВЕР	– водо-водяний енергетичний реактор
ВП	– відокремлене підприємство
ГЦН	– головний циркуляційний насос
ГЦТ	– головний циркуляційний трубопровід
ДЖН	– довгоживучі нукліди
ДП НАЕК «Енергоатом»	– Державне підприємство «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом»
ЗАЕС	– Запорізька атомна електростанція
ЗС	– зона спостереження
ІРГ	– інертні радіоактивні гази
МКРЗ	– Міжнародна комісія з радіаційного захисту
МПА	– максимальна проектна аварія
НД	– нормативний документ
НС	– навколишнє середовище
ОСПОРБУ	– Основні санітарні правила з забезпечення радіаційної безпеки
ПГ	– парогенератор
РАВ	– радіоактивні відходи
РРВ	– рідкі радіоактивні відходи
РУ	– реакторна установка
СВО	– спецводоочищення
СГО	– спецгазоочищення
СК	– спецкорпус
ТВЕЛ	– тепловиділяючий елемент
ТЕС	– теплова електростанція
ТРВ	– тверді радіоактивні відходи
ЦИИСРК	– центральна інформаційна вимірювальна система радіаційного контролю
ГДК _{м.р.}	– гранично допустима концентрація максимальна разова для атмосфери населених місць

Вступ

У відповідності з вимогами міжнародної конвенції «Про оцінку впливу на навколишнє середовище у транскордонному контексті», яка ратифікована Законом України № 534-XIV від 19.03.99, виконано оцінку радіаційного впливу Запорізької АЕС на навколишнє середовище у транскордонному контексті, тобто оцінка впливу на території сусідніх держав. Оцінка впливу ЗАЕС розглянуто за нормальних умов експлуатації та під час виникнення аварійних ситуацій.

Опис об'єкта впливу на довкілля і мета його роботи

Об'єкт досліджень – ВП ЗАЕС – є відокремленим підрозділом (структурною одиницею) державного підприємства «Національна атомна енергогенеруюча компанія «Енергоатом» (ДП НАЕК «Енергоатом»). ДП "НАЕК "Енергоатом" здійснює діяльність відповідно до свого статуту і підпорядковується Міністерству енергетики та вугільної промисловості України.

На ДП "НАЕК "Енергоатом" покладено функція оператора експлуатуючої організації, що відповідає за безпеку всіх АЕС України.

Запорізька АЕС розташована в Запорізькій області, на лівому березі центральної частини Каховського водосховища в 70 км нижче м. Запоріжжя, в 160 км вище греблі Каховської ГЕС. Вона знаходиться у Кам'янсько-Дніпровському районі. Районний центр, Кам'янка-Дніпровська, розташований на відстані 12 км на південний захід від АЕС. Обласний центр, Запоріжжя, розташований в 55 км на північний схід від АЕС.

Місто-супутник – Енергодар. В 30-ти кілометровій зоні АЕС, крім м. Енергодар, розташовані наступні міста: м. Кам'янка-Дніпровська, м. Марганець, м. Нікополь, а також населені пункти сільського типу. Загалом в 30 км зоні спостереження знаходяться 59 поселень: 27 у Запорізькій області, 30 у Дніпропетровській та 2 у Херсонській області.



Рисунок 1.1 – Район розміщення Запорізької АЕС

Район розміщення ВП ЗАЕС та межі її зони спостереження (ЗС) показані на рисунку 1.1.

З 1984 по 1987 рік в експлуатацію було введено перші чотири енергоблоки. П'ятий енергоблок було введено в експлуатацію в 1989, а шостий – в 1995 році. Загальна встановлена електрична потужність атомної електростанції 6000 МВт. На даний час на Запорізькій АЕС експлуатується шість енергоблоків встановленою електричною потужністю 1000 МВт кожний (Таблиця 1.1).

Таблиця 1.1— Інформація про енергоблоки Запорізької АЕС

№ блоку	Тип енергоблоку	Тип реакторної установки	Дата вводу в експлуатацію	Термін проектної експлуатації, роки	Закінчення проектної експлуатації	Очікуваний термін продовження експлуатації, роки
ЗАЕС-1	ВВЕР-1000	В-320	10.12.1984	30	23.12.2015	15
ЗАЕС-2	ВВЕР-1000	В-320	22.07.1985	30	19.02.2016	15
ЗАЕС-3	ВВЕР-1000	В-320	10.12.1986	30	05.03.2017	15
ЗАЕС-4	ВВЕР-1000	В-320	18.12.1987	30	04.04.2018	15
ЗАЕС-5	ВВЕР-1000	В-320	14.08.1989	30	27.05.2020	15
ЗАЕС-6	ВВЕР-1000	В-320	19.10.19951	30	21.10.2026	15

Станція щорічно виробляє 40–42 мільярди кВт·год, що складає п'яту частину середньорічного виробництва електроенергії в Україні і близько 47% електроенергії, що виробляють АЕС України.

АЕС також є джерелом тепла промислового майданчика, міста Енергодар та інших споживачів довкола. Загальна встановлена теплова потужність складає 1200 Гкал/год (200 Гкал/год з кожного блока).

1.1 Короткий опис енергоблоків та технологічних процесів

Загальна схема (ситуаційний план) Запорізької АЕС представлена на рис. 1.2.

Уніфікований моноблок розміщений в окремому головному корпусі АЕС, що складається з реакторного відділення, машинного залу, деаераторної етажерки із приміщеннями електротехнічних пристроїв. Головні корпуси енергоблоків орієнтовані до водойми-охолоджувача – джерела циркулярного водопостачання АЕС. Між водоймою-охолоджувачем і головними корпусами енергоблоків розміщені блокові насосні станції та трубопроводи технічного водопостачання.

Зв'язок Запорізької АЕС із єдиною енергетичною системою України здійснюється трьома лініями електропередач напругою 750 кВ і однією лінією електропередачі напругою 330 кВ.

До складу кожного з шести енергоблоків ЗАЕС входить наступне обладнання:

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

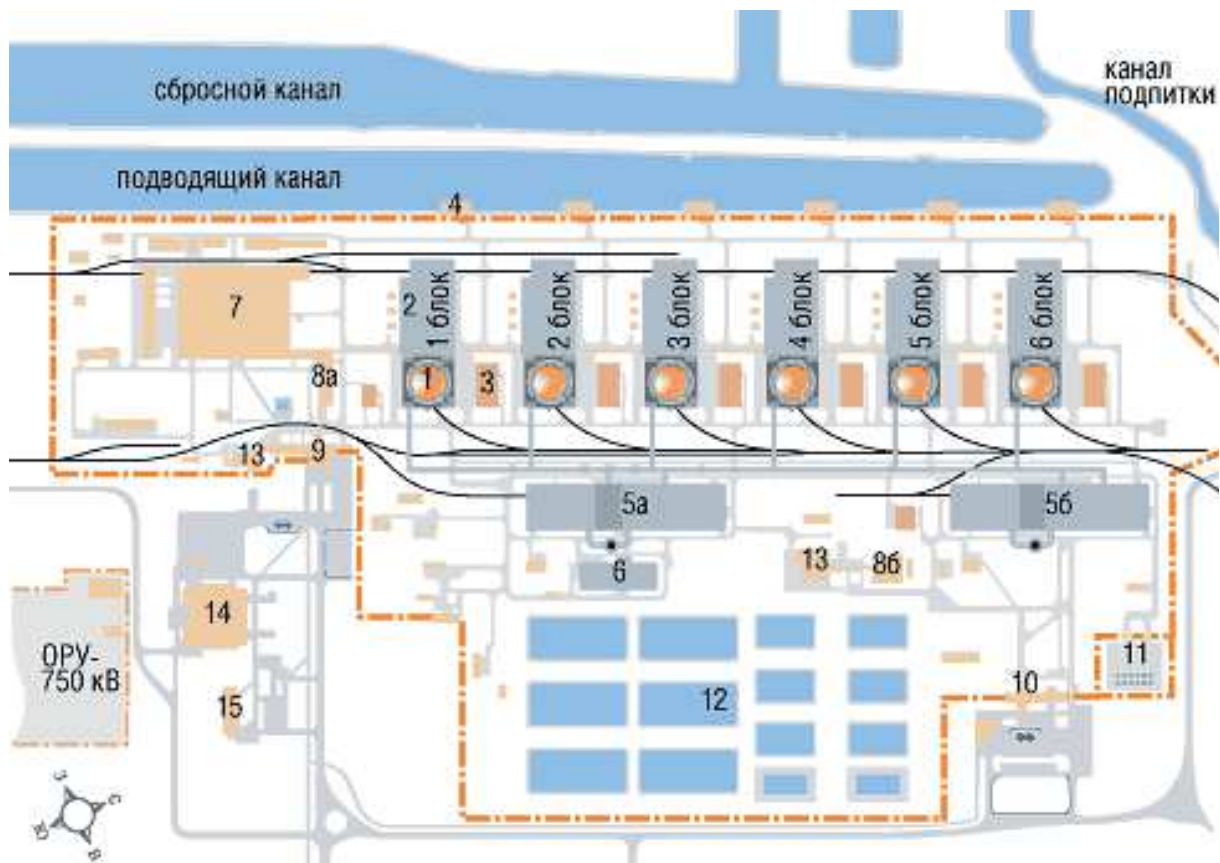


Рисунок 1.2 – Загальна схема Запорізької АЕС

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

Водно-водяний енергетичний корпусний ядерний реактор ВВЕР-1000 на теплових нейтронах, призначений для вироблення теплової енергії (номінальна теплова потужність 3000 МВт) в складі реакторної установки. Робота реактора базується на регульованій ланцюговій реакції поділу ядер ^{235}U , що входять до складу ядерного палива. Активна зона реактора складається з паливних збірок,

які розташовані по вузлах гексагональної решітки та виготовлені з низькозбагаченого двоокису урану, вміщеного у цирконієву оболонку.

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

До складу першого (головного) циркуляційного контуру входять:

- реактор;
- чотири циркуляційні петлі, кожна з яких включає:

– парогенератор (ПГ);

– головний циркуляційний насос (ГЦН);

– головні циркуляційні трубопроводи (ГЦТ), що з'єднують обладнання петель з реактором.

Енергія поділу ядерного палива в активній зоні реактора відводиться теплоносієм, який прокачується через неї головними циркуляційними насосами. З реактора «гарячий» теплоносій по головним циркуляційним трубопроводам поступає до ПГ, де віддає тепло воді другого контуру, і головним циркуляційним насосом повертається у реактор. Суха насичена пара, що виробляється у другому контурі парогенераторів, поступає на турбіни турбогенератора, оснащеного електрогенератором потужністю 1000 МВт.

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

Скидання низькопотенційної енергії пари, яка відпрацювала в турбінах, здійснюється через систему водяного охолодження.

Потенційний радіаційний вплив

В процесі експлуатації АЕС неминучим є утворення газоподібних, твердих і рідких продуктів, що містять в своєму складі радіоактивні елементи.

Радіаційний вплив енергоблока пов'язаний з їх виходом в навколишнє середовище [1–3].

При нормальних умовах експлуатації будь-який вихід елементів з-під оболонки ТВЕЛу, або часткове руйнування цієї оболонки, приводить до надходження деякої кількості продуктів поділу до теплоносія першого контуру. Невеликі кількості радіоактивних продуктів можуть також потрапити до теплоносія першого контуру в результаті нейтронної активації конструкційних матеріалів. Процеси ерозії і корозії продуктів активації сприяють переходу цих матеріалів до теплоносія першого контуру.

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

Вихід тритію з води першого контуру можливий при:

- організованих протіканнях;
- зливанні води першого контуру в баки зливу води першого контуру.

Тритій ^3H – радіоактивний ізотоп водню з періодом напіврозпаду 12,34 роки. У реакторах ВВЕР тритій утвориться:

- безпосередньо при поділі ядер пального, як продукт потрійного поділу;
- у результаті взаємодії нейтронів з ядрами дейтерію, що знаходиться в теплоносії першого контуру у вигляді D_2O ;
- у результаті різних реакцій швидких нейтронів з конструкційними матеріалами активної зони реактора;
- у результаті активації борної кислоти в теплоносії першого контуру.

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

Радіоактивні продукти поділу і активації виводяться з теплоносія за рахунок процесів іонного обміну, у результаті яких утворюються забруднені іонообмінні смоли установок спецводоочищення (СВО). У результаті

періодичної заміни цих смол утворюються як рідкі, так і тверді радіоактивні відходи. Процес поводження з радіоактивними середовищами на установках СВО, розташованих у спецкорпусі, приводить до утворення радіоактивних відходів (РАВ): твердих, рідких та газоподібних.

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

Гази, які накопичуються в першому контурі під час експлуатації, відводяться з нього. Це призводить до утворення потоку газоподібних викидів. Викиди в атмосферу можуть також створюватися внаслідок вентиляції летучих виділень теплоносія першого контуру, які виникають у результаті малих теч, організованих і неорганізованих протікань. Такі викиди зазвичай містять у собі тритієву водяну пару, інертні гази, аерозолі і інші газоподібні частки.

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

Крім того, процедури ремонту та технічного обслуговування, які провадяться під час зупинки реактора, також є джерелами різноманітних РАВ, які виникають у результаті розкриття та ремонту обладнання. Окремі компоненти першого контуру, забруднені в результаті нейтронного опромінення, а також елементи обладнання реакторного відділення і спецкорпусу, які піддалися радіоактивному забрудненню, можуть бути

замінені, що викликає додаткове виникнення твердих радіоактивних відходів (ТРВ).

Поводження з рідкими і твердими РАВ, їх зберігання здійснюється у відповідності з вимогами "Санітарних правил проектування і експлуатації АЕС" та "Основних санітарних правил забезпечення радіаційної безпеки України". Надходження цих видів РАВ в навколишнє середовище при нормальних умовах експлуатації, проектних аваріях і найбільш імовірній запроектній аварії практично виключається.

Оцінка масштабу впливу на довкілля

Оцінка масштабу впливу на навколишнє середовище проводилася по величинам викидів радіоактивних речовин, які контролювалися або щодня, або раз на місяць.

3.1 Методи й апаратура контролю

Газо-аерозольні викиди в атмосферу добового контролю [1–3] визначалися за результатами:

- безперервного контролю інертних радіоактивних газів (ІРГ) радіометрами РКС-2-02, УДГБ-08, УДГ-1АБ
- радіометричного контролю довгоживучих нуклідів (ДЖН) методом відбору на фільтри АФА-РМП-20 при експозиції 1 добу і вимірі через 1 добу після відбору проби за допомогою комбінованого радіометра КРК1-01;
- гамма-спектрометричного контролю газової та аерозольної фракцій радіоактивного йоду методом осадження на аналітичні фільтри (АФА-РМП-20 і АФАС-І-20) за допомогою двоканального гамма-спектрометричного комплексу СЕГ-002 з напівпровідниковими детекторами ДГДК-80 і БДЕГ-10176.

Контроль газо-аерозольних викидів в атмосферу проводився відповідно до вимог наступних документів

- ГНД 95.1.10.13.046-99 «Виконання вимірювання активності радіонуклідів у газових і аерозольних викидах з вентиляційних труб атомних станцій. Методичні вказівки»;
- МІ12-04-99 «Активність, питома активність та об'ємна активність гамма-випромінюючих радіонуклідів в рахункових зразках об'єктів технологічних та природних середовищ.

Методика виконання вимірювань з використанням спектрометра енергій гамма-випромінювань напівпровідникового типу "СЕГ-002".

Мінімально-вимірювані активності при визначенні газо-аерозольного викиду складають

- об'ємна активність ДЖН - $3,7E-02$ Бк / л;
- об'ємна активність радіонукліда йоду-131 - $6,9E-06$ Бк / л

Викиди радіонуклідів щомісячного контролю визначалися за результатами:

- гамма-спектрометричних вимірювань фільтрів АФА-РМП-20 добового контролю, об'єднаних по кожній точці контролю за місяць, на спектрометрі енергій гамма-випромінювання напівпровідниковому СЕГ-002 «АКП-П» с блоком детектування БДЕГ-10180;
- радіохімічного виділення стронцію-89, 90 класичним оксалатним методом з об'єднаних проб по кожній точці контролю за квартал з подальшим виміром на УМФ-1500м..

Викиди тритію не заміряються у зв'язку з відсутністю приладового парку.

3.2 Середні параметри викидів радіоактивних речовин

Таблиця 3.1 – Значення газо-аерозольних викидів радіонуклідів в атмосферу об'єктом ВП ЗАЕС

Група нуклідів	2011 р., Бк/рік	2012 р., Бк/рік	2013 р., Бк/рік	2014 р., Бк/рік	Середнє, Бк/рік
ІРГ	$3,3E+13$	$3,2E+13$	$3,2E+13$	$2,9E+13$	$3,2E+13$
ДЖН	$2,6E+08$	$2,2E+08$	$2,5E+08$	$3,0E+08$	$2,6E+08$
Йоди	$9,2E+07$	$8,5E+07$	$1,4E+08$	$1,4E+08$	$1,0E+08$

Згідно [4] для розрахунків приймається, що відносній внесок окремих радіонуклідів зі складу ІРГ наступний:

- ^{88}Kr – 0,1;
- ^{133}Xe – 0,72;
- ^{135}Xe – 0,18.

Згідно [5] для розрахунків приймаємо, що відносний внесок окремих радіонуклідів у групу йодів наступний:

- ^{131}I – 0,598;
- ^{133}I – 0,319;
- ^{135}I – 0,083.

Із усіх радіонуклідів, які входять у групу ДЖН, в табл. 3.2 зібрані лише ті, які контролюються на ЗАЕС.

Таблиця 3.2 – Значення викидів середньо- та довгоживучих нуклідів (ДЖН) в атмосферу об'єктом ВП ЗАЕС, Бк/рік

Рік	Найменування радіонуклідів				
	Cs-137	Cs-134	Co-60	Co-58	Mn-54
2011	4,90E+06	3,90E+06	9,10E+06	2,70E+06	2,10E+06
2012	3,30E+06	2,10E+06	4,40E+06	1,90E+06	1,70E+06
2013	4,30E+06	2,00E+06	4,90E+06	2,20E+06	1,80E+06
2014	8,7E+06	2,5E+06	5,8E+06	2,5E+06	2,2E+06
Середнє	5,3E+06	2,6E+06	6,0E+06	2,3E+06	2,0E+06
	Cr-51	Zr-95	Nb-95	Sr-90	
2011	2,00E+07			5,70E+05	
2012	1,90E+07			5,40E+05	
2013	1,70E+07	6,80E+05	4,30E+05	7,30E+05	
2014	1,9E+07			1,1E+06	
Середнє	1,9E+07	6,8E+05	4,3E+05	7,3E+05	

На ВП ЗАЕС не контролюються викиди радіонукліда ^{14}C . Виходячи із консервативного підходу, для розрахунків беремо максимальне значення із діапазону викидів цього радіонукліда для реакторів типу ВВЕР [5] – $6,9 \cdot 10^7$ Бк/(МВт(ел.)·рік).

Також на ОП ЗАЕС не контролюються викиди радіонукліду ^3H .

Фактичні величини викидів тритію для реакторів типу ВВЕР [5] – $0,74 \cdot 10^{10}$ Бк/(МВт(ел.)·рік).

З метою вдосконалення існуючої системи радіаційного контролю за рахунок створення системи моніторингу тритію й вуглецю -14 і оснащення ВП ЗАЕС сучасним устаткуванням для контролю тритію й вуглецю (C-14) у газо-аерозольних викидах у рамках програми технічного співробітництва з Європейської Комісії завершується реалізація проекту "Удосконалення

контролю й мінімізація викидів $^3\text{H}/^{14}\text{C}$ на ЗАЕС", що пройшов експертизу в ГІЯРУ.

Введення в експериментальну і промислову експлуатацію (монтаж, випробування, метрологічна атестація) основного, лабораторного й допоміжного устаткування системи радіаційного контролю викидів тритію й вуглецю-14 в ВП ЗАЕС здійснюється з урахуванням вимог рекомендацій міжнародної комісії з радіологічного захисту (МКРЗ), основного документа по безпеки АЭС - "Загальні положення забезпечення безпеки атомних станцій" НД-306.

Навчання персоналу здійснюється згідно "Програмі навчання персоналу", затвердженої у встановленому порядку ДП "НАЕК "Енергоатом".

Принцип контролю складається в безперервному відборі проб газо-аерозольних викидів з вентиляційних труб шести енергоблоків і двох спецкорпусів з допомогою спеціалізованого пробовідбірного пристрою з наступним виміром проб (після підготовки) у лабораторії зовнішнього радіаційного контролю ЦРБ на рідинному сцинтиляційному аналізаторі Tri-Carb. Наступний розрахунок визначає середню величину викиду тритію й вуглецю-14 за допомогою переносу результатів вимірів відібраної проби на весь обсяг викинутого повітря через венттруби за період пробовідбіра.

Технологія (устаткування, метод відбору, підготовка) дозволяє проводити виміру від мінімальних величин фактичних викидів до викидів, перевищуючих межу викиду.

Інтегрування системи радіаційного контролю тритію й вуглецю-14 в існуючу систему поточного радіаційного контролю забезпечує дотримання принципів ALARA, а також надалі буде процедурно врахована в Планах аварійного реагування ВП ЗАЕС і ДП "НАЕК "Енергоатом". Це дозволить поліпшити керування безпекою в області радіаційного контролю й аварійної готовності.

Удосконалення радіаційного контролю викидів у навколишнє середовище з урахуванням тритію й вуглецю-14 дозволить більш повно оцінити вплив ВП ЗАЕС на навколишнє середовище, персонал і населення.

Також створення системи моніторингу викидів тритію й вуглецю-14 у вентиляційних трубах енергоблоків і спеціальних корпусів (СК) дозволить установити припустимі й контрольні рівні для викидів тритію й вуглецю -14.

Усі використанні в розрахунках радіонукліди зі своїми середніми річними викидами наведені в табл. 3.3.

Таблиця 3.3 –Розрахункові значення викидів радіонуклідів в атмосферу об'єктами ВП ЗАЕС при нормальних умовах експлуатації

Групи радіонуклідів	Найменування радіонуклідів	Допустимий викид	Викид, Бк/рік
ІРГ	^{88}Kr	69000 ГБк/доб	$3,2 \cdot 10^{12}$
	^{133}Xe		$2,3 \cdot 10^{13}$
	^{135}Xe		$5,8 \cdot 10^{12}$
Йоди	^{131}I	6 ГБк/доб	$6,2 \cdot 10^7$
	^{133}I		$3,3 \cdot 10^7$
	^{135}I		$8,7 \cdot 10^6$
ДЖН	^{137}Cs	2,2 ГБк/доб	$5,3 \cdot 10^6$
	^{134}Cs		$2,6 \cdot 10^6$
	^{60}Co		$6,0 \cdot 10^6$
	^{58}Co		$2,3 \cdot 10^6$
	^{54}Mn		$2,0 \cdot 10^6$
	^{51}Cr		$1,9 \cdot 10^7$

Групи радіонуклідів	Найменування радіонуклідів	Допустимий викид	Викид, Бк/рік
	^{95}Zr		$6,8 \cdot 10^5$
	^{95}Nb		$4,3 \cdot 10^5$
	^{90}Sr		$7,3 \cdot 10^5$
Тритій	^3H	—	$4,4 \cdot 10^{13}$
Радіовуглець	^{14}C	—	$4,1 \cdot 10^{11}$

3.3 Відстані до суміжних країн

Найближчі відстані до суміжних країн, див. рис. 3.1:

250 км – Росія;

360 км – Молдова;

450 км – Румунія;

510 км – Білорусь;

840 км – Польща;

880 км – Угорщина;

910 км – Словаччина.

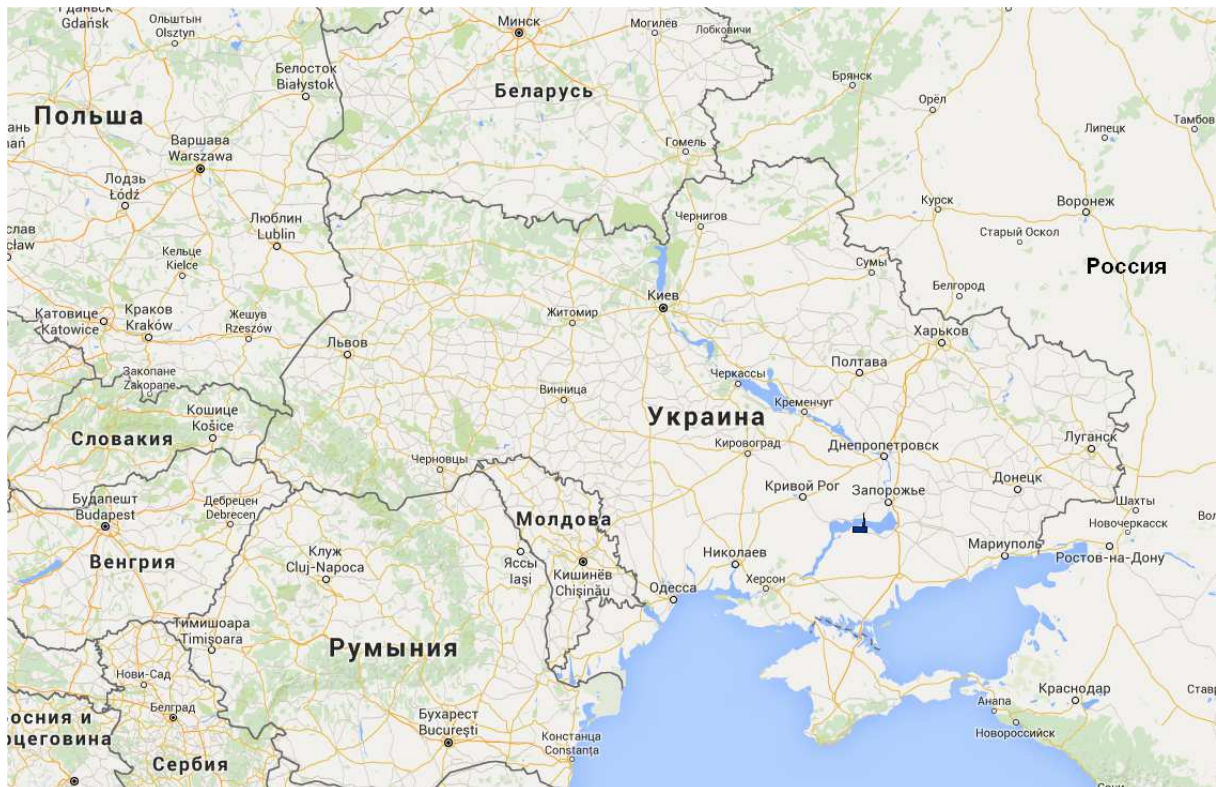


Рис. 3.1 Розміщення ЗАЕС на території України

 - ЗАЕС

3.4 Дози на кордонах суміжних країн при нормальних умовах експлуатації

Вибір метеорологічних умів для нормальних умів експлуатації зроблений на основі розрахунків доз опромінення населення, тобто обрані найбільш несприятливі метеоумови при яких дози максимальні (консервативний підхід).

Розрахунок сумарних очікуваних індивідуальних доз, що отримуються представниками із населення на відстані 200–1000 км від ЗАЕС, наведено на рис. 3.2. Показано залежності сумарної дози від відстані для двох категорій населення: немовлята до 1 року і дорослі. Очікувані дози за рік розраховані після 50 років викидів. Видно, що критичною групою в даному випадку є немовлята, які отримують більш великі дози. Для критичної групи – діти у віці 10 років, розрахунок дав середні значення між дозами дорослих і немовлят. На малюнку його не наведено.

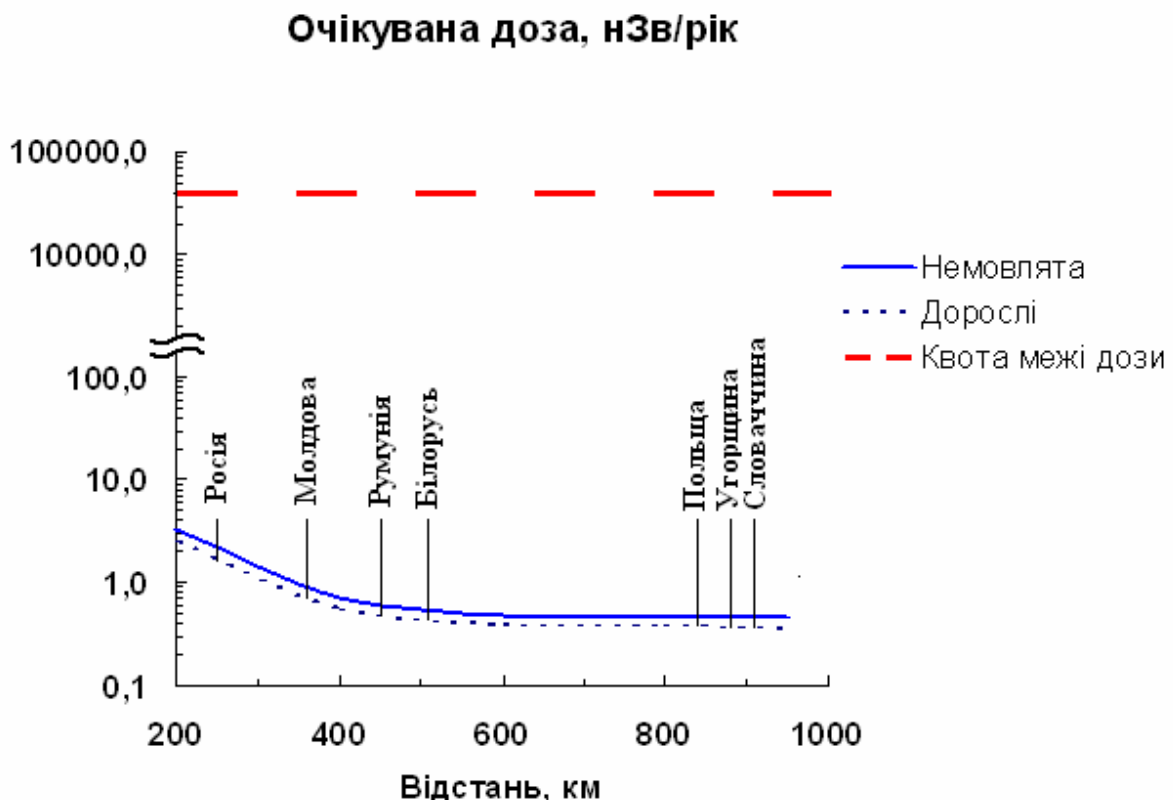


Рис. 3.2 Сумарні очікувані індивідуальні дози населення в діапазоні відстаней 200–1000 км від ЗАЕС

Але очікувані дози дуже малі. Максимальне значення можна очікувати на кордоні з Росією, як найбільш близькою по відстані до ВП ЗАЕС. Ці дози знаходяться на рівні декількох нЗв/рік, що значно менше квоти межі дози за рахунок викидів АЕС, рівний 40 000 нЗв/рік по НРБУ-97 [7] (горизонтальна пунктирна лінія у верхній частині рис 3.2) і квоти на опромінення населення від викидів при нормальній експлуатації АЕС в Росії, рівний 200 000 нЗв/рік для діючої АЕС і 50 000 нЗв/рік для проектованої АЕС [8].

Отже, вплив на суміжні держави буде значно нижче встановлених дозових квот і межі індивідуальної ефективної річної дози 1 мЗв (1 000 000 нЗв).

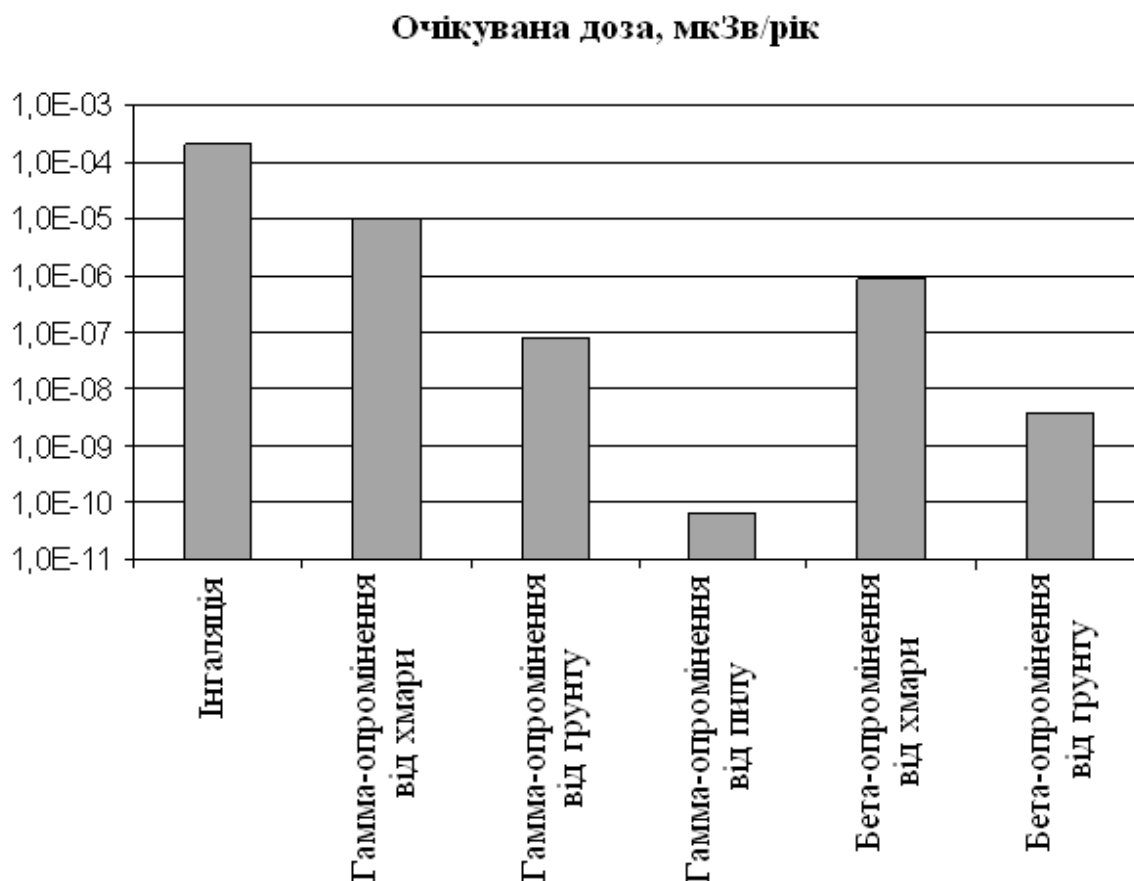


Рис. 3.3 Відносний внесок у очікувані індивідуальні дози для немовлят від різних шляхів опромінення на відстані 200 км від ЗАЕС

На рис. 3.3 наведені вклади (дихання і зовнішнє опромінення) в повну очікувану дозу за рік після 50 років викидів для немовлят на відстані 200 км від ЗАЕС. Максимальний внесок дає інгаляційне надходження радіонуклідів –

0,2 нЗв/рік. Приблизно на порядок менше дає опромінення гамма-квантами від хмари викиду. Ще на порядок менший внесок – бета-опромінення від хмари. Якщо повна доза на даній відстані дорівнює 3,3 нЗв/рік, то опромінення від перерахованих шляхів становить приблизно 6%, решту вкладу обумовлений продуктами харчування.

На рис. 3.4 наведені вклади в повну очікувану дозу за рік після 50 років викидів від різних продуктів харчування для немовлят на відстані 200 км від ЗАЕС.

Максимальний внесок дає споживання молока – 1,5 нЗв/рік.



Рис. 3.4 Відносний внесок у очікувані індивідуальні дози для немовлят від різних продуктів харчування на відстані 200 км від ЗАЕС

Приблизно в 3 рази (0,55 нЗв/рік) менше дає споживання фруктів і ягід, які містять радіонукліди, що впливають на материнське молоко. Помітний внесок дають коренеплоди та зелені овочі, також само через материнське молоко, див. дані на рис. 3.4. Молочні продукти, такі як вершки, масло, сир, сир та ін. дають дуже малий внесок. В цілому, продукти харчування дають основний внесок (94 %) у сумарну очікувану дозу

З усіх перерахованих радіонуклідів у викиді при нормальних умовах (табл. 3.3) основний внесок у повну сумарну очікувану дозу за рік після 50 років викидів дають радіонукліди: ^3H і ^{14}C , див. дані, наведені на рис. 3.5. На цьому малюнку наведений розрахований внесок різних радіонуклідів у

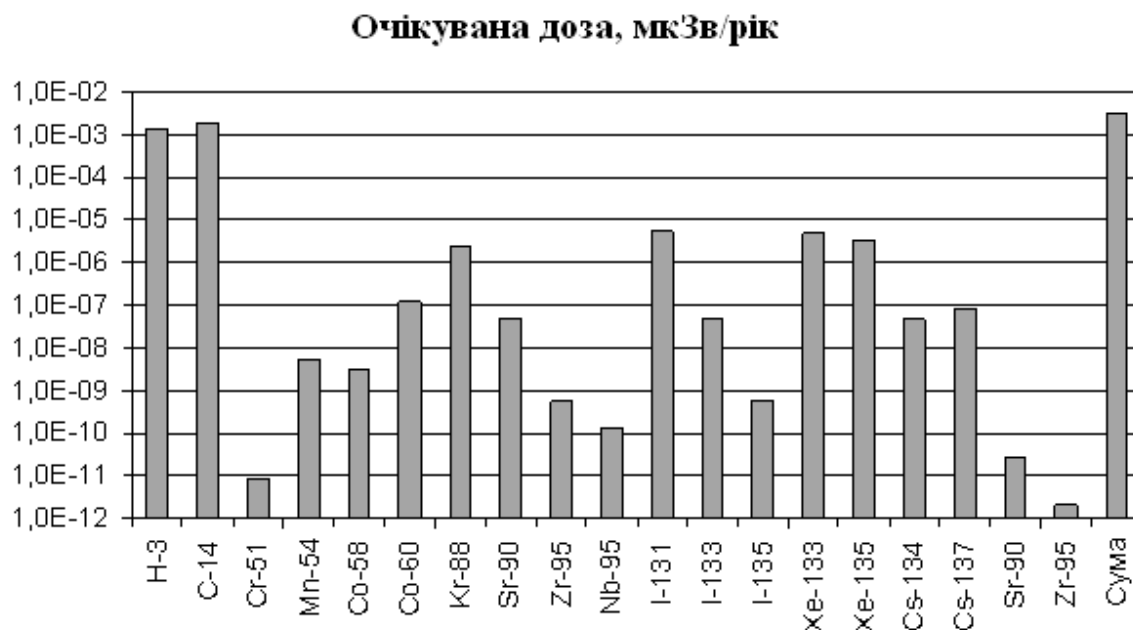


Рис. 3.5 Відносний внесок різних радіонуклідів у очікувані індивідуальні дози для немовлят на відстані 200 км від ЗАЕС

очікувані індивідуальні дози для немовлят на відстані 200 км від ЗАЕС. Крім двох вже згаданих радіонуклідів помітний внесок дають: ^{88}Kr , ^{131}I , ^{133}Xe і ^{135}Xe .

Відзначимо, що всі перераховані внески в сумарну дозу з приблизно однаково зменшуються зі збільшенням відстані, як сумарна доза на рис. 3.2.

3.5 Опис аварійних ситуацій і параметрів надходження радіоактивних речовин у навколишнє середовище

3.5.1 Перелік потенційних аварій при експлуатації енергоблоків ЗАЕС

Для аналізу радіаційних наслідків аварій на Запорізькій АЕС вивчалися наступні проектні аварії:

- Максимальна проектна аварія (МПА) – аварія, викликана двостороннім розривом охолоджувальної системи (аварія ядерного реактора із втратою теплоносія) при номінальному рівні енергії;
- Аварії, викликані відривом кришки колектора парогенератора;
- Аварії, викликані протіканнями басейну з відпрацьованим паливом (аварії при транспортуванні або технологічних операціях із паливом);
- Аварії, викликані падінням паливної зборки до басейна витримки (аварії при транспортуванні або технологічних операціях із паливом);
- Аварії, викликані падінням водяного затвору до басейна з відпрацьованим паливом (аварії при транспортуванні або технологічних операціях із паливом).

У табл. 3.4 наведені параметри викиду радіонуклідів при максимальній проектній аварії (аварія 1) і ще двох аваріях (відрив кришки колектора парогенератора для двох сценаріїв – аварії 2, 3), що поступають їй за величиною викидів. Тривалість зазначених аварій приймається рівною 60 хвилинам. Всі інші аварії, що призводять до менших викидів радіонуклідів, не розглядаємо.

Таблиця 3.4 – Активність викидів радіонуклідів при аварійних ситуаціях на ЗАЕС, Бк

Найменування радіонуклідів	Період напіврозпаду	Максимальна проектна аварія (аварія 1)	Відрив кришки колектора парогенератора - аварійний спайк (аварія 2)	Відрив кришки колектора парогенератора - передаварійний спайк (аварія 3)
Kr-87	76,3 хв		6,50E+13	
Kr-88	2,84 год	2,00E+13	2,00E+14	2,00E+13
Sr-90	29,1 рік	3,10E+11		
Ru-103	39,6 доб	4,50E+12		
Ru-106	1,01 рік	6,60E+11		
I-131	8,04 доб	4,98E+12	2,53E+13	4,50E+12
I-132	2,3 год	2,70E+12	9,20E+13	1,60E+13

I-133	20,8 год	4,00E+12	8,44E+13	1,54E+13
I-134	52 хв		1,00E+14	1,70E+13
I-135	6,61 год	2,30E+12	7,90E+13	1,30E+13
Cs-134	2,06 рік	7,80E+11	2,10E+11	2,10E+11
Cs-137	30,0 рік	5,00E+11	5,30E+11	5,30E+11
La-140	1,68 доб	8,40E+12	2,60E+12	2,60E+12
Ce-141	35,2 доб	1,40E+13		
Ce-144	284 доб	8,60E+12		
Xe-133	5,25 доб		2,00E+15	

Для максимальної проектної аварії (аварія 1) розрахунки очікуваної

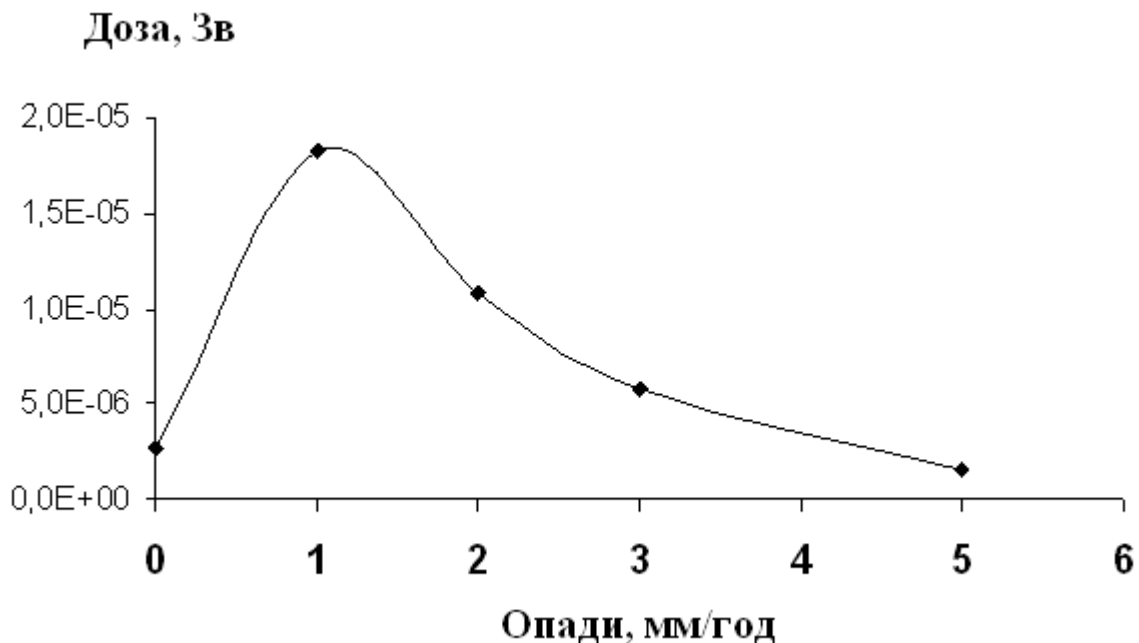


Рис. 3.6 Залежність очікуваної ефективної дози за 50 років на відстані 200 км від рівня опадів

ефективної дози на відстані 200 км, проведені при різному рівні опадів, показали, що максимальна очікувана ефективна доза за 50 років досягається при рівні опадів 1 мм/год., див. наведені розрахункові дані на рис.3.6.

Якщо невеликі рівні опадів призводять до вимивання радіонуклідів із хмари, підвищуючи тим самим величину дози, то великі рівні опадів ефективно вимивають радіонукліди на шляху хмари до точки розрахунку. Тому максимум дози досягається в діапазоні від нульових до максимальних рівнях

опадів. Виходячи із консервативного підходу, далі всі розрахунки проводимо з рівнем опадів 1 мм/год.

Залежно від погодних умов доза в розрахунковій точці може змінюватися. За Пасквіллом розглядаємо шість категорій погоди : А, В, С, D, E, F. (А - гранично нестійка; В - помірно нестійка; С - злегка нестійка; D – нейтральна; E - злегка стійка; F - помірно стійка). У підході Пасквілла всі погодні умови поділяються на шість категорій: від дуже нестабільною "А" до стабільної "F". Додатково ще розглядають дуже стабільну категорію "G" - штиль.

Якщо при викиді панує нестабільна категорія "А", то спостерігаються великі варіації в напрямку швидкості вітру, наявний великий шар перемішування хмари викиду, і на великі відстані приходить мало радіонуклідів викиду.

Якщо ж при викиді панує стабільна категорія "F", то хоча шар перемішування хмари малий, але і швидкості вітру мала, а через "сухе" і "мокре" вимивання радіонуклідів до розрахункової точки доходить мала активність радіонуклідів. Ці якісні міркування підтверджують кількісні розрахунки, результати яких наведено на рис. 3.7. На цьому малюнку показана залежність очікуваної ефективної дози на відстані 200 км в від категорії погоди при аварії 1.

Виходячи з наведених на рис. 3.7 розрахункових даних максимальна очікувана ефективна доза досягається при аварійному викиді під час погодних умов, які відповідають категорії "D". Далі виходячи з консервативного підходу розрахунки проводимо для погодних умов, які відповідають категорії "D".

3.6 Дози на кордонах суміжних країн при проектних аваріях на АЕС

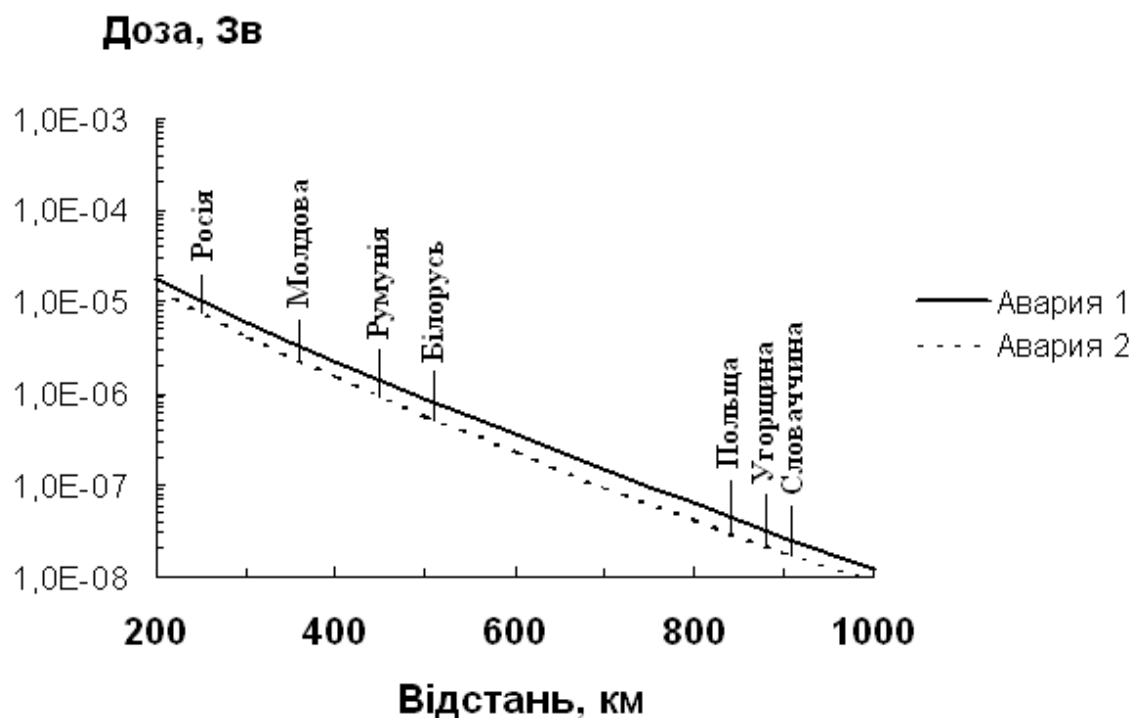
Проведені розрахунки очікуваних ефективних індивідуальних доз на різних відстанях від ЗАЕС наведено на рис. 3.8. Всі відстані до суміжних країн укладаються в діапазон розрахункових відстаней.



Рис. 3.7 Залежність очікуваної ефективної дози на відстані 200 км від категорії погоди

Виходячи з наведених на рис. 3.8 даних, очікувані ефективні дози швидко падають при збільшенні відстані, причому очікувані ефективні дози при МПА (аварія 1) приблизно на 50% вище, ніж при аварії 2 – відрив кришки колектора парогенератора – аварійний спайк. Порівняння радіонуклідів та їх активності, викинуті при аварії 2 і аварії 3 показує, що при аварії 3 очікувані ефективні дози будуть ще менше. Тому аналізуємо лише аварію 1 і аварію 2. Сама величина очікуваної ефективної дози дуже мала – вона знаходиться на рівні 18 мкЗв за 50 років на відстані 200 км, а на великих відстанях ще менше.

В українських Нормах радіаційної безпеки [7] при радіаційної аварії прописані такі величини доз, при яких необхідне проведення контрзаходів для захисту населення, див. табл. 3.5.



3.8 Залежність очікуваної ефективної дози від відстані при аварії 1 та аварії 2

Таблиця 3.5 - Рівні втручання при радіаційних аваріях

№ п/п	Контрзаходи	Рівні доз
1	Безумовно виправдане екстрене втручання при гострому опроміненні	1 Гр за 2 доби на все тіло (кістковий мозок)
2	Нижня межа виправданості для невідкладних контрзаходів	5 мЗв на все тіло за перші 2 тижні після аварії
3	Нижня межа виправданості для прийняття рішення про переселення	0,2 Зв за період переселення
4	Нижня межа виправданості для прийняття рішення про переселення	0,05 Зв за перші 12 місяців після аварії
5	Нижня межа виправданості для прийняття рішення про тимчасове переселення	0,1 Зв за період тимчасового відселення

Усі величини цих доз в табл. 3.5, при яких необхідні заходи, на багато порядків більші, ніж дози, які отримає населенням при аварії 1 на відстані 200 км. Ніякого втручання не потрібно.

Очікувані ефективні дози для населення після аварії 1 невеликі в порівнянні з природним радіаційним фоном. У відповідність з доповіддю Наукового комітету ООН з дії атомної радіації Генеральній Асамблеї ООН за 1993 р. [9] річна ефективна доза від природних джерел радіації в областях з нормальним радіаційним фоном дорівнює 2,4 мЗв. А при аварії 1 навіть на відстані 200 км очікувана ефективна доза за 50 років складе менше 20 мкЗв. Тобто на кордоні з Росією (250 км), Молдовою (360 км), Румунією (450 км), Білоруссю (510 км), Польщею (840 км), Угорщиною (880 км), Словаччиною (910 км); - очікувана ефективна доза за 50 років буде ще менше.

За 50 років від природного фону населення отримає ефективну дозу приблизно рівну 120 мЗв, що в 6700 разів більше дози за 50 років від аварії 1.

Таким чином, доза, отримана населенням суміжних країн за 50 років буде менше 18 мкЗв, що значно менше дози, яка обумовлена природним радіаційним фоном.

Відносний внесок різних нуклідів в очікувану ефективну дозу на відстані 200 км від ЗАЕС при аварії 1 наведено на рис. 3.9.

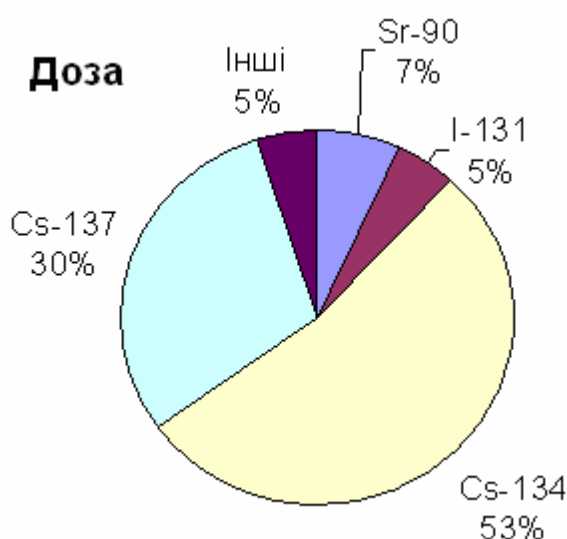


Рис. 3.9 Відносний внесок різних нуклідів в очікувану ефективну дозу на відстані 200 км при аварії 1.

Як випливає з наведених на рис. 3.9 даних, найбільші вклади дають ізотопи цезію: ^{134}Cs – 53% і ^{137}Cs – 30%. Помітний внесок у сумарну ефективну дозу вносять також нукліди ^{90}Sr і ^{131}I . Внесок кожного з решти нуклідів менше 1%.

Розрахунки показують, що визначальний внесок у сумарну ефективну дозу серед різних шляхів опромінення вносить споживання їжі – 94%, див. дані, наведені на рис. 3.10. Опромінення від ґрунту дає внесок на рівні 5%, а опромінення за рахунок дихання – 1%. Рештою шляхами опромінення можна знехтувати.



Рис. 3.10 Відносний внесок різних шляхів опромінення в очікувану ефективну дозу на відстані 200 км при аварії 1.

З усіх продуктів харчування помітний внесок у сумарну ефективну дозу вносять: зернові продукти, молоко і м'ясо, див. дані, наведені на рис. 3.11.

Доза

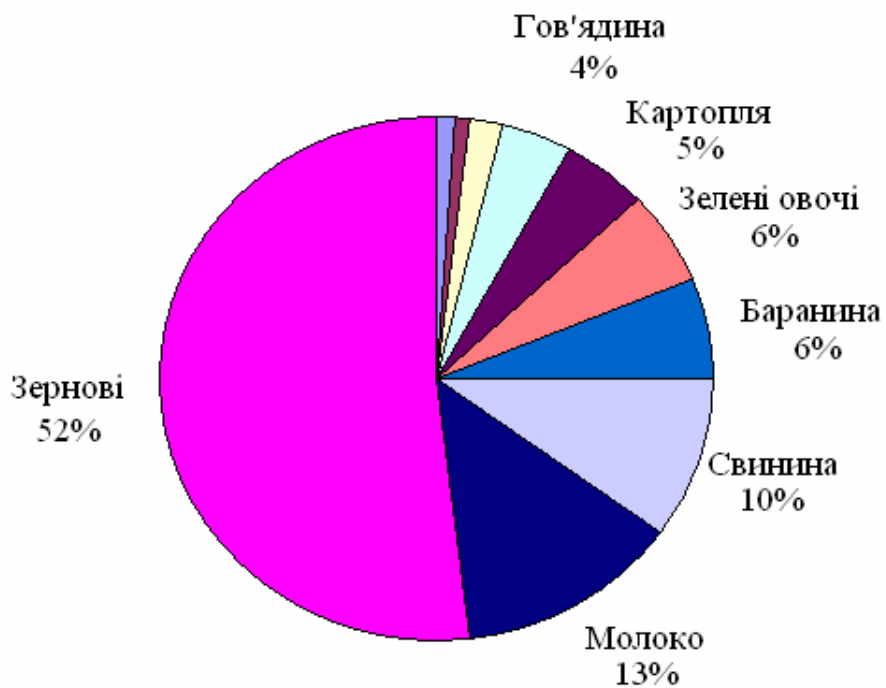


Рис. 3.11 Відносний внесок основних продуктів харчування в очікувану ефективну дозу на відстані 200 км при аварії 1.
(решта продуктів харчування вносять сумісний вклад на рівні 4%)

Заходи щодо зменшення впливу на довкілля

Зменшення викидів в НС забезпечується за рахунок послідовної реалізації стратегії глибоко ешелонованого захисту [10], заснованої на застосуванні:

- системи фізичних бар'єрів на шляху поширення іонізуючих випромінювань і радіоактивних речовин у навколишнє природне середовище
- системи технічних і організаційних заходів щодо захисту фізичних бар'єрів і збереження їх ефективності, з метою захисту населення і навколишнього природного середовища

Система послідовних фізичних бар'єрів включає:

- паливну матрицю;
- оболонку твела;
- кордон контуру теплоносія РУ;
- герметичне огороження РУ;
- біологічний захист.

При нормальній експлуатації всі зазначені бар'єри і необхідні технічні засоби їх контролю та захисту повинні бути працездатні, і перебувати в стані, при якому вони здатні виконувати покладені на них функції. При порушенні цієї умови енергоблок повинен бути переведений в безпечний стан згідно експлуатаційної документації.

Основними цілями реалізації стратегії глибоко ешелонованого захисту є своєчасне виявлення і усунення чинників, що призводять до порушення нормальної експлуатації, виникнення аварійних ситуацій, запобіганню їх переростання в аварії, а також обмеження і ліквідація наслідків аварій.

Опис методів оцінки впливу на довкілля.

Для моделювання поширення викинутих радіонуклідів на великі відстані до 1000 км при нормальних умовах експлуатації використовувався програмний комплекс PC CREAM (Consequences of Releases to the Environment: Assessment Methodology), розроблений для ЄС NRPB (National Radiological Protection Board) Великобританії у співпраці з низкою наукових організацій ЄС.

5.1 PC CREAM

5.1.1 Короткий опис моделі

Описи програмного комплексу PC CREAM і його окремих модулів наведені в роботі [11]. Система призначена для розрахунку радіаційного впливу тривалих (безаварійний) викидів в атмосферу та скидів у річки і моря радіоактивних речовин. Нижче наведені деякі основні можливості програмного комплексу:

- ✓ оцінка індивідуальних і колективних доз від викидів в атмосферу і скидів у море, а також індивідуальних доз від скидів у річки;
- ✓ ефективні дози (визначені за Публікації МКРЗ № 60 [12]) обчислюються з використанням дозових коефіцієнтів з Публікації МКРЗ № 72 [13] (в Україні при розробці норм і правил з радіаційної безпеки також використовуються рекомендації МКРЗ);
- ✓ можуть розглядатися три вікові групи: діти до 1 року, діти до 10 років та дорослі;
- ✓ вхідні дані — це усереднені викиди і скиди за рік;
- ✓ передбачена можливість вибору п'яти часів інтегрування (1, 50, 500, 1000 років і нескінченність) для колективних доз і трьох часів інтегрування (1, 5 і 50 років) для індивідуальних доз;
- ✓ час інтегрування після поступлення радіонуклідів в організм людини приймається рівним 50 рокам для дорослих і 70 рокам для дітей;

✓ доза, проінтегрована по n років для одного року викиду та / або скидання чисельно дорівнює середній дозі в n-й рік для постійного викиду та / або скидання;

✓ для викидів в атмосферу враховуються всі шляхи опромінення, а в моделях, що описують скиди у водні об'єкти, не враховується можливість використання води з водоймищ для сільськогосподарського зрошення.

У PC CREAM атмосферна дисперсія оцінюється за допомогою гауссової моделі, сухе осадження – за допомогою моделі виснаження джерела, вологе осадження – з використанням коефіцієнтів вимивання. Використовувана модель атмосферної дисперсії дозволяє враховувати напрацювання одного дочірнього продукту під час руху плями. Після осадження транспорт радіонуклідів представляється окремими камерними моделями ґрунту і продуктів харчування [14].

У PC CREAM зовнішнє опромінення від радіонуклідів в повітрі розраховується за допомогою кінцевої і нескінченної моделей хмари для гамма- і бета-випромінювань, відповідно.

5.1.2 Математичні моделі розсіювання шлейфу

Розсіювання шлейфу моделюється модифікованим рівнянням Гаусса [14]:

$$\bar{A}(x, z) = \frac{Q}{(2\pi)^{\frac{3}{2}} x \sigma_z \mu} \sum_{s=0}^{\infty} \exp \left[-\frac{(2sL \pm h_{эфф} \pm z)^2}{2\sigma_z^2} \right], \quad (5.1)$$

де \bar{A} – середня активність в повітрі в точці (x, z), Бк/м³

Q – швидкість викиду радіонуклідів зі труби, Бк/с;

x – відстань з підвітряного боку, м;

μ – середня швидкість вітру, м/с;

σ_z – вертикальний коефіцієнт дисперсії, м;

$h_{\text{эфф}}$ – ефективна висота труби, м;

L – висота шару, що перемішується, м;

$s = 0, 1, 2, 3, \dots$

У PC CREAM використовує фіксовані величини швидкості вітру і висоти шару, що перемішується, для кожної категорії стабільності атмосфери, які наведені в табл. 5.1.

Таблиця 5.1

Швидкість вітру і висота шару, що перемішується, які використовуються в PC CREAM

Клас стійкості по Пасквіллу	Швидкість вітру на висоті 10 м, м / с	Висота перемішуємо шару, м	Дощ
<i>A</i>	1	1300	Ні
<i>B</i>	2	900	Ні
<i>C</i>	5	850	Ні
<i>D</i>	5	800	Ні
<i>E</i>	3	400	Ні
<i>F</i>	2	100	Ні
<i>C</i>	5	850	Є
<i>D</i>	5	800	Є

a. Коефіцієнти дисперсії

Вертикальний коефіцієнт дисперсії σ_z , використовуваний для обчислення розсіювання:

$$\sigma_z = \frac{ax^b}{1+cx^d} F(z_0, x), \quad (5.2)$$

$F(z_0, x)$ – поправка на нерівність місцевості:

$$F(z_0, x) = \ln \left(fx^g \left[1 + \frac{1}{hx^j} \right] \right), \text{ при } z_0 > 0,1 \text{ м}, \quad (5.3)$$

$$F(z_0, x) = \ln \left(fx^g \left[\frac{1}{1+hx^j} \right] \right), \text{ при } z_0 \leq 0,1 \text{ м}, \quad (5.4)$$

z_0 – висота шорсткості землі, м; величини коефіцієнтів a, b, c і d у рівнянні (5.2), f, g, h і j у рівняннях (5.3) та (5.4) наведено в табл. 5.2.

Таблиця 5.2

Коефіцієнти для обчислення вертикального коефіцієнта дисперсії і коефіцієнти для правки на нерівність місцевості

Клас стійкості по Пасквіллу	a	b	c	d
A	0,112	1,06	$5,38 \cdot 10^{-4}$	0,815
B	0,130	0,950	$6,52 \cdot 10^{-4}$	0,750
C	0,112	0,920	$9,05 \cdot 10^{-4}$	0,718
D	0,098	0,889	$1,35 \cdot 10^{-3}$	0,688
E	0,0609	0,895	$1,96 \cdot 10^{-3}$	0,684
F	0,0638	0,783	$1,36 \cdot 10^{-3}$	0,672
Шорсткість землі, м	f	g	h	j
0,01	1,56	0,0480	$6,25 \cdot 10^{-4}$	0,45
0,04	2,02	0,0269	$7,76 \cdot 10^{-4}$	0,37
0,1	2,72	0	0	0
0,4	5,16	-0,098	18,6	-0,225
1,0	7,37	-0,0957	$4,29 \cdot 10^3$	-0,60
4,0	11,7	-0,128	$4,59 \cdot 10^4$	-0,78

b. Виснаження шлейфу

c. Сухе осадження

Сухе осадження змодельоване таким чином: $R_{\text{сух}} = V_{\Gamma} \cdot A$, де $R_{\text{сух}}$ - швидкість осадження радіонукліда на одиницю площі (Бк/($\text{м}^2 \cdot \text{с}$)); V_{Γ} - швидкість осадження (м/с); A - концентрація радіонуклідів у повітрі в приземному шарі (Бк/м³).

d. Вологе осадження

Частка частинок, обложених з шлейфу за допомогою дощу або снігу, моделюється наступним рівнянням:

$$R_{\text{вл}} = \frac{\Phi Q'_{\text{вл}}(t)}{\chi \alpha \mu},$$

де: $R_{\text{вл}}$ – швидкість осадження на поверхню (Бк/(м²·с)); Φ – коефіцієнт вимивання (с⁻¹); $Q'_{\text{вл}}$ – активність радіонуклідів, залишилася в шлейфі по досягненні цікавої точки (x (м) від точки викиду) за весь час (t) (Бк/м³):

$$Q'_{\text{вл}}(t) = \frac{Q_0 f_{\text{вл}}}{m_1 - m_2} \left[(m_1 + \Phi) e^{m_2 t} - (m_2 + \Phi) e^{m_1 t} \right], \quad (5.5)$$

$$2m_1 = -(\Phi + P_{\text{сух}} + P_{\text{вл}}) - \sqrt{(\Phi + P_{\text{сух}} + P_{\text{вл}})^2 - 4\Phi P_{\text{сух}}},$$

$$2m_2 = -(\Phi + P_{\text{сух}} + P_{\text{вл}}) + \sqrt{(\Phi + P_{\text{сух}} + P_{\text{вл}})^2 - 4\Phi P_{\text{сух}}},$$

$$f_{\text{вл}} = P_{\text{сух}} / (P_{\text{сух}} + P_{\text{вл}}),$$

$P_{\text{сух}}$ и $P_{\text{вл}}$ – ймовірності сухої та вологої погоди, відповідно; α – кутова ширина сектора, рад; μ – середня швидкість вітру.

е. Фактор виснаження

Частка віддалених з шлейфу радіонуклідів:

$$F = F_{\text{вл}} \cdot F_{\text{сух}} \cdot F_{\text{рас}}.$$

Частка видалення радіонуклідів за допомогою опадів:

$$F_{\text{вл}} = \frac{f_{\text{вл}}}{m_1 - m_2} \left[(m_1 + \Phi) e^{m_2 t} - (m_2 + \Phi) e^{m_1 t} \right],$$

де позначення аналогічні формулі (5.5).

Частка віддалених з шлейфу радіонуклідів за рахунок сухого осадження:

$$F_{\text{сух}} = \left[\exp F_{0\text{сух}}(x) \right]^{V_r / \mu},$$

де $F_{0\text{сух}}(x) = -\sqrt{\frac{2}{\pi}} \int_0^x \frac{1}{\sigma_z} \left\{ \exp \left[-\frac{h_{\text{эфф}}^2}{2\sigma_z^2} \right] + \exp \left[-\frac{(h_{\text{эфф}} + 2L)^2}{2\sigma_z^2} \right] \right\} dx$ при $\sigma_z(x) < L$, и

$F_{0\text{сух}}(x) = F_{0\text{сух}}(x_L) - (x - x_L)/L$ при $\sigma_z(x) \geq L$. Тут x_L таке, при якому $\sigma_z(x_A) = L$.

Частка зменшення кількості радіонуклідів в шлейфі за рахунок радіоактивного розпаду становить:

$F_{\text{рас}} = \exp(-\lambda x / \mu)$. Концентрації дочірніх продуктів розраховуються заміною Q на QR_d у рівнянні (5.1), де:

$$R_d = \frac{\lambda_d}{\lambda_m - \lambda_d} \left[\exp\left\{-\lambda_d \frac{x}{\mu}\right\} - \exp\left\{\lambda_m \frac{x}{\mu}\right\} \right],$$

тут λ_d , λ_m – постійні розпаду дочірнього і материнського радіонукліда, відповідно.

5.1.3 Камерні експоненціальні моделі

Динаміку обмену домішки в системах моделюють диференціальними рівняннями 1-го порядку [14]:

$$\frac{dA_i}{dt} = \dot{A}_{0,i} + \sum_n k_{ni} A_n - \sum_j k_{ij} A_i, \quad (5.6)$$

де A_i – зміст даних радіонуклідів у ланці i ;

$\dot{A}_{0,i}$ – швидкість надходження радіонуклідів в ланку i ззовні системи;

k_{ij} – константа перенесення даних нуклідів з ланки i в ланку j .

Позитивні члени суми в (5.6) являють собою інтенсивність надходження домішки в ланку i з інших ланок, а негативні – інтенсивність стоку домішки з нього внаслідок виносу в інші ланки і радіоактивного розпаду. члени виду $k_{ij} A_i$ являють собою швидкість перенесення домішки із ланки i в ланку j . Рішення системи рівнянь (5.6) має вигляд многочлена, кожен доданок з точністю до коефіцієнта являє собою ряд експонент $\exp(-a_i t)$, a_i – деякі постійні. Основним недоліком такої моделі є припущення незалежності від часу констант переносу k_{ij} . У дійсності ж міграція радіонуклідів у зовнішньому середовищі часто має більш складний характер.

5.1.4 Модель міграції для с/г рослин

Схема міграції наведена на рис. 5.1. Ланка 1 являє собою орний шар ґрунту з рівномірно розподіленою активністю, 2 – надземні частини рослин, безпосередньо забруднені випадіннями, 3 – надземні частини рослин, забруднені частками ґрунту, що потрапили на них при збиранні врожаю, 4 – коренева система рослин, 5 – шар ґрунту нижче коренемешкуючого горизонту. Константи k_{ij} (s^{-1}) відповідають переходам між ланками в результаті наступних

процесів: k_{12} — вторинного пилоутворення; k_{21} — здування вітрів і змивання дощем; k_{13} — забруднення надземних частин рослин частинками ґрунту в момент збирання врожаю ; k_{14} — надходження внаслідок кореневого засвоєння; k_{15} — стоку за межі кореневого шару ґрунту; k_{22} , k_{33} , k_{44} — періодичної збирання врожаю; k_{31} , k_{41} — формальні константи переносу, що забезпечують пропорційність змісту нуклідів в ланках 1, 3, 4. Значення констант переходу приведені в табл. 5.3 і табл. 5.4.

Таблиця 5.3

Константи переносу для с/г рослин загальні для всіх хімічних елементів, s^{-1}

Константа переносу	Зернові	Інші с/г рослини	Константа переносу	Зернові	Інші с/г рослини
k_{12}	7-9	7-9	k_{41}	1	1
k_{21}	2,7-4	2,7-4	k_{15}	2,2-10	2,2-10
k_{13}	8,9-9	4,4-8	k_{22}, k_{33}	3,2-8	3,2-8
k_{31}	1	1	k_{44}	3,2-8	3,2-8

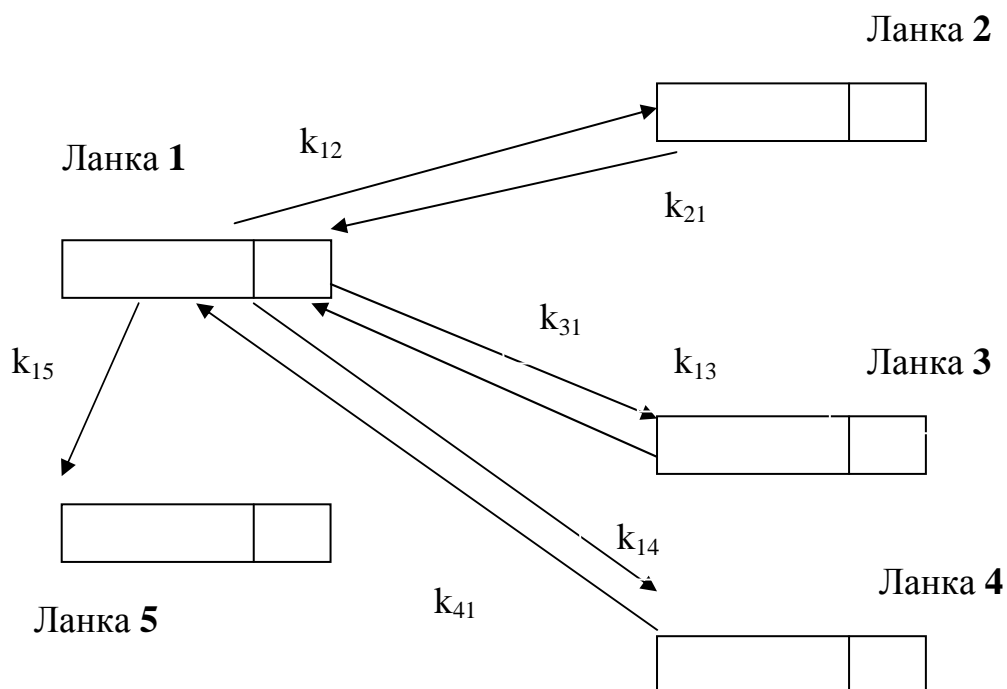


Рис. 5.1. Схема міграції радіонуклідів для с/г рослин

Таблиця 5.4

Константи переносу для с/г рослин (залежні від хімічного елемента) k_{14} , с⁻¹

Елемент	Зернові	Інші с/г рослини	Елемент	Зернові	Інші с/г рослини
Cr	2,7-7	6,7-7	Ru	5,3-5	8,9-6
Mn	2,7-5	6,7-5	Ag	1,8-4	4,4-4
Fe	3,6-7	4,4 -7	Sb	8,9-6	2,2-5
Co	8,9-6	2,2-6	Te	8,9-4	2,2-3
Zn	3,6-4	8,9-4	I	1,8-5	4,4-5
Rb	8,9-5	2,2-4	Cs	5,3-6	4,4-5
Sr	1,8-5	1,6-3	Ba	4,4-6	1,1-5
Y	2,7-6	6,7-6	La	2,7-6	6,7-6
Zr	1,8-7	4,4 -7	Ce	2,7-6	1,6-5
Nb	8,9-6	2,2-5	Np, Pu	8,9-10	2,2-7
Mo	8,9-5	2,2-4	Am, Cm	8,9-19	2,2-7
Tc	4,4 -2	0,11			

5.1.5. Математичні моделі розрахунку доз

5.1.5.1 Розрахунок індивідуальних доз по харчових ланцюжках

Індивідуальні дози по харчовому шляхи надходження радіонуклідів розраховуються в припущенні, що споживаються тільки місцеві продукти харчування. Така оцінка дає максимально можливі рівні опромінення в даних умовах. Вони практично завжди перевищують реальні дози, оскільки зазвичай в раціоні присутня частина продуктів не місцевого виробництва. Для деяких з них, наприклад молока, листових овочів, фруктів з індивідуальних ділянок, такі оцінки можуть бути досить близькими до реальних. При зазначеному припущенні середня потужність індивідуальної річної ефективної дози \dot{H} , Зв/с, від рівномірних випадінь \dot{A}_S , Бк/(м²·с), при сталому рівновазі процесів накопичення-виведення радіонуклідів у зовнішньому середовищі:

$$\dot{H} = \dot{A}_S K_{fi}^{ind} B_{ig},$$

де B_{ig} – дозовий коефіцієнт внутрішнього опромінення при надходженні радіонукліда з водою або їжею, Зв/Бк; K_{fi}^{ind} – коефіцієнт, що зв'язує рівень випадання (Fallout) з надходженням радіонукліду з харчовими продуктами в організм окремого індивідуума (Ingestion), м²:

$$K_{fi}^{ind} = K_{fi} \bar{S}, \quad (5.7)$$

де K_{fi} – безрозмірний коефіцієнт, що характеризує втрату радіонуклідів при міграції по харчовому ланцюжку, в процесі кулінарної обробки і при зберіганні; \bar{S} – площа с/г, що вимагає для виробництва продуктів харчування даного виду, споживаних окремим індивідумом, m^2 . Цей параметр в РС CREAM розраховується за такими формулами:

для продуктів рослинного походження:

$$\bar{S} = \frac{I_m}{P_y},$$

де P_y – річна врожайність розглянутого виду рослин, kg/m^2 ; I_m – річне споживання цього виду рослин однією людиною, kg ;

для продуктів тваринного походження:

$$\bar{S} = \left(\frac{I_m}{P_a} \right) \sum_i \bar{S}_{a,i},$$

Тут I_m – річне споживання м'яса або молока однією людиною, kg (л); P_a – річна продуктивність однієї тварини (середньорічний приріст м'яса у розрахунку на одну тварину, kg (л)); $\bar{S}_{a,i}$ – площа i -ї кормової культури, припадає на одну тварину. Цей параметр визначається за формулою:

$$\bar{S}_{a,i} = \frac{I_{a,i}}{P_{y,i}},$$

$P_{y,i}$ – річна врожайність i -ї кормової культури, kg/m^2 ; $I_{a,i}$ – її річне споживання одним тваринам, kg . Значення можуть розрізнятися для мешканців не тільки різних республік, країн і областей, а й одного селища. Оскільки точних даних для селищ, що знаходяться поблизу АЕС і ТЕС України немає і, крім того, для порівняльного аналізу впливу доцільно використовувати максимально ідентичні параметри (без шкоди для оцінок), то для оцінок в даній роботі середнє значення цього параметра отримано зі статистичних даних, ділячи площі, зайняті під дану культуру, на число споживачів в країні.

Величина K_{fi} в (5.7) – безрозмірний коефіцієнт, що характеризує втрату радіонуклідів при їх міграції по харчовому ланцюжку, в процесі кулінарної обробки і при зберіганні. Якщо розглядати площі с/х, необхідні для виробництва продуктів одного виду рослин, то цей коефіцієнт являє собою частку від загальної кількості випали на дану площу радіонуклідів, яка збережеться в продуктах до моменту вживання їх в їжу. Значення коефіцієнта K_{fi} розрізняються для різних радіонуклідів, продуктів харчування, місцевих кліматичних умов, типу ґрунтів, умов випадіння (короткочасних або безперервних).

5.1.5.2 Індивідуальні дози опромінення при прямому шляху впливу

Під прямим шляхом опромінення розуміють зовнішнє опромінення від фотонів і β - частинок радіонуклідів, що містяться в атмосфері і відклалися на ґрунті, а також внутрішнє опромінення обумовлене радіонуклідами, які надійшли у організм з повітрям (інгаляційний шлях). У цих випадках індивідуальні дози формуються безпосередньо в районі розташування джерела викидів.

Доза фотонного випромінювання від радіоактивної хмари

Радіонукліди, розсіяні в атмосфері, можуть бути джерелами фотонного випромінювання. При цьому доза від радіоактивних газів і аерозолів в значній мірі залежить від фізико-хімічної форми радіонуклідів і, звичайно, виду та енергії випромінювання [14].

Джерело у формі напівнескінченного простору

При тривалому викиді з мінливою розвою вітрів та інших метеорологічних параметрів радіоактивна хмара імітується джерелом у формі

напівнескінченного простору з рівномірно розподіленим за обсягом активністю A_V , Бк/м³. Тоді потужність ефективної дози, Зв/с, розраховується за формулою:

$$\dot{H} = A_V B_{a\gamma}, \quad (5.8)$$

де $B_{a\gamma}$ – дозовий коефіцієнт зовнішнього опромінення фотонами, Зв·м³/(с·Бк).

Для 2π- геометрії опромінення:

$$B_{a\gamma} = \frac{E * 1,602 \cdot 10^{-13} \text{ r}}{2w\rho}, \quad (5.9)$$

де $E = \sum_i n_i E_i$ – енергетичний вихід фотонів, МеВ/расп. (n_i – абсолютний вихід у схемі розпаду, фотон /расп.; E_i – енергія і-го фотону, МеВ/фотон); $1,602 \cdot 10^{-13}$ – енергетичний еквівалент, Дж/МеВ; $r = 1,09$ – перехідний коефіцієнт від поглиненої дози в повітрі до еквівалентної дози в біологічній тканині, Зв/Гр; $\rho = 1,293$ – щільність повітря при нормальних умовах, кг/м³. 2 – коефіцієнт, що враховує 2π- геометрію опромінення людини, w – енергетичний еквівалент Грею, віднесений до маси 1 кг опромінюваного середовища (в даному випадку повітря), $w = 1$ Дж/(Гр·кг).

Залежно від обраних одиниць дозовий коефіцієнт (5.9) представляється в виді:

$$B_{a\gamma} = 2,13 \cdot E \text{ мкЗв} \cdot \text{м}^3 / (\text{рік} \cdot \text{Бк})$$

Доза фотонного випромінювання від радіонуклідів, які осіли на ґрунт

Співвідношення між потужністю викиду \dot{Q} (Бк/с) і потужністю ефективної дози \dot{H} (Зв/с):

$$\dot{H} = \dot{A}_S B_{S\gamma} \tau_{ef}, \quad (5.10)$$

де τ_{ef} – ефективний період, що враховує радіоактивний розпад і виведення радіонукліда з ґрунту, він визначається формулою $\tau_{ef} = [(T_{1/2} T_b) / (T_{1/2} + T_b)] / 0,693$, $T_{1/2}$ и T_b – періоди радіоактивного напіврозпаду і біологічного напіввиведення; \dot{A}_S – інтенсивність забруднення,

Бк/(с·м²); дозовий коефіцієнт B_{sy} , Зв·м²/(с·Бк) характеризує потужність ефективної дози від забрудненого ґрунту, він залежить від характеру забруднення ґрунту та виду розподілу фотонного забруднення.

Доза від зовнішнього β-опромінення радіонуклідів

Під узагальненим терміном β-випромінювання розуміється випромінювання електронів радіоактивними ядрами. Якщо вони несуть негативний заряд, їх називають β⁻-частками, якщо позитивний β⁺-частками, або позитронами. Спектр енергій β-частинок є безперервним і простягається від дуже низьких значень до 10 МеВ, але основний практично значимий діапазон знаходиться в межах від 10 кеВ до 5 МеВ. У діапазоні зазначених вище енергій електрони при взаємодії з речовиною втрачають свою енергію в результаті процесів гальмування. Розрізняють гальмівну здатність, рівну середній втраті енергії на одиницю довжини шляху за рахунок кулонівських зіткнень зі зв'язаними електронами середовища $S_C [-dE/dx]$, мєВ/см. Цей процес призводить до іонізації і збудження атомів. Другий процес - втрати енергії за рахунок гальмівного (фотонного) випромінювання в електричному полі атомних ядер і електронів називають радіаційної гальмівної здатністю S_r , мєВ/см. На практиці зазвичай використовують масову гальмівну здатність $S = S/\rho$, де ρ - щільність середовища.

Джерело - забруднене повітря

У цьому випадку розрахунок доз проводиться за "методу занурення", імітуючи джерело у формі напівнескінченного простору. Для β- опромінення завжди дотримується геометрія опромінення 2π . Потужність еквівалентної дози на незахищену одягом біологічну тканину \dot{H} , Зв/с:

$$\dot{H} = A_V B_{a\beta}, \quad (5.11)$$

де A_V – об'ємна активність, Бк/м³; $V_{a\beta}$ – дозовий коефіцієнт зовнішнього β -опромінення, Зв·м³/(с·Бк), значення $V_{a\beta}$ приведені в табл. 5.5.

Таблиця 5.5

Дозові коефіцієнти в базальному шарі шкіри, створювані β -частинками і електронами конверсії радіонуклідів, що містяться в напівнескінченній радіоактивній хмарі, Зв·м³/(год·Бк)

Найменування нуклідів	$V_{a\beta}$	Найменування нуклідів	$V_{a\beta}$	Найменування нуклідів	$V_{a\beta}$
¹⁴ C	$2,16 \cdot 10^{-8}$	^{99m} Te	$1,78 \cdot 10^{-8}$	¹³⁷ Xe	$2,78 \cdot 10^{-6}$
⁴¹ Ar	$7,62 \cdot 10^{-7}$	¹⁰³ Ru	$7,18 \cdot 10^{-8}$	¹³⁸ Xe	$1,10 \cdot 10^{-6}$
⁵¹ Cr	$9,68 \cdot 10^{-11}$	¹⁰⁶ Ru/ ¹⁰⁶ Rh	$2,19 \cdot 10^{-6}$	¹³⁷ Cs	$2,87 \cdot 10^{-7}$
⁵⁴ Mn	$4,04 \cdot 10^{-10}$	¹²⁴ Sb	$6,46 \cdot 10^{-7}$	¹³⁵ Cs	$5,43 \cdot 10^{-8}$
⁵⁹ Fe	$1,77 \cdot 10^{-7}$	¹²⁵ Sb	$1,48 \cdot 10^{-7}$	¹³⁶ Cs	$1,77 \cdot 10^{-7}$
⁵⁸ Co	$5,37 \cdot 10^{-10}$	^{125m} Te	$1,06 \cdot 10^{-7}$	¹³⁷ Cs	$4,16 \cdot 10^{-7}$
⁶⁰ Co	$1,36 \cdot 10^{-7}$	^{127m} Te	$6,00 \cdot 10^{-8}$	¹³⁸ Cs	$1,91 \cdot 10^{-6}$
^{85m} Kr	$4,41 \cdot 10^{-7}$	¹²⁷ Te	$4,03 \cdot 10^{-7}$	¹⁴⁰ Ba	$5,05 \cdot 10^{-7}$
⁸⁵ Kr	$3,89 \cdot 10^{-7}$	^{129m} Te	$4,14 \cdot 10^{-7}$	¹⁴⁰ La	$9,31 \cdot 10^{-9}$
⁸⁷ Kr	$2,10 \cdot 10^{-6}$	¹²⁹ Te	$9,02 \cdot 10^{-7}$	¹⁴¹ Ce	$2,83 \cdot 10^{-7}$
⁸⁸ Kr	$5,85 \cdot 10^{-7}$	^{131m} Te	$2,46 \cdot 10^{-7}$	¹⁴⁴ Ce	$1,19 \cdot 10^{-7}$
⁸⁹ Kr	$1,93 \cdot 10^{-6}$	¹³² Te	$8,68 \cdot 10^{-8}$	¹⁴⁴ Pr	$1,95 \cdot 10^{-6}$
⁸⁶ Rb	$1,07 \cdot 10^{-6}$	¹²⁹ I	$1,92 \cdot 10^{-8}$	¹⁴⁷ Pm	$6,30 \cdot 10^{-8}$
⁸⁸ Rb	$3,06 \cdot 10^{-6}$	¹³¹ I	$3,44 \cdot 10^{-7}$	¹⁵⁴ Eu	$4,31 \cdot 10^{-7}$
⁸⁹ Rb	$1,44 \cdot 10^{-6}$	¹³² I	$8,79 \cdot 10^{-7}$	¹⁵⁵ Eu	$2,60 \cdot 10^{-8}$
⁸⁹ Sr	$9,32 \cdot 10^{-7}$	¹³³ I	$7,19 \cdot 10^{-7}$	²³⁹ Np	$3,87 \cdot 10^{-7}$
⁹⁰ Sr	$3,02 \cdot 10^{-7}$	¹³⁴ I	$1,05 \cdot 10^{-6}$	²³⁸ Pu	$9,81 \cdot 10^{-11}$
⁹⁰ Y	$1,49 \cdot 10^{-6}$	¹³⁵ I	$6,93 \cdot 10^{-7}$	²³⁹ Pu	$8,70 \cdot 10^{-9}$
⁹¹ Y	$9,85 \cdot 10^{-7}$	^{131m} Xe	$1,98 \cdot 10^{-7}$	²⁴⁰ Pu	$9,81 \cdot 10^{-11}$
⁹⁵ Zr	$1,91 \cdot 10^{-7}$	^{133m} Xe	$3,19 \cdot 10^{-7}$	²⁴¹ Pu	$3,69 \cdot 10^{-13}$
⁹⁵ Nb	$2,62 \cdot 10^{-8}$	¹³³ Xe	$1,62 \cdot 10^{-7}$	²⁴² Pu	$7,56 \cdot 10^{-10}$
⁹⁰ Mo	$6,73 \cdot 10^{-7}$	^{135m} Xe	$1,80 \cdot 10^{-7}$	²⁴¹ Am	$3,17 \cdot 10^{-10}$
⁹⁹ Tc	$1,14 \cdot 10^{-7}$	¹³⁵ Xe	$5,99 \cdot 10^{-7}$	²⁴² Cm	$1,01 \cdot 10^{-14}$

Джерело - забруднення поверхні шкіри

Значення перехідного дозового коефіцієнта $V_{S\beta}$, $\text{Зв}\cdot\text{см}^2/(\text{рік}\cdot\text{Бк})$, залежно від товщини шару епідермісу наведені в табл. 5.6.

Таблиця 5.6

Дозовий коефіцієнт зовнішнього опромінення базального шару шкіри β - частинками і електронами конверсії при рівномірному забрудненні шкіри радіоактивними речовинами, $V_{S\beta}$, $\text{Зв}\cdot\text{см}^2/(\text{рік}\cdot\text{Бк})$

Найменування нуклідів	Товщина епідермісу Δx , $\text{мг}/\text{см}^2$			Найменування нуклідів	Товщина епідермісу Δx , $\text{мг}/\text{см}^2$		
	7	4	40		7	4	40
^{14}C	$2,9\cdot 10^{-3}$	$7,9\cdot 10^{-3}$	0,0	^{135}I	$1,8\cdot 10^{-2}$	$2,2\cdot 10^{-2}$	$6,5\cdot 10^{-3}$
^{32}P	$2,1\cdot 10^{-2}$	$2,4\cdot 10^{-2}$	$1,1\cdot 10^{-2}$	^{134}Cs	$1,2\cdot 10^{-2}$	$1,6\cdot 10^{-2}$	$2,7\cdot 10^{-3}$
^{60}Co	$9,9\cdot 10^{-3}$	$1,6\cdot 10^{-2}$	$2,5\cdot 10^{-4}$	^{137}Cs	$1,4\cdot 10^{-2}$	$2,0\cdot 10^{-2}$	$2,3\cdot 10^{-3}$
^{65}Zn	$2,3\cdot 10^{-4}$	$3,3\cdot 10^{-4}$	$1,0\cdot 10^{-5}$	$^{137\text{m}}\text{Ba}$	$2,1\cdot 10^{-2}$	$2,4\cdot 10^{-3}$	$1,2\cdot 10^{-3}$
^{90}Sr	$1,6\cdot 10^{-2}$	$2,4\cdot 10^{-2}$	$3,4\cdot 10^{-3}$	^{140}Ba	$1,7\cdot 10^{-2}$	$2,2\cdot 10^{-2}$	$5,0\cdot 10^{-3}$
^{90}Y	$2,1\cdot 10^{-2}$	$2,4\cdot 10^{-2}$	$1,2\cdot 10^{-2}$	^{140}La	$2,0\cdot 10^{-2}$	$2,4\cdot 10^{-2}$	$9,2\cdot 10^{-3}$
^{95}Zr	$1,2\cdot 10^{-2}$	$1,7\cdot 10^{-2}$	$7,4\cdot 10^{-4}$	^{144}Ce	$8,9\cdot 10^{-3}$	$1,5\cdot 10^{-2}$	$1,7\cdot 10^{-4}$
^{95}Nb	$2,3\cdot 10^{-3}$	$6,4\cdot 10^{-3}$	$1,8\cdot 10^{-5}$	^{144}Pr	$2,2\cdot 10^{-2}$	$2,4\cdot 10^{-2}$	$1,3\cdot 10^{-2}$
^{106}Rh	$2,2\cdot 10^{-2}$	$2,5\cdot 10^{-2}$	$1,4\cdot 10^{-2}$	^{203}Hg	$9,6\cdot 10^{-3}$	$1,6\cdot 10^{-2}$	$3,7\cdot 10^{-4}$
^{131}Te	$2,3\cdot 10^{-2}$	$2,8\cdot 10^{-2}$	$1,0\cdot 10^{-2}$	^{210}Bi	$1,9\cdot 10^{-2}$	$2,3\cdot 10^{-2}$	$7,4\cdot 10^{-3}$
^{132}Te	$7,0\cdot 10^{-3}$	$1,3\cdot 10^{-2}$	$4,7\cdot 10^{-5}$	^{214}Bi	$2,0\cdot 10^{-2}$	$2,3\cdot 10^{-2}$	$9,6\cdot 10^{-3}$
^{129}I	$1,9\cdot 10^{-3}$	$5,7\cdot 10^{-3}$	0,0	^{235}U	$1,1\cdot 10^{-3}$	$3,1\cdot 10^{-3}$	$2,9\cdot 10^{-7}$
^{131}I	$1,5\cdot 10^{-2}$	$2,1\cdot 10^{-2}$	$3,0\cdot 10^{-3}$	^{237}Np	$6,8\cdot 10^{-4}$	$4,3\cdot 10^{-3}$	0,0
^{132}I	$1,9\cdot 10^{-2}$	$2,3\cdot 10^{-2}$	$8,2\cdot 10^{-3}$	^{238}Np	$1,2\cdot 10^{-2}$	$1,8\cdot 10^{-2}$	$3,5\cdot 10^{-3}$
^{133}I	$1,9\cdot 10^{-2}$	$2,3\cdot 10^{-2}$	$7,6\cdot 10^{-3}$	^{239}Np	$2,3\cdot 10^{-2}$	$3,6\cdot 10^{-2}$	$1,2\cdot 10^{-3}$

Доза внутрішнього опромінення, обумовлена вдиханням радіоактивних газів

Річні ефективні дози внутрішнього опромінення за рахунок вдихання повітря, забрудненого радіоактивними речовинами розраховуються за формулою

$$\dot{H} = QGVV \quad (5.12)$$

У цій формулі \dot{H} – річна ефективна доза, Зв , Q – викид, $\text{Бк}/\text{рік}$. G – середньорічний коефіцієнт метеорологічного розбавлення, $\text{с}/\text{м}^3$, V – швидкість вдихання, $\text{м}^3/\text{с}$. Перехідний дозовий коефіцієнт V , $\text{Зв}/\text{Бк}$, характеризує очікувану ефективну дозу при надходженні в організм інгаляційним шляхом нукліда активністю 1 Бк .

5.1.5.3 Розрахунок колективних доз

Оцінка колективної дози необхідна при виборі місця будівництва радіаційно-небезпечних підприємств, порівнянні ефективності різних заходів щодо захисту населення, розрахунку радіаційного ризику від окремих ланок ядерно-паливного циклу, виборі типу радіаційної технології тощо Колективна доза S , люд.·Зв, визначається формулою:

$$S = \sum_j N_j H_j ; \quad (5.13)$$

де N_j – число осіб, які отримали індивідуальну дозу H_j .

5.2 Метеорологічні параметри

При розрахунку транскордонного впливу при нормальних умовах експлуатації використано програму PC CREAM, яка дозволяє розрахувати вплив викидів радіонуклідів на відстані до 3000 км.

Побудову метеофайла, необхідного для роботи програми PC CREAM, виробляємо на основі вимірних метеоданих на ВП ЗАЕС.

У 2011 році група контролю гідрометеорологічних параметрів ВП ЗАЕС пройшла атестацію на право проведення гідрометеорологічних вимірювань.

Контроль за метеорологічними параметрами проводився автоматизованим Севастопольським метеокомплексом, опадомірі фірми "Lambrecht" і приладами, розміщеними на стаціонарному метеомайданчику.

Датчики Севастопольського метеокомплексу (температури, атмосферного тиску, температурного градієнта) фіксують дані на висоті 40 м.

На метеорологічному майданчику знаходяться: психрометричний будка, ожеледний верстат, опадомір Третьякова.

Вимірювання температури і вологості повітря на висоті 2 м проводилися в психрометричні будці за допомогою аспіраційного психрометра, максимального і мінімального термометрів. Розраховувалися характеристики вологості (пружність водяної пари, відносна вологість, недолік насичення, точка роси) по Психрометричним таблицям.

Кількість атмосферних опадів визначалося опадоміром Третьякової.

Висота сніжного покриву – снігомірними рейками.

Тиск вимірювався барометром-анероїдом "БАММ", проводилися розрахунки з приведення тиску до рівня моря і визначенню барометричної тенденції.

Проводиться візуальні спостереження за хмарністю (формою, висота, кількістю), ожеледно-ізморозевими явищами, атмосферної дальністю бачимості, атмосферний явищами. Проводився розрахунок категорій стійкості атмосфери методом Пасквілла.

Швидкість, напрямок и максимальний порив вітру визначали за допомогою анеморумбографа М63-МР, датчики якого розташовані на висоті 10 м.

5.2.1 Метеорологічні параметри в 2013 році

Середня температура повітря становила 12,3 °С. Максимальне значення (36,2°С) зафіксовано 26 червня. Мінімальне значення (мінус 10,4 °С) - 11 січня.

Середньорічна швидкість вітру склала 2,9 м/с. Розподіл середньомісячної і річної швидкості вітру за напрямками показані в таблиці 5.7. Повторюваність напрямків вітру і штилів представлені в таблиці 5.8. Переважним в 2013 році був вітер «східного» напрямку.

Річна кількість опадів становила 384,6 мм. Максимальна кількість опадів за місяць 69,6 мм випало в березні. Добовий максимум відзначений 13 липня, він склав 26,8 мм. Число днів з туманами в 2013 році - 30. Велика повторюваність і тривалість туманів наголошується в холодний період року. У 2013 році 1017 годин спостерігалися атмосферні опади (включаючи туман). Повторюваність опадів по швидкості і напрямку вітру показана в таблиці 5.9. Повторюваність категорій стійкості атмосфери за швидкістю і напрямком вітру представлені в таблиці 5.10. Переважною в 2013 році є нейтральна категорія стійкості атмосфери.

У 2013 році зафіксовано 20 днів з грозою. Середня тривалість гроз 70 хв. Максимальна тривалість грози зафіксована 14 червня – 4 години 20 хв.

У 2013 році зафіксовано 7 випадків ожеледно-ізморозових явищ.

За даними річного звіту можна зробити висновки:

- Зима тепла, малосніжна. За весь зимовий період стійкий сніговий покрив спостерігався 9, 10 і 16 січня. Максимальна висота снігового покриву становила 17 см. У січні спостерігалися часті відлиги. У лютому середньодобова температура опустилася нижче нуля три дні - 17,18 і 19 числа. Перша і друга декада грудня були помірно холодними, третя декада тепла. Число малохмарна і ясних днів склало 8. Цієї зими панували вітри східного спрямування;

- весна тепла. З 6 березня температура повітря поступово почала підвищуватися і 15 березня максимальна температура досягла 17 °С. 22 березня потужний циклон приніс різке похолодання. 23 березня температура за добу опустилася з 8,5 °С до мінус 5,8 °С, весь день йшов дощ, який 24 березня перейшов у сніг, порив вітру досяг 17 м/с, вночі спостерігалось обмерзання. З 30 березня температура повітря почалася підвищуватися і нижче нуля не опускалася. Квітень і травень теплі. Число малохмарна і ясних днів склало 31. Навесні переважав вітер східного спрямування;

- Літо помірно жарке, без різких коливань температур. Число малохмарна і ясних днів склало 58. Влітку панував вітер східного спрямування;

- Осінь помірно тепла. 28 листопада зафіксована негативна температура повітря. Число малохмарна і ясних днів склало 18. Восени переважали вітри південно-західного напрямку.

В цілому, для 2013 року характерна тепла зима і помірно спекотне літо. Переважним за рік відзначений вітер «східного» напрямку.

Таблиця 5.7 – Повторюваність напрямків вітру і штилів в %

Місяць	Пн	Пн ПнС	Пн С	СПн С	С	СПд С	ПдС	ПдП дС	Пд	ПдПдЗ	ПдЗ	ЗПдЗ	З	ЗПнЗ	Пн З	ПнП нЗ	шт.
грудень	4,2	1,5	3,0	1,9	5,7	6,8	3,4	2,6	4,5	10,6	15,9	14,0	6,4	7,9	4,2	7,6	8,6
січень	5,4	4,6	5,4	5,5	6,3	2,6	6,2	10,2	9,0	10,0	7,1	3,5	5,8	3,9	9,3	5,7	2,0
лютий	5,0	4,6	8,9	14,1	21,1	8,5	8,1	6,0	3,2	5,9	4,0	1,8	2,8	0,5	2,2	3,4	0,0
середнє	4,9	3,6	5,8	7,2	11,0	6,0	5,9	6,3	5,6	8,7	8,9	6,4	5,0	4,1	5,2	5,6	3,5
березень	2,9	3,7	7,0	6,0	10,6	6,2	9,6	5,4	4,8	7,0	5,1	3,6	8,9	6,6	9,7	3,2	4,1
квітень	10,0	8,9	9,6	10,7	9,2	4,4	2,6	1,9	7,4	8,5	5,2	7,4	3,0	3,3	4,1	4,1	5,3

травень	5,3	5,9	5,7	7,9	14,7	5,6	10,5	11,1	6,4	7,4	7,0	2,9	1,3	1,8	2,9	3,7	13,9
середнє	6,1	6,2	7,4	8,2	11,5	5,4	7,4	6,1	6,2	7,6	5,8	4,6	4,4	3,9	5,6	3,6	7,8
червень	8,1	8,5	10,5	11,6	16,3	2,3	3,5	2,7	3,5	2,3	7,0	3,5	4,7	3,9	7,0	4,7	11,5
липень	18,3	12,3	8,3	2,0	9,1	0,8	0,8	0,8	2,0	0,0	4,8	4,0	6,0	9,9	9,1	11,9	5,7
серпень	12,1	14,1	14,8	10,6	13,7	1,2	0,4	0,0	2,0	0,4	0,0	0,8	4,3	10,6	5,9	9,4	5,7
середнє	12,8	11,6	11,2	8,1	13,0	1,4	1,6	1,2	2,5	0,9	3,9	2,8	5,0	8,1	7,3	8,7	7,6
вересень	2,4	1,7	1,4	0,3	4,4	2,0	3,4	3,7	10,8	5,1	9,8	9,8	10,1	15,2	15,9	4,1	6,0
жовтень	17,6	8,4	8,0	4,4	4,8	1,6	5,2	6,0	5,6	10,8	12,0	6,4	0,8	1,2	3,2	4,0	13,8
листопад	5,8	4,6	1,9	3,5	10,4	10,0	5,0	10,8	8,1	8,5	7,3	5,8	2,3	6,2	5,0	5,0	3,0
середнє	8,6	4,9	3,8	2,7	6,5	4,5	4,5	6,8	8,2	8,1	9,7	7,3	4,4	7,5	8,0	4,4	7,6
середнє за рік	8,1	6,6	7,0	6,5	10,5	4,3	4,9	5,1	5,6	6,3	7,1	5,3	4,7	5,9	6,5	5,6	6,6

Таблиця 5.8 – Середньомісячна і річна швидкість вітру за напрямками, м/с

Місяць	Пн	ПнП нС	ПнС	СПн С	С	СПд С	ПдС	ПдП дС	Пд	ПдП дЗ	ПдЗ	ЗПдЗ	З	ЗПнЗ	ПнЗ	ПнП нЗ
грудень	4,4	2,1	2,4	3,2	2,8	2,6	2,7	2,3	2,9	2,8	2,7	3,7	3,5	4,3	3,9	5,5
січень	2,7	2,3	4,1	4,2	2,5	2,6	3,0	2,8	2,5	2,6	2,4	2,7	3,2	3,0	2,8	2,3
лютий	2,6	3,0	3,1	3,5	3,1	3,2	3,8	3,6	3,1	3,1	2,5	3,5	4,1	2,2	2,1	2,2
середнє	3,2	2,5	3,2	3,6	2,8	2,8	3,2	2,9	2,8	2,8	2,5	3,3	3,6	3,2	2,9	3,3
березень	2,2	2,5	3,2	2,8	2,7	3,9	4,2	3,8	4,3	4,7	3,0	3,9	5,5	5,7	3,9	3,7
квітень	3,7	3,0	3,0	3,6	3,1	2,6	3,0	2,4	2,7	3,4	3,2	3,0	4,0	2,5	3,9	2,8
травень	3,0	2,7	2,4	2,9	2,8	3,3	4,0	3,6	3,0	2,1	2,9	3,0	3,3	0,0	2,7	3,5
середнє	3,0	2,7	2,9	3,1	2,9	3,3	3,7	3,3	3,3	3,4	3,0	3,3	4,3	2,7	3,5	3,3
червень	3,1	2,7	2,5	2,9	2,4	2,8	2,3	2,0	2,7	2,7	3,5	3,3	2,5	3,8	2,6	3,3
липень	2,5	2,5	2,2	2,7	3,1	2,3	1,8	2,4	2,3	0,0	1,9	3,8	3,6	3,6	3,2	2,7
серпень	2,9	2,8	2,3	2,6	2,6	2,7	1,6	0,0	1,7	1,3	0,0	3,4	3,6	3,1	4,2	3,5
середнє	2,8	2,7	2,3	2,7	2,7	2,6	1,9	1,5	2,2	1,3	1,8	3,5	3,2	3,5	3,3	3,2
вересень	3,0	2,4	1,4	1,0	2,7	2,2	2,1	4,0	4,3	2,8	3,6	3,7	4,7	4,2	3,7	3,2
жовтень	3,7	4,9	3,9	3,6	2,2	1,9	1,9	2,3	2,4	2,5	2,5	2,1	2,5	2,1	3,6	3,0
листопад	2,5	2,8	2,4	3,0	2,8	3,1	3,4	3,6	3,4	3,3	3,5	3,6	4,3	4,2	3,2	3,3
середнє	3,1	3,4	2,6	2,5	2,6	2,4	2,5	3,3	3,4	2,9	3,2	3,1	3,8	3,5	3,5	3,2
середнє за рік	3,0	2,8	2,7	3,0	2,7	2,8	2,8	2,7	2,9	2,6	2,6	3,3	3,7	3,2	3,3	3,3

Таблиця 5.9 – Повторюваність опадів і швидкості вітру

Дощ

Загальна 5,586 %

	Пн	ПнПнС	ПнС	СПнС	С	СПдС	ПдС	ПдПдС	Пд	ПдПдЗ	ПдЗ	ЗПдЗ	З	ЗПнЗ	ПнЗ	ПнПнЗ
0<U<2	0,671	0,097	0,101	0,157	0,201	0,121	0,005	0,114	0,048	0,056	0,114	0,016	0,026	0,025	0,006	0,005
2<U<3	0,039	0,024	0,449	0,091	0,051	0,032	0,072	0,049	0,070	0,048	0,025	0,017	0,012	0,017	0,011	0,015
3<U<4	0,040	0,000	0,101	0,059	0,098	0,038	0,002	0,046	0,079	0,007	0,071	0,104	0,015	0,066	0,023	0,061
4<U<5	0,000	0,000	0,140	0,055	0,053	0,080	0,110	0,001	0,070	0,043	0,045	0,043	0,043	0,045	0,008	0,000
5<U<7	0,318	0,163	0,080	0,080	0,009	0,041	0,015	0,026	0,035	0,025	0,001	0,099	0,008	0,131	0,021	0,000
7<U<10	0,040	0,080	0,040	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,040	0,000	0,000	0,000
U<10	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
сума	1,108	0,364	0,911	0,443	0,412	0,312	0,206	0,236	0,301	0,179	0,257	0,279	0,143	0,285	0,068	0,081

Злива

Загальна 0,596 %

	Пн	ПнПнС	ПнС	СПнС	С	СПдС	ПдС	ПдПдС	Пд	ПдПдЗ	ПдЗ	ЗПдЗ	З	ЗПнЗ	ПнЗ	ПнПнЗ
0<U<2	0,000	0,000	0,000	0,000	0,003	0,000	0,000	0,000	0,207	0,010	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
2<U<3	0,000	0,007	0,000	0,000	0,003	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,005	0,000	0,000	0,000	0,002	0,000
3<U<4	0,000	0,005	0,000	0,000	0,000	0,004	0,000	0,000	0,000	0,000	0,003	0,002	0,000	0,004	0,000	0,000
4<U<5	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,318	0,006	0,000	0,000	0,004	0,000	0,004	0,000	0,000	0,000
5<U<7	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,006	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
7<U<10	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
U<10	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
сума	0,000	0,012	0,000	0,000	0,006	0,004	0,318	0,006	0,207	0,010	0,019	0,002	0,004	0,004	0,003	0,000

Злива з грозою

Загальна 0,600 %

	Пн	ПнПнС	ПнС	СПнС	С	СПдС	ПдС	ПдПдС	Пд	ПдПдЗ	ПдЗ	ЗПдЗ	З	ЗПнЗ	ПнЗ	ПнПнЗ
0<U<2	0,344	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
2<U<3	0,000	0,000	0,000	0,049	0,006	0,000	0,001	0,000	0,025	0,000	0,001	0,000	0,000	0,008	0,000	0,000
3<U<4	0,000	0,000	0,000	0,000	0,003	0,000	0,000	0,000	0,012	0,000	0,025	0,000	0,000	0,036	0,003	0,000
4<U<5	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,010	0,009	0,005	0,000	0,007	0,000	0,000	0,000
5<U<7	0,000	0,007	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,001	0,042	0,000	0,005	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
7<U<10	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
U<10	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
сума	0,344	0,007	0,000	0,049	0,010	0,000	0,001	0,001	0,090	0,009	0,036	0,000	0,007	0,043	0,003	0,000

Сніг

Загальна 1,558 %

	Пн	ПнПнС	ПнС	СПнС	С	СПдС	ПдС	ПдПдС	Пд	ПдПдЗ	ПдЗ	ЗПдЗ	З	ЗПнЗ	ПнЗ	ПнПнЗ
0<U<2	0,008	0,017	0,004	0,001	0,002	0,000	0,000	0,002	0,002	0,042	0,002	0,001	0,001	0,000	0,004	0,002
2<U<3	0,001	0,000	0,006	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,002	0,013	0,000	0,029	0,001	0,006	0,003
3<U<4	0,007	0,003	0,006	0,332	0,038	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,042	0,021	0,007	0,003
4<U<5	0,003	0,009	0,054	0,002	0,000	0,000	0,000	0,003	0,000	0,000	0,000	0,040	0,003	0,007	0,082	0,025
5<U<7	0,024	0,000	0,043	0,005	0,000	0,000	0,000	0,000	0,013	0,000	0,000	0,000	0,008	0,113	0,288	0,032
7<U<10	0,000	0,000	0,005	0,002	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,080	0,103	0,000	0,002
U>10	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
сума	0,043	0,030	0,118	0,342	0,041	0,000	0,001	0,005	0,015	0,043	0,015	0,041	0,163	0,245	0,387	0,068

Сніг з дощем

Загальна 0,501 %

	Пн	ПнПнС	ПнС	СПнС	С	СПдС	ПдС	ПдПдС	Пд	ПдПдЗ	ПдЗ	ЗПдЗ	З	ЗПнЗ	ПнЗ	ПнПнЗ
0<U<2	0,000	0,000	0,001	0,001	0,000	0,001	0,001	0,002	0,001	0,002	0,004	0,001	0,000	0,001	0,003	0,003
2<U<3	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,001	0,002	0,001	0,003	0,002	0,002	0,002
3<U<4	0,002	0,006	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,016	0,000	0,000	0,001
4<U<5	0,003	0,003	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,002	0,001	0,000	0,041	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
5<U<7	0,000	0,016	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,001	0,001	0,040	0,000	0,000	0,000	0,308	0,000	0,000
7<U<10	0,000	0,022	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
U>10	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
сума	0,005	0,047	0,001	0,001	0,000	0,001	0,001	0,006	0,003	0,043	0,047	0,002	0,020	0,312	0,006	0,006

Мряка

Загальна 0,935 %

	Пн	ПнПнС	ПнС	СПнС	С	СПдС	ПдС	ПдПдС	Пд	ПдПдЗ	ПдЗ	ЗПдЗ	З	ЗПнЗ	ПнЗ	ПнПнЗ
0<U<2	0,105	0,040	0,000	0,006	0,045	0,004	0,041	0,000	0,000	0,027	0,040	0,001	0,000	0,000	0,001	0,000
2<U<3	0,041	0,057	0,136	0,001	0,002	0,044	0,000	0,038	0,012	0,021	0,048	0,013	0,002	0,000	0,001	0,011
3<U<4	0,000	0,000	0,000	0,022	0,001	0,039	0,040	0,000	0,010	0,000	0,006	0,000	0,000	0,011	0,000	0,004
4<U<5	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,001	0,018	0,012	0,001	0,005	0,001	0,000	0,000	0,000	0,015	0,000
5<U<7	0,002	0,000	0,000	0,003	0,000	0,000	0,000	0,004	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,002	0,000	0,000
7<U<10	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
U>10	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
сума	0,148	0,098	0,137	0,033	0,047	0,087	0,100	0,055	0,022	0,052	0,095	0,014	0,002	0,013	0,016	0,016

Туман

Загальна 1,832 %

	Пн	ПнПнС	ПнС	СПнС	С	СПдС	ПдС	ПдПдС	Пд	ПдПдЗ	ПдЗ	ЗПдЗ	З	ЗПнЗ	ПнЗ	ПнПнЗ
0<U<2	0,115	0,007	0,006	0,060	0,048	0,003	0,119	0,082	0,004	0,184	0,132	0,009	0,000	0,000	0,002	0,005
2<U<3	0,001	0,002	0,000	0,041	0,183	0,021	0,094	0,027	0,000	0,094	0,159	0,058	0,000	0,000	0,020	0,000
3<U<4	0,000	0,000	0,000	0,080	0,063	0,042	0,035	0,000	0,001	0,002	0,001	0,061	0,001	0,009	0,000	0,000
4<U<5	0,000	0,000	0,000	0,000	0,018	0,000	0,013	0,027	0,000	0,000	0,001	0,001	0,001	0,000	0,000	0,000
5<U<7	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
7<U<10	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
U>10	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
сума	0,116	0,008	0,006	0,181	0,311	0,066	0,261	0,137	0,006	0,280	0,293	0,129	0,002	0,009	0,022	0,005

Таблиця 5.10 – Повторюваність категорій стійкості по швидкості і напрямку

Категорія стійкості А

Загальна 0,956 %

	Пн	ПнПнС	ПнС	СПнС	С	СПдС	ПдС	ПдПдС	Пд	ПдПдЗ	ПдЗ	ЗПдЗ	З	ЗПнЗ	ПнЗ	ПнПнЗ
0<=U<2	0,064	0,021	0,106	0,021	0,149	0,000	0,000	0,000	0,021	0,043	0,000	0,021	0,021	0,128	0,043	0,021
2<=U<3	0,021	0,043	0,043	0,021	0,064	0,021	0,000	0,000	0,021	0,000	0,000	0,000	0,021	0,000	0,021	0,021
3<=U<4	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
4<=U<5	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
5<=U<7	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
7<=U<10	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
10<=U	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000

Категорія стійкості В

Загальна 10,333 %

	Пн	ПнПнС	ПнС	СПнС	С	СПдС	ПдС	ПдПдС	Пд	ПдПдЗ	ПдЗ	ЗПдЗ	З	ЗПнЗ	ПнЗ	ПнПнЗ
0<=U<2	0,489	0,490	0,747	0,153	0,501	0,043	0,171	0,043	0,107	0,213	0,298	0,320	0,234	0,171	0,172	0,236
2<=U<3	0,106	0,255	0,510	0,479	0,871	0,149	0,048	0,000	0,021	0,000	0,127	0,085	0,109	0,171	0,064	0,276
3<=U<4	0,064	0,106	0,106	0,425	0,531	0,064	0,000	0,021	0,000	0,000	0,000	0,064	0,043	0,149	0,191	0,191
4<=U<5	0,064	0,042	0,021	0,021	0,064	0,000	0,000	0,000	0,000	0,016	0,000	0,085	0,106	0,170	0,106	0,021
5<=U<7	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
7<=U<10	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
10<=U	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000

Категорія стійкості С

Загальна 15,610 %

	Пн	ПнПнС	ПнС	СПнС	С	СПдС	ПдС	ПдПдС	Пд	ПдПдЗ	ПдЗ	ЗПдЗ	З	ЗПнЗ	ПнЗ	ПнПнЗ
0<=U<2	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
2<=U<3	0,808	0,172	0,429	0,426	1,106	0,255	0,171	0,044	0,087	0,219	0,343	0,129	0,170	0,170	0,088	0,256
3<=U<4	0,621	0,492	0,283	0,653	1,073	0,191	0,128	0,107	0,215	0,130	0,088	0,490	0,344	0,532	0,789	0,489
4<=U<5	0,446	0,255	0,150	0,285	0,207	0,128	0,090	0,130	0,212	0,150	0,219	0,246	0,276	0,382	0,191	0,361
5<=U<7	0,021	0,043	0,000	0,021	0,000	0,000	0,021	0,000	0,043	0,064	0,000	0,043	0,000	0,043	0,021	0,064
7<=U<10	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
10<=U	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000

Категорія стійкості D

Загальна 44,823 %

	Пн	ПнПнС	ПнС	СПнС	С	СПдС	ПдС	ПдПдС	Пд	ПдПдЗ	ПдЗ	ЗПдЗ	З	ЗПнЗ	ПнЗ	ПнПнЗ
0<=U<2	0,574	0,277	0,358	0,404	0,945	0,314	0,363	0,617	0,964	0,620	0,666	0,557	0,091	0,091	0,277	0,242
2<=U<3	0,529	0,716	0,683	0,689	0,817	0,637	0,734	0,537	0,801	0,749	0,929	0,555	0,429	0,512	0,524	0,347
3<=U<4	0,654	0,141	0,529	0,783	1,292	0,392	0,186	0,545	0,553	0,829	1,038	0,722	0,623	0,591	0,790	0,370
4<=U<5	0,516	0,387	0,407	0,194	0,411	0,144	0,828	0,607	0,346	0,262	0,364	0,555	0,269	0,666	0,563	0,174
5<=U<7	1,148	0,460	0,220	0,223	0,141	0,135	0,287	0,275	0,472	0,540	0,598	0,756	0,857	1,638	1,309	0,545
7<=U<10	0,085	0,000	0,001	0,001	0,000	0,001	0,046	0,000	0,042	0,042	0,000	0,044	0,299	0,128	0,128	0,125
10<=U	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000

Категорія стійкості E

Загальна 15,069 %

	Пн	ПнПнС	ПнС	СПнС	С	СПдС	ПдС	ПдПдС	Пд	ПдПдЗ	ПдЗ	ЗПдЗ	З	ЗПнЗ	ПнЗ	ПнПнЗ
0<=U<2	0,091	0,174	0,005	0,174	0,209	0,093	0,092	0,047	0,005	0,122	0,139	0,007	0,044	0,001	0,008	0,047
2<=U<3	0,216	0,188	0,999	0,227	0,177	0,238	0,045	0,098	0,251	0,013	0,321	0,185	0,100	0,091	0,136	0,188
3<=U<4	0,349	0,349	0,430	0,839	0,234	0,397	0,216	0,202	0,278	0,134	0,318	0,258	0,161	0,358	0,350	0,411
4<=U<5	0,135	0,055	0,300	0,137	0,050	0,177	0,383	0,111	0,218	0,061	0,273	0,225	0,045	0,276	0,342	0,341
5<=U<7	0,424	0,134	0,096	0,091	0,000	0,043	0,051	0,046	0,142	0,043	0,006	0,097	0,000	0,244	0,000	0,028
7<=U<10	0,043	0,085	0,048	0,002	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,170	0,127	0,000	0,002

10<=U	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------	-------

Категорія стійкості F

Загальна 13,209 %

	Пн	ПнПнС	ПнС	СПнС	С	СПдС	ПдС	ПдПдС	Пд	ПдПдЗ	ПдЗ	ЗПдЗ	З	ЗПнЗ	ПнЗ	ПнПнЗ
0<=U<2	1,108	0,767	0,639	0,214	0,342	0,255	0,301	0,434	0,431	0,475	0,846	0,425	0,171	0,170	0,256	0,385
2<=U<3	0,982	0,510	0,683	0,220	0,342	0,128	0,301	0,260	0,510	0,300	0,618	0,284	0,043	0,086	0,300	0,385
3<=U<4	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
4<=U<5	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
5<=U<7	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,037	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
7<=U<10	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
10<=U	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000

A - гранично нестійка

B - помірно нестійка

C - злегка нестійка

D - нейтральна

E - злегка стійка

F - помірно стійка

5.3 PC COSYMA

Для моделювання розповсюдження радіоактивних речовин у атмосферному повітрі і формування доз опромінення, обумовлених викидами за умов аварійних ситуацій, використовувався програмний комплекс PC COSYMA, розроблений у National Radiological Protection Board (національний комітет з радіаційного захисту, Англія). У зв'язку із виходом публікації № 103 Міжнародної комісії з радіаційного захисту, у якій переглянуті деякі принципи оцінки наслідків опромінення у порівнянні з попередніми публікаціями № 60 і № 72, на яких базується використовуваний програмний комплекс та прийняті в Україні нормативні документи НРБУ-97 и ОСПОРБУ, то в цій роботі використані два підходи в оцінці ефективних доз опромінення. В подальшому при порівнянні розрахованих величин з прийнятими в Україні нормативами використовується той із підходів, для якого дози мають більш значення. Тим самим, зберігається консервативність оцінок.

PC COSYMA (Code System for MARIA) – це пакт програм для моделювання наслідків аварійних викидів радіоактивних речовин у атмосферне повітря. PC COSYMA була розроблена сумісно Національною комісією з радіаційного захисту (Великобританія) і Forschungszentrum Karlsruhe (Німеччина) як частина проекту MARIA (Methods for Accidental Radiation Impact Assessment) Європейської Комісії для ЄС.

Опис програмного комплексу PC COSYMA та його окремих модулів наведені у роботі [15].

Система дозволяє оцінити наступні параметри і наслідки:

- інтегральну об'ємну активність радіонуклідів у приземному шарі повітря і активність, що була осаджена на поверхню ґрунту у певних точках місцевості;

- очікувані індивідуальні і колективні дози за обрані періоди часу;

- кількість людей, охоплених контрзаходами (укриття, евакуація, роздавання пігулок зі стабільним йодом, переселення, дезактивація, обмеження використання с/г продукції) и площа території, на якій застосовуються контрзаходи;

- кількість забороненої для використання сільськогосподарської продукції;

- кількість латентних і не латентних захворювань;

- економічну вартість проведення контрзаходів і лікування.

Система може використовуватись для детерміністичних і вірогідних оцінок. Детерміністичні оцінки дають можливість розраховувати наслідки для одного завданого користувачем набору метеорологічних умов, а вірогідні – приймають до уваги ймовірний розбіг метеоумов, які можуть бути під час аварії.

Моделювання транспорту домішок у атмосфері виконується у модулі MUSEMET. В цьому модулі використовується модель сегментованої Гауссової плями, яка враховує погодинні зміни швидкості і напрямку вітру, категорії стабільності атмосфери і кількості опадів, що впливають на викинуті речовини. Модель припускає, що метеоумови в усьому регіоні, що підпадає під вплив, однакові. Погодинні зміни метеоумов враховуються тільки при вірогідній оцінці. При детерміністичній оцінці приймається, що метеоумови (швидкість і напрямок вітру, категорія стабільності атмосфери і кількість опадів) не змінюються в плин всього періоду, що обчислюється. MUSEMET використовує висоту шару атмосфери, що переміщується, горизонтальні і вертикальні дисперсійні коефіцієнти, які є функціями стабільності атмосфери. Дисперсійні коефіцієнти мають дві величини параметрів – для гладких (с/г регіони) и нерівних (міста) поверхонь.

Програма моніторингу и керування впливом на довкілля

Програма моніторингу має два великі розділи:

- контроль стану захисних бар'єрів;
- контроль впливу АЕС на населення і навколишнє середовище.

6.1 Моніторинг стану захисних бар'єрів

6.1.1 Контроль теплоносія першого контуру

Контроль герметичності першого і другого захисного бар'єрів на ЗАЕС виконуються у відповідності з «Регламентом радиационного контролю при эксплуатации объектов ОП ЗАЭС» 00.РБ.ХQ.Pr.01.А за допомогою відбору проб і їх гамма-спектрометричного аналізування за наступними параметрами:

- питома активність радіонуклідів йоду у теплоносії першого контуру;
- ізотопний склад і питома активність радіонуклідів у теплоносії першого контуру.

«Технологическим регламентом безопасной эксплуатации энергоблоков Запорожской АЭС» (ТРБЭ) встановлені наступні ліміти:

- ліміт безпечної експлуатації пошкодження твелів – 1 % твелів за рахунок виникнення мікропошкоджень з дефектами типу газової нещільності оболонки і 0,1 % твелів з прямим контактом ядерного палива з теплоносієм;
- експлуатаційний ліміт пошкодження твелів – 0,2 % твелів за рахунок виникнення мікропошкоджень з дефектами типу газової нещільності оболонки і 0,02 % твелів з прямим контактом ядерного палива з теплоносієм.

6.1.2 Контроль концентрації радіонуклідів йоду в теплоносії першого контуру

Контролюється концентрація питомої активності радіонуклідів йоду в теплоносії 1-го контуру на енергоблоках ВП ЗАЕС.

6.1.3 Середньомісячна питома активність реперних радіонуклідів

Ізотопний склад теплоносія 1-го контуру включає радіоактивні продукти поділу, радіоактивні продукти корозії і власну радіоактивність. Контролюються наступні радіонукліди: ^{134}Cs ; ^{137}Cs ; ^{60}Co ; ^{58}Co ; ^{54}Mn ; ^{59}Fe .

6.1.4 Показник умовного виходу теплоносія першого контуру до атмосфери

Показник умовного виходу теплоносія до атмосфери контролюється по відношенню середньої питомої активності ^{131}I у воді першого контуру реактору до величини викиду цього радіонукліду до атмосфери.

6.1.5 Контроль технологічних середовищ АЕС

Контроль герметичності третього захисного бар'єру на ЗАЕС виконується у відповідності з «Регламентом радиационного контролю при експлуатації об'єктів ОП ЗАЭС» 00.РБ.ХQ.Рг.01.А за допомогою відбору проб і їх аналізування за наступними параметрами:

- питома активність технічної води у системі відповідальних користувачів;
- питома активність води промконтуру;
- питома активність продувочної води парогенераторів.

6.1.6 Контроль ефективності роботи систем вентиляції, спецгазоочищення (СГО) і спецводоочищення (СВО) ВП ЗАЕС

Вентиляційні системи контролюються за витратою повітря.

Контроль ефективності роботи фільтрів систем вентиляції TL-21,22,23,28 енергоблоків 1-6 і TL-52,53,54,57 СК-1, СК-2 здійснювалась за допомогою безупинного дистанційного контролю об'ємної активності ІРГ, радіоактивних аерозолів і йоду по каналах АСРК «Вулкан» енергоблоків №№ 1–4 і по каналах ЦИИСРК АКРБ-03 блоків №№ 5–6, СК-1,2 та лабораторним методом до і після фільтрів, у відповідності з «Регламентом радиационного контролю при експлуатації об'єктів ОП «Запорожская АЭС» 00.РБ.ХQ.Рг.01.А.

Контроль ефективності системи СГО енергоблоків №№ 1–6 ВП ЗАЕС здійснюється за допомогою дистанційного контролю об'ємної активності ІРГ по каналах АСРК «Вулкан» енергоблоків №№ 1–4 і по каналах ЦИИСРК АКРБ-03 блоків №№ 5 і 6, до і після фільтрів СГО.

Контроль ефективності системи СВО-1 и 2 ВП ЗАЕС виконується за допомогою безперервного дистанційного контролю об'ємної активності води по каналах ЦИИСРК АКРБ-03 до і після фільтрів СВО.

6.2 Моніторинг впливу АЕС на населення і навколишнє середовище

Надвелика програма моніторингу включає наступні позиції:

- 1) встановлення контрольних, адміністративно-технологічних і допустимих рівнів викидів і скидів радіоактивних речовин;
- 2) контроль газо-аерозольних викидів у атмосферу:
 - a) контроль викидів радіонуклідів добового контролю;
 - b) контроль викидів радіонуклідів місячного контролю;
 - c) аналіз стану викидів у порівнянні з контрольними рівнями;
 - d) аналіз стану викидів у порівнянні з адміністративно-технологічними рівнями;
 - e) аналіз стану викидів у порівнянні з допустимим рівнем;
- 3) контроль скидів радіонуклідів до пруда-охолоджувача:
 - a) контроль характеристики скидних вод ЗАЕС;
 - b) контроль стану скидів у порівнянні з контрольними рівнями;
 - c) контроль стану скидів у порівнянні з адміністративно-технологічними рівнями;
 - d) контроль стану скидів у порівнянні з допустимим рівнем;
- 4) контроль радіоактивних речовин в об'єктах навколишнього середовища:
 - a) атмосферне повітря;
 - b) атмосферні опади;
 - c) ґрунт;

- d) рослинність;
 - e) сільськогосподарська продукція;
 - f) водні об'єкти;
- 5) моніторинг потужності дози:
- a) потужність дози гамма-випромінювання на місцевості;
 - b) річна доза гамма-випромінювання по периметру проммайданчика ЗАЕС;
 - c) річна доза гамма-випромінювання на місцевості;
 - d) безперервний контроль потужності дози гамма-випромінювання, що здійснюється інформаційно-вимірювальною системою «Кільце» 86;
- б) контроль метеорологічних параметрів;
- 7) формування доз опромінення населення від викидів і скидів:
- a) річна доза опромінення від газо-аерозольних викидів у атмосферу;
 - b) річна доза опромінення від рідких скидів радіоактивних речовин;
 - c) аналіз доз опромінення критичної групи населення у порівнянні з допустимим рівнем.

6.3 Керування впливом на довкілля

Стратегія керування впливом на НС реалізується на п'яти рівнях [10].

Рівень 1. Запобігання порушень нормальної експлуатації.

Основними засобами досягнення вказаної цілі є:

- ~ вибір майданчика для розташування АЕС у відповідності з вимогами нормативних документів;
- ~ розробка проекту на основі консервативного підходу з максимальним використанням властивостей внутрішньої самозахисності РУ;
- ~ забезпечення необхідної якості конструкцій, систем і елементів АС, робіт по її будівництву, експлуатації і модернізації;

- наявність автоматичних технічних засобів, що запобігають порушенням умов нормальної експлуатації;
- експлуатація енергоблоку у відповідності з вимогами нормативних документів, технологічних регламентів безпечної експлуатації і інструкцій з експлуатації;
- підтримка в працездатному стані конструкцій, систем і елементів, важливих для безпеки, шляхом своєчасного виявлення дефектів і прийняття профілактичних заходів проти їх виникнення, заміни обладнання, що вичерпало свій ресурс, організації ефективно працюючої системи контролю конструкцій, систем і елементів, їх технічного обслуговування, ремонту і модернізації, документування результатів вказаних робіт;
- підбір, підготування персоналу і забезпечення необхідного рівня його кваліфікації;
- формування і розвиток культури безпеки.

Рівень 2. Забезпечення безпеки при порушеннях нормальної експлуатації і запобігання аварійним ситуаціям.

Основними засобами досягнення вказаної цілі є:

- своєчасне виявлення і виправлення відхилень від нормальної експлуатації;
- наявність автоматично діючого захисту і блокування, які перешкоджають перетворенню порушень нормальної експлуатації в аварійні ситуації;
- дії персоналу у відповідності з вимогами інструкцій і технологічних регламентів безпечної експлуатації, постійне їх поліпшення з урахуванням накопленого хисту і нових науково-технічних даних;

- тренування персоналу по діях в разі порушень нормальної експлуатації.

Рівень 3. Запобігання і ліквідація аварій.

Основними засобами досягнення вказаної цілі є:

- наявність систем безпеки (захисних, локалізуючих, забезпечуючих і керуючих), які призначені для запобігання аварійним ситуаціям і проектним аваріям, ліквідації їх наслідків і перешкодження перетворенню у запроектні аварії;
- використання систем нормальної експлуатації для запобігання аварійним ситуаціям і проектним аваріям, а також для обмеження їх наслідків;
- наявність та використання інструкцій по ліквідації аварій і дії персоналу у відповідності з їх вимогами;
- тренування персоналу на повномасштабних тренажерах по діях в разі аварій.

Рівень 4. Керування запроектними аваріями.

Основними засобами досягнення вказаної цілі є:

- використання систем нормальної експлуатації і систем безпеки для запобігання розвитку запроектних аварій, обмеження їх наслідків, а також для повернення РУ в контрольований стан;
- наявність і використання інструкцій по керуванню запроектними аваріями, спрямованих на припинення ланцюгової реакції поділу, ефективне охолодження ядерного палива і утримання радіоактивних речовин у встановлених межах, а також обмеження наслідків тяжких аварій, включаючи захист герметичного огороження від руйнування;

- наявність і використання інструкцій по керуванню важкими аваріями, спрямованих на запобігання виходу розплаву активної зони з корпусу реактору і порушення цілісності герметичного огороження, обмеження радіаційного впливу на персонал, населення і навколишнє природне середовище, а також на створення умов для своєчасної реалізації планів з захисту персоналу і населення;
- дії персоналу у відповідності з вимогами інструкцій з керування запроектованими аваріями;
- тренування персоналу по керуванню запроектованими аваріями.

Рівень 5. Аварійна готовність і реагування.

На цьому рівні забезпечені:

- встановлення навколо АЕС санітарно-захисної зони і зони спостереження;
- наявність аварійних планів, планів аварійного реагування, ефективність і готовність до реалізації яких повинна періодично перевірятись бід час протиаварійних тренувань і навчань;
- спорудження протирадіаційних сховищ і кризових центрів.

ВИСНОВКИ

Радіаційний вплив газо-аерозольних викидів ЗАЕС при нормальній експлуатації значно менший за встановлені дозові ліміти для населення в суміжних країнах (це обмеження для різних країн знаходиться у діапазоні 0,2–0,3 мЗв/рік). Вже на кордоні найближчої країни – Росії, а також найближчих Європейських держав значення річної індивідуальної ефективної дози не перевищує величину 3,3 нЗв/рік ($3,3 \cdot 10^{-6}$ мЗв/рік).

Основним критерієм обмеження опромінення населення у Європі за рахунок техногенних джерел є ліміт індивідуальної ефективної дози (за всіма шляхами опромінення), який встановлено на рівні 1 мЗв/рік. Проведена оцінка показала, що при жодній з розглянутих аварій на кордоні найближчих Європейських держав і Росії очікувана сумарна ефективна доза за 50 років не перевищить величини 18 мкЗв.

За нормальних умов роботи ЗАЕС, а також при виникненні аварій, вплив на навколишнє середовище в транскордонному контексті, тобто на території суміжних країн, не виникає, тому що нормативні вимоги по забрудненню повітряного середовища і дозові обмеження для населення не перевищуються і вже на відстані 200 км від ЗАЕС знаходяться на рівні значно меншому за ліміти.

Вплив газоаерозольних викидів хімічних забруднюючих речовини при умовах нормальної експлуатації та при аваріях на навколишнє середовище у транскордонному контексті, тобто на території суміжних держав (найближче – Росія, 250км), не відбувається. Згідно з аналізу документів, у яких обґрунтовуються обсяги викидів [16÷29], основний обсяг викидів хімічних забруднюючих речовин ВП ЗАЕС генерується від джерел проммайданчика № 1. Хімічний вплив газоаерозольних викидів, при умовах нормальної експлуатації, не перевищує нормативні вимоги по забрудненню повітряного середовища вже на території України. Максимальний вклад в забруднення навколишнього середовища, що відбувається від проммайданчика № 1 ЗАЕС не перевищує нормативних показників і вже на відстані 100 м (нормативна

санітарно-захисна зона виробничого проммайданчика № 1 за хімічним фактором згідно з ДСП 173-96 [30]), становить 0,56 часток ГДКм.р. [16], що менше гранично допустимих значень (в 1,8 разів). Зона хімічного впливу проммайданчика №1 ЗАЕС складає 2 км [16], сумарна концентрація забруднюючих речовин від усієї сукупності джерел викидів проммайданчика №1, в атмосферному повітрі за межами цієї зони не перевищує 0,05ГДКм.р.[31], що в 20 разів менше гранично допустимих значень.

Таким чином, значний транскордонний вплив планованої діяльності відсутній і, згідно Конвенції про оцінку впливу на навколишнє середовище у транскордонному контексті, відсутня постраждала сторона. Для виконання п. 8 Статті 3 Конвенції про забезпечення суспільства інформацією достатньо розмістити матеріали про оцінку впливу планованої діяльності на навколишнє середовище у транскордонному контексті на загальнодоступних ресурсах у Інтернеті, наприклад, на сайтах зацікавлених державних органів: Мінприроди і Міненерговугілля.

ПЕРЕЛІК ВИКОРИСТАНИХ ДЖЕРЕЛ

1. ЕЖЕГОДНЫЙ ОТЧЕТ. Состояние радиационной безопасности и радиационной защиты на Запорожской атомной электростанции в 2011 году. ОП «Запорожская АЭС». 2012, 122 с.
2. ЕЖЕГОДНЫЙ ОТЧЕТ. Состояние радиационной безопасности и радиационной защиты на Запорожской атомной электростанции в 2012 году. ОП «Запорожская АЭС». 2013, 139 с.
3. ЕЖЕГОДНЫЙ ОТЧЕТ. Состояние радиационной безопасности и радиационной защиты на Запорожской атомной электростанции в 2013 году. ОП «Запорожская АЭС». 2014, 142 с.
4. Порядок установления допустимых уровней сбросов и выбросов АЭС Украины (радиационно-гигиенические регламенты I группы). Методические указания. Киев, 2002, 57 с.
5. Н.С.Бабаев, В.Ф.Демин, Л.А.Ильин и др. Ядерная энергетика, человек и окружающая среда. М., Энергоатомиздат, 1984, 312 с.
6. Г.Д. Коваленко. Радиоэкология Украины: Монография. – 3-е изд., перераб. и доп. – Х.:ИД «Инжэк», 2013. – 344 с.
7. Нормы радиационной безопасности Украины (НРБУ-97). Государственные гигиенические нормативы. – Киев: 1998. – 134 с.
8. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы СанПин 2.6.1.24-03 "Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций", Министерство Здравоохранения Российской Федерации. М, 2003, 36 с.
9. Sources and effects of ionizing radiation. UNSCEAR, UN, N.Y., 1993, 922 pp.
10. Общие положения безопасности атомных станций. НП 306.2.141-2008. Киев. 2008, 62 с.
11. PC-CREAM 97. Installing and Using the PC System for Assessing the Radiological Impact of Routine Releases / A. Mayall, T. Cabianna, C. Attwood et al. - NRPB, 1997. - 172 p.

12. Radiation Protection. ICRP Publication 60. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection (ICRP). - N.Y.: Pergamon Press, 1991. - 197 p
13. *ICRP72* International Commission on Radiological Protection, "Age Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides, Part 5. Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients" ICRP Publication 72, Pergamon Press, Oxford, 1996.
14. Simmonds J.R., Lawson G., Mayall A. Methodology for assessing the radiological consequences of routine releases of radionuclides to the environment. Radiation Protection. - NRPB, 1995. - 353 p.
15. J. A. Jones, P. A. Mansfield, S. M. Haywood et al. PC COSYMA (Version 2): An accident consequence assessment package for use on a PC. – Luxemborg: Office for Official Publications of the European Communities, 1996. – 59 pp.
16. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика № 1 ВП "Запорізька АЕС" ДП НАЕК "Енергоатом".
17. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика № 2 ВП "Запорізька АЕС" ДП НАЕК "Енергоатом".
18. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика № 3 ВП "Запорізька АЕС" ДП НАЕК "Енергоатом".
19. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика № 4 ВП "Запорізька АЕС" ДП НАЕК "Енергоатом".

20. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика № 5 ВП "Запорізька АЕС" ДП НАЕК "Енергоатом".
21. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика № 6 ВП "Запорізька АЕС" ДП НАЕК "Енергоатом".
22. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика № 7 ВП "Запорізька АЕС" ДП НАЕК "Енергоатом".
23. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика № 8 ВП "Запорізька АЕС" ДП НАЕК "Енергоатом".
24. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика № 9 ВП "Запорізька АЕС" ДП НАЕК "Енергоатом".
25. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика № 10 ВП "Запорізька АЕС" ДП НАЕК "Енергоатом".
26. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика № 11 ВП "Запорізька АЕС" ДП НАЕК "Енергоатом".
27. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря

- стаціонарними джерелами для проммайданчика № 12 ВП "Запорізька АЕС" ДП НАЕК "Енергоатом".
28. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика № 13 ВП "Запорізька АЕС" ДП НАЕК "Енергоатом".
29. Документи, у якому обґрунтовуються обсяги викидів, для отримання дозволів на викиди забруднюючих речовин в атмосферне повітря стаціонарними джерелами для проммайданчика № 14 ВП "Запорізька АЕС" ДП НАЕК "Енергоатом".
30. ДСП 173-96 "Державні санітарні правила планування та забудови населених пунктів".
31. ОНД-86. "Методика расчета концентрации в атмосферном воздухе вредных веществ, содержащихся в выбросах предприятий". Ленинград, Госкомгидромет, 1987 г.

НАСТОЯЩАЯ КНИГА ОТПЕЧАТАНА В 4 ЭКЗЕМПЛЯРАХ

Всего листов - 73

Руководитель группы оформления
и выдачи документации



А.А. Косенков