

МІНІСТЕРСТВО ОСВІТИ І НАУКИ УКРАЇНИ
ОДЕСЬКИЙ ДЕРЖАВНИЙ ЕКОЛОГІЧНИЙ УНІВЕРСИТЕТ

О.І. ГЕРАСИМОВ, В.В. КУРЯТНИКОВ, Л.С. КУДАШКІНА,
А.Я. СПІВАК, А.М. КІЛЬЯН

МЕТОДИ ОРГАНІЗАЦІЇ РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ

Навчальний посібник

Одеса
Одеський державний екологічний університет
2022

УДК 531
М 54

**Герасимов О.І., Курятников В.В., Кудашкіна Л.С., Співак А.Я.,
Кільян А.М.**

М 54 Методи організації радіаційної безпеки: навчальний посібник. Одеса :
Одеський державний екологічний університет, 2022. 183 с.

ISBN 978-966-186-213-4

Матеріал посібника відповідає програмі проведення курсів з радіаційної безпеки Інституту післядипломної освіти ОДЕКУ і спрямований на формування уявлень про технології захисту елементів навколишнього середовища і перше за все-людини від шкідливого впливу іонізуючого (радіоактивного) випромінювання. Питання, які розглядаються створюють теоретичне підґрунтя та формують практичні навички у поводженні із радіаційним випромінюванням та професійні компетенції у параметризації джерел загрози, їх властивостей та організації системи захисту. Матеріал посібника спрямовано на методичне забезпечення та фахове озброєння фахівців, які за професійною потребою мають бути підготовані до практичних умов функціонування в умовах потенційного радіаційного опромінення.

УДК 531

Рецензенти :

професор Одеського національного університету ім. І.І. Мечникова, доктор фізико-
математичних наук **Калінчак В.В.**

професор Одеського державного екологічного університету, завідувач кафедри хімії
навколишнього середовища, доктор технічних наук **Софронков О.Н.**

*Затверджено вченою радою Одеського державного екологічного університету
Міністерства освіти і науки України як навчальний посібник для здобувачів вищої
освіти за спеціальністю «Технології захисту навколишнього середовища»
(протокол №6 від 30.06. 2022 р.)*

ISBN 978-966-186-213-4

© О.І. Герасимов, 2022
© Одеський державний екологічний університет, 2022

ЗМІСТ

ПЕРЕДМОВА.....	5
1 Фізичні основи радіаційного захисту.....	8
1.1 Радіоактивність. Іонізуючі випромінювання (ІВ). Види ІВ.....	8
1.2 Взаємодія ІВ з речовиною. Вплив ІВ на біологічні об'єкти. Захист від іонізуючих випромінювань.....	20
1.3 Дози ІВ. Потужність доз ІВ. Ліміти доз та допустимі рівні опроміювання.....	28
1.4 Радіаційний контроль та його види. Радіаційний моніторинг.....	33
1.5 Джерела ІВ природні та техногенні.....	38
1.6 Атомна енергетика та її вплив на довкілля.....	45
1.6.1 Вплив атомної енергетики на здоров'я людини.....	45
1.6.2 Негативні сторони ядерної енергетики.....	59
2 Норми, стандарти та принципи радіаційної безпеки.....	64
2.1 Основні радіаційно-гігієнічні регламентовані величини, ліміти доз та допустимі рівні.....	64
2.2 Основні принципи, вимоги і шляхи забезпечення радіаційної безпеки....	77
2.3 Міжнародні та українські законодавчі акти з радіаційної безпеки. Норми радіаційної безпеки та основні санітарні правила України (НРБУ-97 та ОСПУ-97).....	80
2.4 Організаційне убезпечення територій, промислових об'єктів, персоналу і населення. Організація радіаційної безпеки на АЕС.....	86
2.5 Захист населення від іонізуючого випромінювання.....	89
2.5.1 Хімічний та біологічний типи захисту населення від іонізуючого випромінювання.....	91
2.5.2 Дезактивація. Способи очищення води та повітря. Дезактивація ґрунту.....	93
3 Вимоги радіаційної безпеки в разі виникнення радіаційних надзвичайних ситуацій.....	94
3.1 Управлінські рішення та організаційні заходи щодо забезпечення радіаційної безпеки при аваріях.....	94
3.2 Норми та правила поведінки з радіоактивними відходами.....	97
3.3 Екологічні ризики ядерного паливного циклу.....	100
3.4 Регулювання у сфері використання ядерних технологій.....	103
3.5 Схов, переробка та утилізація джерел іонізуючого випромінювання.....	111
3.5.1 Накопичення РАВ.....	111

3.5.2 Утилізація РАВ.....	113
3.6 Державний митний контроль на кордонах і радіаційний аналіз.....	119
4 Практичні та лабораторні роботи.....	128
4.1 Розрахунки радіації. Розрахункові роботи.....	128
4.1.1 Розрахунки радіоактивності та доз радіації.....	128
4.1.2 Розрахунки товщини захисних екранів від іонізуючих випромінювань	133
4.2 Методи та засоби реєстрації іонізуючого випромінювання. Лабораторні роботи.....	136
4.2.1 Лабораторна робота № 1. Вивчення роботи лічильника Гейгера-Мюллера.....	136
4.2.2 Лабораторна робота № 2. Дослідження властивостей сцинтиляційних лічильників СРП-68-01.....	143
4.2.3 Лабораторна робота № 3. Радіометр-дозиметр гамма-бета випромінювань «ТЕРРА».....	148
4.2.4 Лабораторна робота № 4. Вимірювання активності бета-радіометром РУБ-01П.....	152
4.2.5 Лабораторна робота № 5. Вимірювання доз радіометром-дозиметром гамма-бета випромінювань РКС-01 «СТОРА».....	155
4.2.6 Лабораторна робота № 6. Визначення пробігу бета-частинок.....	157
4.2.7 Лабораторна робота № 7. ГАММАЛАБ. Програмний комплекс для емуляції апаратурних гамма-спектрів в реальному часі.....	169
ВИКОРИСТАНІ ДЖЕРЕЛА.....	179
ПРЕДМЕТНИЙ ПОКАЖЧИК	182

ПЕРЕДМОВА

Радіація (від латинського слова *radio* – випромінюваю) є різноманітними випромінюваннями, що поширюються від будь-якого тіла. Явлення цих випромінювань виникли задовго до того, як Землі виникла жива матерія. Іонізуючим називається випромінювання, взаємодія якого із середовищем призводить до утворення іонів різних знаків. Для характеристики можна використовувати термін «іонізуюча радіація». Вона є частиною загального поняття радіація, що включає випромінювання електромагнітні, теплові, ультрафіолетові, інфрачервоні. Сьогодні особливе занепокоєння становлять іонізуючі випромінювання, широко застосовуються у промисловості, енергетиці, медицині. При цьому необхідно зазначити, що іонізуючі випромінювання є одночасно другом та смертельним ворогом людини. Це вимагає від кожного серйозних знань про джерела небезпеки іонізуючої радіації, методи захисту від її впливу.

Аварії на Чорнобильській та Фукусімі АЕС змусили серйозно переглянути застарілі погляди на проблему радіаційної безпеки та насамперед безпеки іонізуючих випромінювань. Саме тому важливо, щоб фахівці не тільки з вищою освітою, а й з усіх галузей промисловості (особливо ядерно-енергетичного сектору) та сільського господарства країни мали чітке уявлення про ступінь радіаційної небезпеки іонізуючих, електромагнітних, ультрафіолетових випромінювань, яким можуть зазнавати люди.

Однією з базових ідей цього навчального посібника є сприяння усвідомленню, що радіації не треба боятися. Радіофобія, впливаючи серйозно на психіку людей, ускладнює перебіг захворювань, спричинених впливом іонізуючих випромінювань. Тому основним методом захисту від її впливу є знання характеристик різних видів випромінювань, дбайливе ставлення до них.

Програма післядипломної освіти за темою «Радіаційна безпека» на базі напряму «Виробництво та технології» за спеціальністю Технології захисту навколишнього середовища (183) націлена на підготовку кваліфікованих фахівців широкого профілю. Дана спеціальність спирається на елементи прикладної ядерної фізики і включає сукупність засобів і методів аналізу радіаційних полів джерел ядерний-технічних установок, вивчення дії випромінювань на людину, навколишнє середовище, біологічні об'єкти і техногенну продукцію, а також розробку

заходів запобігання несприятливим радіаційним діям на людину і зовнішнє середовище. По цій спеціальності Одеський Державний екологічний університет вже багато років готує інженерів-екологів, здатних успішно працювати як в галузі захисту і дозиметрії іонізуючих випромінювань, так і в області радіоекології, моделювання діагностики та прогнозування а також застосування іонізуючої радіації в терапевтичних цілях і інших областях.

Випускники, які проходять підготовку за фахом «Радіаційна безпека» отримують знання:

- про біологічну дію іонізуючих випромінювань на людину і інші живі об'єкти, генетичні і соматичні наслідки опромінювання, проблему малих доз і медичні аспекти поразки великими дозами;
- властивості і характеристики іонізуючих випромінювань;
- математичні методи опису полів іонізуючих випромінювань в середовищах;
- інженерні методи розрахунку захисту від різних видів іонізуючого випромінювання;
- теоретичні основи дозиметрії і мікро дозиметрії, основні поняття дозиметрії, вимоги до інструментальних методів дозиметрії;
- основні типи дозиметрів, радіометрів, спектрометрів і іншої апаратури, вживаної в радіаційній фізиці, екології і біології;
- природу природного і техногенно-зміненого радіаційного фону і його складові;
- закономірності міграції радіонуклідів в природних середовищах, шляхи і закономірності надходження радіонуклідів в живий організм і закономірності їх акумуляції;
- принципи оцінки ризику, методи управління ризиком;
- принципи нормування граничного опромінювання і граничнодопустимого вмісту і надходження радіонуклідів в організм;
- наслідки опромінювання на молекулярному, клітинному рівнях, стохастичні і детерміновані наслідки опромінювання;

уміння:

- володіти методами розрахунку характеристик полів випромінювань будь-якого вигляду по заданих параметрах джерела;
- інженерними методами розрахунку біологічного захисту джерел іонізуючих випромінювань;

- плануванням експериментів по вивченню закономірностей формування радіаційних полів;
- сучасними методами обробки даних експерименту, оцінювати погрішності розрахунків і експериментів;
- прогнозом аварійних ситуацій і їх наслідків для персоналу, населення і навколишнього середовища;
- методами управління ризиком виникнення аварій різного ступеня тяжкості на ядерній-технічних і ядерній-енергетичних установках;
- застосовувати пакети прикладних програм в області дозиметрії, захисту і обробки експериментальних даних;
- досліджувати радіаційно-індуковані ефекти в живих системах на всіх рівнях організації;
- прогнозувати дію радіаційних і радіонуклідних забруднень на екосистеми;
- підтримувати стале безперервне професійне зростання знань в галузі радіоекології і суміжних дисциплін.

Освіта, отримана в університеті за напрямом «Радіаційна безпека», дозволяє слухачам безпечно працювати в наступних областях: фізика захисту від іонізуючих випромінювань (експериментально-дослідницький, розрахунковий-теоретичний і виробничо-управлінський напрямки діяльності), екологія і радіоекологія, дозиметрія, взаємодія електричних, магнітних, електромагнітних полів з біологічними системами.

Автори сподіваються, що посібник, пропонований читачам, зокрема студентам технічних та міждисциплінарних ВНЗ, представникам різних галузей виробництва та технологій, будівельної, сільсько-господарчої та, особливо, ядерно-енергетичної галузі внесе свій внесок у оволодіння методами та технологіями, що застосовуються не тільки для захисту від впливу випромінювань, але й для організації і проведення більш ефективних заходів щодо ліквідації наслідків нештатних ситуацій та небезпечних порушень режимів експлуатації.

У посібнику приділено увагу розгляду питань захисту від інших видів випромінювань – випромінювань відео терміналів, що впливають на здоров'я, випромінювань ультрафіолету, що дозволить комплексно розглянути проблему радіаційної безпеки.

1 ФІЗИЧНІ ОСНОВИ РАДІАЦІЙНОГО ЗАХИСТУ

1.1 Радіоактивність. Іонізуючі випромінювання (ІВ). Види ІВ

Як відомо, найменшою часткою речовини, що має всі хімічні властивості даного хімічного елемента, є атом. Атом складається з позитивно зарядженого ядра і навколишніх електронів. У ядрі зосереджено майже всю масу атома (понад 99,95%). Розміри ядер мають порядок 10^{-10} – 10^{-15} м, тоді як лінійні розміри атомів близько 10^{-10} м.

Масу частинок в ядерній фізиці прийнято виражати або в атомних одиницях маси (а.о.м.), або в одиницях енергії спокою частинки мегаелектронвольт (МеВ). Енергія спокою знаходиться відповідно до формули взаємозв'язку маси (m) та енергії (E)

$$E = mc^2, \quad (1.1)$$

де c – швидкість світла у вакуумі.

Формула (1.1) записана в системі одиниць СІ, а еквівалентне співвідношення, записане у позасистемних одиницях, в якому маса виражається в а.о.м., а енергія – в МеВ, має вигляд

$$E = 931.5 \cdot m. \quad (1.2)$$

У формулі (1.2) для зручності обчислення c^2 і коефіцієнт перекладу одиниць вимірювання об'єднані в одне число 931,5 яке знаходиться з наступних міркувань. За визначенням $1 \text{ а.о.м.} = 1,661 \cdot 10^{-27} \text{ кг}$, та якщо з дисципліни електрики відомо, що $1 \text{ еВ} = 1,602 \cdot 10^{-19} \text{ Дж}$. З огляду на це отримуємо

$$\frac{(2.998 \cdot 10^8)^2 \cdot 1.661 \cdot 10^{-27}}{1.602 \cdot 10^{-19} \cdot 10^6} = 931.5$$

Співвідношення різних одиниць маси можна уявити рівністю

$$1 \text{ а.о.м.} = 1.661 \cdot 10^{-27} \text{ кг} = 931.5 \text{ МеВ.}$$

Ядра складаються з двох елементарних частинок – протонів та нейтронів. Протон є ядром найпростішого атома – водню. Він має позитивний заряд, чисельно рівний заряду електрона $e = 1.6 \cdot 10^{-19}$ Кл, та масу спокою $m_p = 1.6726 \cdot 10^{-27}$ кг = $1836m_e$, де m_e – маса спокою електрона.

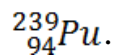
Маса спокою – це маса частинки (тіла), виміряна у системі координат, де частинка нерухома. Число протонів в ядрі називається атомним номером і позначається буквою Z . Воно збігається з порядковим номером хімічного елемента таблиці Менделєєва. Очевидно, що заряд ядра дорівнює $Z \cdot e$, тому число Z також називають зарядовим числом ядра. Нейтрон не має електричного заряду, тобто він нейтральний, а його маса спокою майже збігається з масою спокою протона: $m_n = 1.6794 \cdot 10^{-27} = 1839m_e$.

Протони та нейтрони поєднують загальною назвою – нуклони. Загальну кількість нуклонів в ядрі називають масовим числом A_m : $A_m = Z + ne$, де ne – кількість нейтронів у ядрі.

Щоб охарактеризувати хімічний елемент, використовують його символ X і вказують атомний номер та масове число ядра:

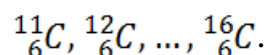


Наприклад, плутоній-239



означає ядро атома плутонію, що містить 94 протони та 145 нейтронів.

У ядрах атомів одного і того ж хімічного елемента число нейтронів може бути різним, а число протонів постійне. Ядра, що містять однакову кількість протонів, але різну кількість нейтронів, називають ізотопами. Наприклад, ізотопи вуглецю



Термін «ізотопи» застосовується тільки в тих випадках, коли йдеться про атоми того самого елемента. Якщо маються на увазі атоми різних хімічних елементів, то використовується термін «ізобари». Ядра, що мають те саме масове число A_m при різних Z , називаються ізобарами. Наприклад, сірка-36 та срібло-36 при $Z = 16$ та $Z = 18$ відповідно.

На сьогоднішній день відомо близько 300 стійких та понад 1000 нестійких (радіоактивних) ізотопів. Це в той час, як у періодичній таблиці Д. І. Менделєєва міститься 110 хімічних елементів.

Ядра немає різко вираженої межі. Тому радіус ядра має умовне поняття. Емпірична формула для обчислення радіусу ядра:

$$R = R_0 \cdot A_m^{1/3}, \quad (1.3)$$

де $R = (1.3 \dots 1.7) \cdot 10^{-15}$ м, A_m – масове число ядра.

Формула (1.3) показує, що розмір надзвичайно малий навіть для ядра великою кількістю нуклонів. Він приблизно в 10^5 разів менший за розмір атома. Знаючи, що об'єм кулі V пропорційний кубу радіусу, з урахуванням формули (1.3) маємо

$$V \sim A_m.$$

Отже, об'єм ядра пропорційний числу нуклонів у ньому. Щільність ядерної речовини (δ) постійна для всіх ядер, її значення $\delta \cong 10^{14}$ г/см³ або 10^8 т/см³. Щільністю речовини називають масу, що припадає на одиницю об'єму.

Як відомо, однойменно заряджені частинки відштовхуються. Тому наявність в ядрі кількох позитивно заряджених протонів свідчить про існування специфічних ядерних сил тяжіння, які переважають електричне відштовхування протонів. Ці сили забезпечують стабільність ядер. Тому ядерними силами називаються сили, що пов'язують протони та нейтрони в атомному ядрі. Ядерні сили не зводяться до жодного типів сил, відомих у класичній фізиці (гравітаційних, електромагнітних). Вони мають низку специфічних властивостей. Найважливішою особливістю ядерних сил є їх короткодія: ядерні сили великі, якщо відстань між нуклонами близько 10^{-10} м, і практично дорівнюють нулю, якщо відстань між нуклонами перевищує 10^{-10} м. Ядерні сили досягають величини, $100\text{--}1000$ разів перевищує силу взаємодії електричних зарядів. Вони відрізняються зарядовою незалежністю, тобто тяжіння між двома нуклонами однаково і не залежить від їхнього зарядового стану, протонного чи нейтронного.

Ядерні сили мають властивість насичення. Ця властивість означає, що зі збільшенням числа нуклонів в ядрі ядерні сили зростають лише для найлегших ядер (ізотопів водню та гелію). А після гелію, вони приблизно

однакові всім іншим ядер. Властивість насичення впливає із короткодії ядерних сил. Завдяки цьому кожен нуклон у ядрі взаємодіє лише з обмеженою кількістю найближчих щодо нього нуклонів. Насиченістю ядерних сил пояснюється пропорційність обсягу ядра числу утворюючих його нуклонів. Таким чином, ядерні сили є силами тяжіння і виявляються між нуклонами на відстані, порівнянному із розмірами самих нуклонів.

Вимірювання ядерних мас показали, що маса ядра M завжди менша за суму мас складових його нуклонів:

$$M < Z \cdot m_p + (A_m - Z) \cdot m_n. \quad (1.4)$$

Згідно з формулою Ейнштейна, маса m та енергія E пов'язані співвідношенням (1.1).

Зміна маси системи на величину Δm відповідає зміні енергії системи на величину ΔE :

$$\Delta E = \Delta m \cdot c^2. \quad (1.5)$$

Зіставляючи вирази (1.4) і (1.5), можна дійти невтішного висновку, що з освіти ядра повинна виділятися деяка енергія. Відповідно, таке саме кількість енергії необхідно витратити на поділ ядра на складові частини. Енергія зв'язку ядра – це енергія або робота, яку необхідно витратити на розщеплення (об'єднання) ядра на відповідні його нуклони без надання їм кінетичної енергії.

Слід наголосити, що енергія зв'язку не міститься в самому ядрі. Це енергія, якої не дістає ядру порівняно із сумарною енергією спокою складових його нуклонів. Відповідно до виразу (1.5) енергія зв'язку ядра дорівнює

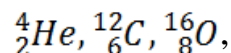
$$E_{зв} = [Z \cdot m_p + (A_m - Z) \cdot m_n - M] \cdot c^2. \quad (1.6)$$

Питомою енергією зв'язку ядра називають енергію зв'язку, що припадає на один нуклон, тобто:

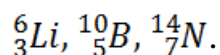
$$\Delta E_{зв} = E_{зв} / A_m. \quad (1.7)$$

Залежність питомої енергії зв'язку атомних ядер від масового числа A_m показано на рис. 1.1. Видно, що найбільш міцні ядра, тобто ядра з найбільшою питомою енергією зв'язку, розташовані в середній частині таблиці Менделєєва ($28 < A_m < 138$). У міру збільшення числа нуклонів у важких ядрах питома енергія зв'язку зменшується. Зменшення питомої енергії у зв'язку зі зростанням масового числа пояснює можливість виділення енергії при розподілі важких ядер. У найлегших ядер також спостерігається спад питомої енергії зв'язку і з'являється можливість виділення енергії при злитті цих ядер. Реакція злиття легких ядер, яку можна реалізувати лише за температур в сотні мільйонів градусів, називається термоядерним синтезом. Температура має бути такою, щоб кінетична енергія хаотичного руху ядер перевищувала потенційну енергію їхнього електростатичного відштовхування при зіткненні. Тільки в цьому випадку з'являється можливість злиття ядер.

У сфері малих масових чисел є гострі «піки» питомої енергії зв'язку. Максимуми характерні для ядер з парними та однаковими числами протонів та нейтронів



мінімуми – для ядер з непарними кількостями протонів та нейтронів



Поділ важких ядер з виділенням енергії використовується на АЕС та в ядерній боєприпасах.

Критерієм стійкості атомних ядер є співвідношення між числом протонів та нейтронів. Зі зростанням Z сили кулонівського відштовхування протонів різко зростають. Для компенсації цього відштовхування ядерним тяжінням кількість нейтронів має зростати швидше за кількість протонів. Незважаючи на те, що чим більше масове число, тим вища частинка нейтронів в ядрі ядра важких елементів стають все менш стійкими. Тому в ядер атомів хімічних елементів, розташованих за свинцем у періодичній системі Менделєєва, спостерігається процес природного розпаду.

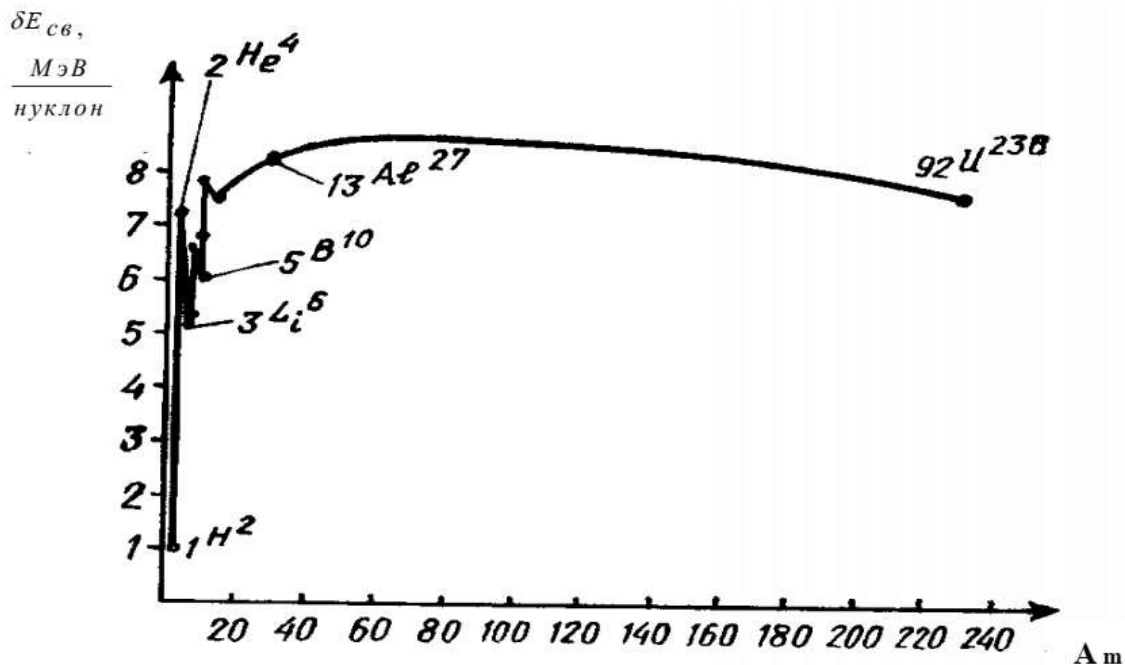


Рисунок 1.1 – Залежність питомої енергії зв'язку атомних ядер від їхнього масового числа

Процес мимовільного перетворення нестійких ізотопів одного хімічного елемента в ізотопи іншого елемента, що супроводжуються випромінюванням елементарних частинок та випромінюванням квантів енергії, називається радіоактивністю речовини. Радіоактивність, що спостерігається в ізотопів, що існують у природних умовах, називається природною. Радіоактивність ізоотопів, одержаних за допомогою ядерних реакцій, називається штучною. Речовина є радіоактивною, якщо вона містить радіонукліди. Під радіонуклідом розуміють радіоактивне ядро з властивими йому Z та A_m .

Розпад великої кількості ядер будь-якої радіоактивної речовини підпорядковується статичному закону, в якому враховується, що розпад цього ядра є випадковою подією, що має певну ймовірність. Якщо в початковий момент часу t_0 в речовині містилося N_0 радіоактивних ядер, то через час t їхнє число стане рівним N

$$N = N_0 e^{-\lambda t}, \quad (1.8)$$

де N_0 – кількість ядер у даному обсязі речовини в момент часу $t = 0$; N – кількість ядер у тому ж обсязі речовини в момент часу t ; λ – стала радіоактивного розпаду.

Постійна λ має значення ймовірності розпаду ядер за одиницю часу. Це відношення частини ядер dN/N , що розпадаються за інтервал часу dt , до цього інтервалу часу:

$$\lambda = (1/N) \cdot (dN/dt).$$

Постійна радіоактивного розпаду показує середній час життя радіоактивного ядра, що оцінюється виразом

$$\lambda = \frac{1}{\tau} \quad (1.9)$$

де τ – тривалість життя радіонукліду.

Для характеристики стійкості ядер щодо розпаду користуються поняттям періоду напіврозпаду $T_{1/2}$. Він дорівнює часу, протягом якого вихідна кількість ядер цієї речовини розпадається наполовину, тобто. $N=1/2N_0$. Зв'язок між $T_{1/2}$. і λ випливає з виразу (1.8). Якщо

$$e^{-\lambda \cdot T_{1/2}} = \frac{1}{2},$$

тоді

$$T_{1/2} = \ln 2/\lambda = 0.693/\lambda.$$

Періоди напіврозпаду у різних радіонуклідів можуть бути дуже різними – від часток секунди до сотень і тисяч років. Очевидно, через час $T_{1/2}$, $2T_{1/2}$, $3T_{1/2}$, $4T_{1/2}$ і т.д. буде залишатися відповідно $1/2$, $1/4$, $1/8$, $1/16$ частина радіонуклідів від їхнього початкового N_0 .

Процес радіоактивного розпаду супроводжується виділенням енергії та збудженням інших процесів у речовині. У цьому виконуються закони збереження енергії, електричного заряду та інші закони матеріального світу. Кількість розпадів ядер даної речовини в одиницю часу характеризує активність речовини. Відповідно до виразу (1.8) активність визначається величиною

$$A = \left| \frac{dN}{dt} \right| = \lambda \cdot N_0 \cdot e^{-\lambda t} \quad \text{або} \quad A = A_0 e^{-\lambda t}, \quad (1.10)$$

де $A_0 = \lambda \cdot N_0$ – радіоактивність речовини у початковий момент часу.

З порівняння виразів (1.8) і (1.10) випливає, що активність речовини з протягом часу зменшується за законом радіоактивного розпаду, але в будь-якій момент часу її рівень істотно залежить від початкової активності:

$$A_0 = \lambda \cdot N_0 = (\ln 2 / T_{1/2}) \cdot N_0 = (0.693 / T_{1/2}) \cdot N_0. \quad (1.11)$$

Початкова активність у свою чергу визначається початковим вмістом радіонуклідів N_0 та періодом напіврозпаду $T_{1/2}$. При великому значенні періоду напіврозпаду $T_{1/2}$ спад активності речовини відбувається повільно, а за малого значення $T_{1/2}$ – навпаки, швидко. Разом з тим при тому самому значенні N_0 початкова активність при малому значенні $T_{1/2}$ вище, ніж за великому значенні.

За одиницю виміру активності у системі СІ прийнято бекерель (Бк). Це активність певної кількості речовини, якщо в ній за одну секунду відбувається розпад одного радіонукліду. Ця одиниця активності мала, тому використовуються кратні їй одиниці – кілобекерель (кБк) або мегабекерель (МБк). Часто використовується позасистемна одиниця активності – кюрі (Кі). Таку активність має один грам радію, в якому за одну секунду відбувається $3.7 \cdot 10^{10}$ розпадів. Це велика одиниця, тому практично застосовують менші одиниці – мілікюрі (мКі) та мікрокюрі (мкКі). Взаємозв'язок між одиницями радіоактивності:

$$1 \text{ Кі} = 3.7 \cdot 10^{10} \text{ Бк};$$

$$1 \text{ мКі} = 37 \text{ МБк};$$

$$1 \text{ мкКі} = 37 \text{ кБк}.$$

Якщо радіонукліди розподілені за обсягом речовини (у продуктах харчування, питній воді і т.д.) або його поверхні, то користуються відповідно об'ємної $A_{об}$ і поверхневою A_s активністю. Тоді $A_{об}$ вимірюється в Бк/м³, Бк/л або Кі/л, а A_s у Бк/м², Кі/м². Для оцінки забруднення продуктів харчування використовують також питому активність A_m , що вимірюється в Бк/кг або Кі/кг. Масу радіонукліду m активністю A можна визначити з виразу

$$m = k \cdot A_m \cdot T_{1/2} \cdot A, \quad (1.12)$$

де A_m – атомна маса радіонукліду; k – константа, що залежить від обраних одиниць виміру.

Якщо період напіврозпаду заданий на добу, активність – у беккерелях, а маса у грамах, то $k = 2.07 \cdot 10^{-19}$.

Характеризуючи загальною стійкістю ядер, слід зазначити, що вона знижується зі зростанням їхнього масового числа. Природна радіоактивність легких та середніх ядер – рідкісне явище. Серед важких атомів, починаючи з $A_m > 200$, природна радіоактивність є універсальним явищем. Вони утворюють радіоактивні сімейства, звані за найбільш живе (з найбільшим $T_{1/2}$) «родоначальник» сімейства, наприклад, сімейство урану ${}^{238}_{92}\text{U}$.

В даний час відомо 10 елементів з $Z > 92$, званих трансурановими. До трансуранових елементів відносяться: нептуній (${}^{237}_{93}\text{Np}$), плутоній (${}^{244}_{94}\text{Pu}$), америцій (${}^{243}_{95}\text{Am}$), кюрій (${}^{247}_{96}\text{Cm}$), берклій (${}^{247}_{97}\text{Bk}$), каліфорній (${}^{251}_{98}\text{Cf}$), ейнштейній (${}^{252}_{99}\text{Es}$), фермій (${}^{257}_{100}\text{Fm}$), менделевій (${}^{258}_{101}\text{Md}$) та нобелій (${}^{259}_{102}\text{No}$).

Елементи, розташовані в таблиці Менделєєва за ураном, що має $Z=92$, у природі не зустрічаються. Вони були отримані штучним шляхом.

Всім трансурановим елементам властива радіоактивність з періодом напіврозпаду, що швидко зменшується при зростанні Z . Основними видами радіоактивного перетворення трансуранових елементів є альфа-розпад і бета-розпад. Ланцюжок радіоактивних перетворень прийнято називати радіоактивним рядом. Сукупність хімічних елементів, що утворюють радіоактивний ряд, називається радіоактивним сімейством. Первинний елемент сімейства урану, розпадаючись, випускає альфа-частинку і перетворюється на торій. Торій теж радіоактивний і, випускаючи бета-частинку, перетворюється на протактиній. Протактиній також радіоактивний, тобто ланцюжок радіоактивних перетворень продовжується.

Процес радіоактивного розпаду ядра урану-238 показаний на схемі 1.1, де вказані види розпаду ядер та періоди їхнього напіврозпаду. Весь ланцюжок складається з 14 радіоактивних перетворень і закінчується радіоактивний ряд урану стійким ізотопом свинцю. З 14 радіоактивних перетворень 7 є альфа-перетвореннями та 7 бета-перетвореннями.

Усі природні радіоактивні елементи, що у останніх рядах таблиці Менделєєва, є членами трьох радіоактивних сімейств. Іншим радіоактивним сімейством (після сімейства урану) є сімейство торію, третім – сімейство актинія. Радіоактивне сімейство штучних радіоактивних ізотопів починається трансурановим елементом нептунієм.

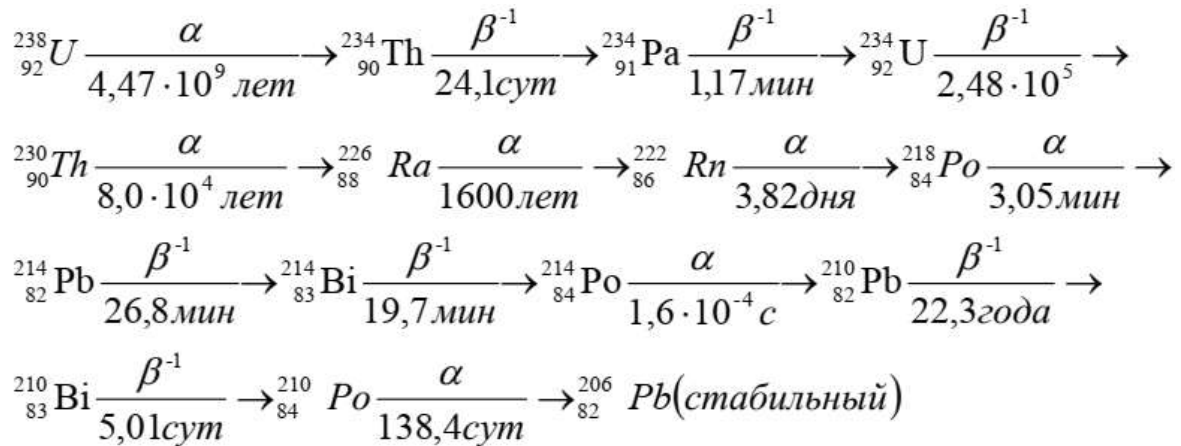


Схема 1.1 – Процес радіоактивного розпаду ядра урану-238

Альфа-розпадом називається мимовільне випромінювання радіоактивним ядром альфа-частинок, що становлять ядра атома гелію. Розпад протікає за схемою



У виразі (1.13) літерою X позначено хімічний символ ядра, що розпадається (материнського), літерою Y – хімічний символ ядра, що утворюється (дочірнього). Як видно із схеми (1.1), атомний номер дочірнього ядра на дві, а масового числа – на чотири одиниці менше, ніж у вихідного ядра.

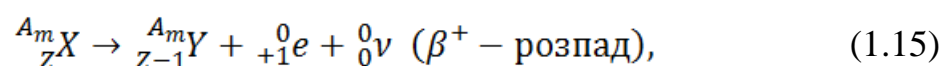
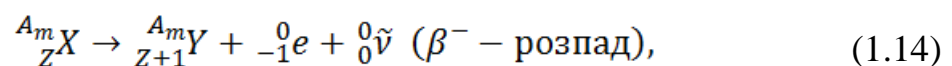
Заряд альфа-частинки позитивний. Альфа-частинки характеризують двома основними параметрами: довжиною пробігу (у повітрі до 9 см, у біологічній тканині до 10^{-3} см) та кінетичною енергією в межах 2...9 МеВ.

Альфа-розпад спостерігається тільки у важких ядер з $A_m > 200$ та зарядовим числом $Z > 82$. У середині таких ядер відбувається утворення відокремлених частинок із двох протонів та двох нейтронів. Відокремлення цієї групи нуклонів сприяє насичення ядерних сил, так що альфа-частинка, що сформувалася, схильна до меншої дії ядерних сил

тяжіння, ніж окремі нуклони. Одночасно альфа-частинка відчуває більшу дію кулонівських сил відштовхування від протонів ядра, ніж окремі протони. Цим пояснюється виліт із ядра альфа-частинок, а не окремих нуклонів.

У більшості випадків радіоактивна речовина випускає кілька груп альфа-частинок близької, але різної енергії, тобто групи мають спектр енергії. Це пов'язано з тим, що дочірнє ядро може виникнути не тільки в основному але й у збуджених станах із різними енергетичними рівнями. Час життя збуджених станів для більшості ядер лежить у межах від 10^{-10} до 10 с. За цей час дочірнє ядро переходить до основного або нижчого збудженого стану, випускаючи гамма-квант відповідної енергії, що дорівнює різниці енергії попереднього та наступного станів. Збуджене ядро може випустити також якусь частинку: протон, нейтрон, електрон або альфа-частинку. Воно може віддати надлишок енергії одному з оточуючих ядро електронів внутрішнього шару. Передача енергії від ядра до найближчого електрона К-шару відбувається без випромінювання гамма-кванта. Електрон, що отримав енергію, вилітає з атома. Цей процес називається внутрішньою конверсією. Вакантне місце, що утворилося, заповнюється електронами з енергетичних рівнів. Електронні переходи у внутрішніх шарах атома призводять до випромінювання рентгенівських променів, мають дискретний енергетичний спектр (характеристичні рентгенівські промені). Всього відомо близько 25 природних та близько 100 штучних альфа-радіоактивних ізотопів.

Бета-розпад поєднує три види ядерних перетворень: електронний (β^-) та позитронний (e^+) розпади, а також електронне захоплення або К-захоплення. Перші два види перетворень у тому, що ядро випускає електрон і антинейтрино (при β^- розпаді) чи позитрон і нейтрино (при e^+ розпаді). Електрон (позитрон) та антинейтрино (нейтрино) не існують в атомних ядрах. Ці процеси відбуваються шляхом перетворення одного виду нуклону в ядрі інший – нейтрону в протон або протону в нейтрон. Результатом зазначених перетворень є β -розпади, схеми яких мають вигляд:



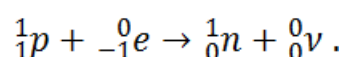
${}_{-1}^0e$ та ${}_{+1}^0e$ – позначення електрона та позитрона,
 ${}^0_0\nu$ та ${}^0_0\bar{\nu}$ – позначення нейтрино та антинейтрино.

При негативному бета-розпаді зарядове число радіонукліду збільшується на одиницю, а за позитивного бета-розпаду – зменшується на одиницю. Електронний розпад (β^- -розпад) можуть відчувати як природні, так і штучні радіонукліди. Саме цей вид розпаду характерний для переважної кількості екологічно найбільш небезпечних радіонуклідів, що потрапили в довкілля внаслідок Чорнобильської аварії. В тому числі ${}^{131}\text{I}$, ${}^{90}\text{Sr}$, ${}^{134}\text{Cs}$, ${}^{137}\text{Cs}$ та ін. Позитронний розпад (β^+ -розпад) властивий переважно штучним радіонуклідам.

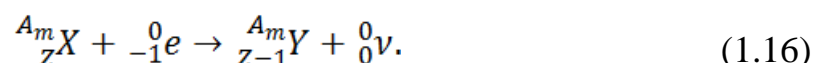
Оскільки при розпаді з ядра вилітають дві частинки, а розподіл між ними загальної енергії відбувається статистично, то спектр енергії електронів (позитронів) є безперервним від нуля до максимальної величини E_{max} називається верхнім кордоном бета-спектру. Для бета-радіоактивних ядер величина E_{max} укладена в галузі енергії від 15 кЕВ до 15 МєВ. Довжина пробігу бета-частинки у повітрі до 20 м, а у біологічній тканини до 1,5 м.

Бета-розпад зазвичай супроводжується випромінюванням гамма-променів. Причина їх виникнення та сама, як у разі альфа-розпаду: дочірнє ядро виникає не тільки в основному (стабільному), а й у збудженому стані. Переходячи потім у стан меншої енергії, ядро випускає гамма-фотон.

При електронному захопленні відбувається перетворення одного з протонів ядра на нейтрон:



При такому перетворенні зникає один із найближчих до ядра електронів (електрон К-шару атома). Протон, перетворюючись на нейтрон, хіба що «захоплює» електрон. Звідси відбувся термін «електронне захоплення». Особливістю цього виду β -розпаду є виліт із ядра однієї частинки – нейтрино. Схема електронного захоплення має вигляд



Електронне захоплення на відміну від β^\pm -розпадів завжди супроводжується характеристичним рентгенівським випромінюванням. Останнє виникає при переході більш віддаленого від ядра електрона на

вакантне місце в К-шар. Довжина хвиль рентгенівських променів у діапазоні від 10^{-7} до 10^{-11} м. Таким чином, при бета-розпаді зберігається масове число ядра, а його заряд змінюється на одиницю. Періоди напіврозпаду бета-радіоактивних ядер лежать у широкому інтервалі часів від 10^{-2} до $2 \cdot 10^{15}$ років. На сьогодні відомо близько 900 бета-радіоактивних ізотопів. З них лише близько 20 є природними, решта отримана штучним шляхом. Переважна більшість цих ізотопів зазнають β -розпад, тобто. з випромінюванням електронів.

Усі види радіоактивного розпаду супроводжуються гамма-випромінюванням.

Гамма-промені – короткохвильове електромагнітне випромінювання, яке не відноситься до самостійного виду радіоактивності. Експериментально встановлено, що гамма-промені випускаються дочірнім ядром при переходах ядер із порушених енергетичних станів в основне або менш збуджене. Енергія гамма-променів дорівнює різниці енергій початкового та кінцевого енергетичних рівнів ядра. Довжина хвилі гамма-променів вбирається у 0,2 нанометра. Процес гамма-випромінювання не є самостійним типом радіоактивності, тому що він відбувається без зміни Z та A_m ядра.

1.2 Взаємодія ІВ з речовиною. Вплив ІВ на біологічні об'єкти. Захист від іонізуючих випромінювань

Усі види ядерного випромінювання може бути виявлено лише з взаємодії з речовиною. Процеси, що виникають під час проходження ядерного випромінювання через речовину, що має важливе практичне значення. Знання таких процесів необхідне, по-перше, для розуміння принципу роботи дозиметричної та радіометричної апаратури, а по-друге, для засобів захисту населення від іонізуючих випромінювань. При проходженні через речовину частинки взаємодіють з атомами, яких воно складається, тобто. з електронами та атомними ядрами. Причому цю взаємодію можна розділити на два види: а) взаємодія частинок з атомними електронами, внаслідок якої енергія частки передається одному з електронів атома, що призводить до порушення або іонізації атома. Цей вид взаємодії є пружним зіткненням (розсіянням). У не пружному зіткненні має місце виділення чи поглинання енергії; б) взаємодія частинок

з ядрами атомів призводить до зміни напрямку руху заряджених частинок, у своїй траєкторія руху їх викривляється. Така взаємодія не призводить до зміни внутрішньої енергії атома, і це випадок взаємодії є пружним зіткненням (розсіянням). При пружному розсіюванні частки не зазнають перетворень, а змінюють стан свого руху. Усі процеси розсіювання та розпадів підпорядковуються законам збереження енергії, електричного заряду, імпульсу та ін.

Взаємодія альфа-частинок з речовиною.

Альфа-частинки, проходячи через шар речовини, взаємодіють із атомними ядрами та електронами. Пружне розсіювання альфа-частинок на ядрах атомів речовини малоімовірне, оскільки, по-перше, маса ядра значно більша за масу частинки, по-друге, ядро та альфа-частинки мають однаковий (позитивний) електричний заряд. У процесі пружного зіткнення альфа-частинки з ядром вона відхиляється на малий кут. Таким чином, шлях альфа-частинки в речовині (середовищі) практично прямолінійний. При не пружному розсіюванні енергія альфа-частинки передається атомним електронів. Отримавши цю енергію, атоми речовини збуджуються чи іонізуються. І в тому, і в іншому випадку втрати енергії частки називаються іонізаційними. Якщо концентрація електронів у речовині дорівнює n_e , то втрати енергії частки (іонізаційні втрати) внаслідок її взаємодії з усіма електронами, що зустрічаються на її шляху, будуть визначатися величиною $-(dE/dx)_{\text{іон}}$ – зменшенням енергії частки на одиниці шляху. Іонізаційні Втрати характеризуються величиною середньої втрати енергії на одиниці шляху. Ці втрати пропорційні енергії частки E_α , концентрації електронів у речовині n_e і обернено пропорційні швидкості руху частинки V , тобто

$$-\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{іон}} \cong \frac{E_\alpha^2 \cdot n_e}{V_\alpha^2}. \quad (1.17)$$

Втрати енергії сильно залежать від швидкості частки – вони тим більші, ніж менше швидкість частки. При дуже малих швидкостях частинки формула (1.17) дає завищення значення для втрат енергії частки і крива втрат йде в нескінченність. Проте за малих швидкостях має місце захоплення електронів частиною, що рухається. Це призводить до менших втрат енергії, порівняно з тим, що дає формула (1.17). При цьому крива

втрат не сягає нескінченності, а досягає максимуму, після чого починає поступово знижуватися.

Таким чином, при кожному акті іонізації альфа-частинка вибиває з атом один або кілька електронів. Найбільш швидкі з цих електронів здатні створювати вторинну іонізацію, внаслідок якої вторинні електрони можна реєструвати за допомогою приладів.

Взаємодія бета-частинок із речовиною.

Порівняно з альфа-частинками проходження бета-частинок через речовину має особливості. Основна особливість обумовлена малою масою електрона та позитрона в порівнянні з масою альфа-частинки. При взаємодії бета-частинки з речовиною мають місце як іонізаційні, і радіаційні втрати. Механізм іонізаційних втрат для бета-частинок такий самий, як і для альфа-частинок. Тому втрати енергії на іонізацію і в цьому випадку розраховуються за тією самою формулою (1.17). Однак іонізаційні втрати для бета-частинок у багато разів менше, ніж для альфа-частинок, тому що маса альфа-частинки значно більша за масу електрона. Саме тому у альфа-частинок та бета-частинок різна проникаюча здатність. При однакових енергіях швидкість важкої частинки (альфа-частинки) менша за швидкість легкої частинки (бета-частинки). Альфа-частинки втрачають свою початкову енергію на меншій відстані при русі в речовині, ніж пролітають у речовині електрони (бета-частинки). У повітрі альфа-частинка проходить кілька сантиметрів, а бета-частинка – десятки метрів.

При русі через речовину бета-частинок у результаті взаємодії однією з них із електроном речовини відбувається зміна напрямку руху бета-частинки. Тому траєкторія руху бета-частинки в речовині є ламаною лінією. При взаємодії бета-частинок із ядром має місце перерозподіл кінетичної енергії між ядром та частинкою. Тому така взаємодія є пружним зіткненням. Втрати енергії частинки при взаємодії з ядрами речовини невеликі, так як маса частинки менша від маси ядра і число ядер у речовині у багато разів менше числа електронів. Крім того, за рахунок заряду протонів ядра навколо нього створюється кулонівське поле. Кулонівські сили пропорційні заряду ядра. Під дією кулонівських сил заряджена бета-частинка, маючи малу масу, отримує прискорення. Відповідно до класичної електродинаміки будь-яка заряджена частинка, що рухається з прискоренням, випромінює електромагнітні хвилі, інтенсивність яких пропорційна квадрату прискорення частинки. Це

випромінювання називається гальмівним, а довжина його хвилі відповідає довжині рентгенівської хвилі випромінювання.

Втрати на гальмівне випромінювання істотні для легких частинок електронів. Ці причини призводять до того, що втрати енергії частинки взаємодії з ядрами, тобто радіаційні втрати $-(dE/dx)_{\text{рад}}$, значно менше втрат енергії частинки на іонізацію та оцінюються виразом

$$-\left(\frac{dE}{dx}\right)_{\text{рад}} \cong \frac{E_{\beta}^2}{m_{\beta}^2} \quad (1.18)$$

де E_{β} – енергія бета-частинки; m_{β} – маса бета-частинки.

Втрати на гальмівне випромінювання пропорційні заряду ядра. Тому для важких елементів вони суттєвіші, ніж для легких. Звідси випливає, що внесок гальмівного випромінювання у повну втрату енергії бета-частинки зростає із збільшенням її кінетичної енергії у важких речовинах.

Взаємодія гамма-випромінювання з речовиною.

Гамма- та рентгенівське випромінювання є електромагнітними хвилями. Рентгенівське випромінювання виникає при взаємодії заряджених частинок з атомами речовини, а гамма-випромінювання випускається під час переходу атомних ядер із збуджених станів у стан із меншою енергією. Довжина хвилі гамма-випромінювання зазвичай $10^{-8} - 10^{-11}$ нм. Для цих видів випромінювання немає понять пробігу, втрат енергії на одиницю шляху. Гамма-промені, проходячи через речовину, взаємодіють як з електронами, і з ядрами атомів середовища (речовини). Внаслідок взаємодії інтенсивність променів зменшується. Для однорідної речовини ослаблення променів відбувається за експоненціальним законом

$$I = I_0 e^{-\mu x}, \quad (1.19)$$

де I – інтенсивність променів (пучка) після проходження шару речовини завтовшки x ; I_0 – початкова інтенсивність променів; μ – лінійний коефіцієнт ослаблення.

Лінійний коефіцієнт ослаблення енергії випромінювання – це відносна зміна інтенсивності спрямованого випромінювання на одиницю товщини речовини (середовища). Якщо розглядається не товщина середовища (речовини), а її маса, то користуються терміном масового коефіцієнта ослаблення випромінювання μ_m , який оцінюється виразом

$$\mu_m = \frac{\mu}{\rho},$$

де ρ – щільність поглиначя.

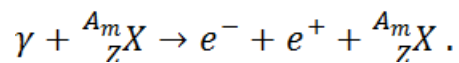
Поглинання гамма-квантів речовиною обумовлено переважно трьома процесами: фотоефектом, комптонівським розсіюванням і народженням у кулонівському полі ядра електрон-позитронних пар. Фотоефект має місце у тому випадку, коли енергія гамма-кванту $E_{\gamma\text{-кв}}$ приблизно дорівнює енергії зв'язку електронів з ядром речовини (енергія зв'язку атома $E_{\text{зв.ат}}$), тобто $E_{\gamma\text{-кв}} \cong E_{\text{зв.ат}}$.

І тут гамма-квант взаємодіє з атомним електроном речовини, тобто енергія гамма-кванту поглинається електроном. Електрон атома, отримавши енергію кванта, вибивається з атома атом переходить у стан іона.

Процес поглинання гамма-кванту атомним електроном, у якому електрон залишає межі атома, називають фотоефектом. Найменшу енергію зв'язку мають електрони К-оболонки атома. Тому К-оболонка дає максимальний фотоефект. При меншій енергії гамма-кванту атомні електрони зміщуються на інші орбіти та атом переходить у збуджений стан. Однак іон або збуджений атом прагнуть зайняти нейтральне (вихідний стан. При переході в нейтральний стан іон або збуджений атом випромінюватиме електромагнітну енергію на довжині хвилі рентгенівських променів. Енергія зв'язку електрона в атомі збільшується зі зростанням атомного номера Z , тому фотоефект йде інтенсивніше у важчих речовинах.

Зі збільшенням енергії гамма-кванту, коли вона стає значно більше енергії зв'язку електрона в атомі, основним механізмом поглинання енергії випромінювання речовиною є ефект Комптона або комптонівське розсіювання. Цей процес полягає в тому, що гамма-квант віддає частину своєї енергії вільному електрону. Весь процес можна представити як абсолютно пружний удар гамма-кванту та вільного електрона, який до удару можна вважати таким, що покоїться. В результаті пружного удару гамма-квант змінює напрямок свого руху - розсіюється. Зменшення енергії гамма-кванту залежить тільки від кута розсіювання. Інтенсивність комптонівського розсіювання пропорційна числу вільних електронів у речовині.

При енергії гамма-кванта 1.02 і більше МеВ поряд з фотоефектом і комптонівським розсіюванням відбувається знищення гамма-квантів за рахунок утворення електронно-позитронних пар ($e^+ + e^-$). Це можливо, якщо енергія гамма-кванта більше суми енергій спокою електрона та позитрону, кожна з яких дорівнює 0.511 МеВ. Але вільний гамма-квант, володіючи достатньою енергією, неспроможна перетворитися на пару електрон-позитрон, оскільки це суперечило законам збереження енергії та імпульсу. Перетворення гамма-кванта в пару електрон-позитрон за умови достатньої енергії гамма-кванта може відбутися тільки в присутності третього тіла (частинки), яке може бути в речовині (електрон або ядро). Найчастіше утворення пар відбувається у присутності ядра атома. Схема утворення пари електрон-позитрон у кулонівському полі ядра ${}^A_mZ X$ має вигляд



При енергії гамма-квантів, що у кілька разів перевищує 1,02 МеВ, утворення пар електрон-позитрон та комптонівське розсіювання є переважаючими процесами, що призводять до ослаблення гамма-випромінювання речовиною. При більш високих значеннях утворення електронно-позитронних пар є основною причиною поглинання гамма-випромінювання, особливо важких металів. Так у свинці поглинання гамма-квантів за рахунок утворення пар ($e^+ + e^-$) вже за енергії 5 МеВ стає переважним.

Вклад фотоефекту μ_f , комптонівського розсіювання μ_k та утворення електрон-позитронних пар $\mu_{\text{пар}}$ у сумарне поглинання гамма-випромінювання свинцем μ показано на рис. 1.2.

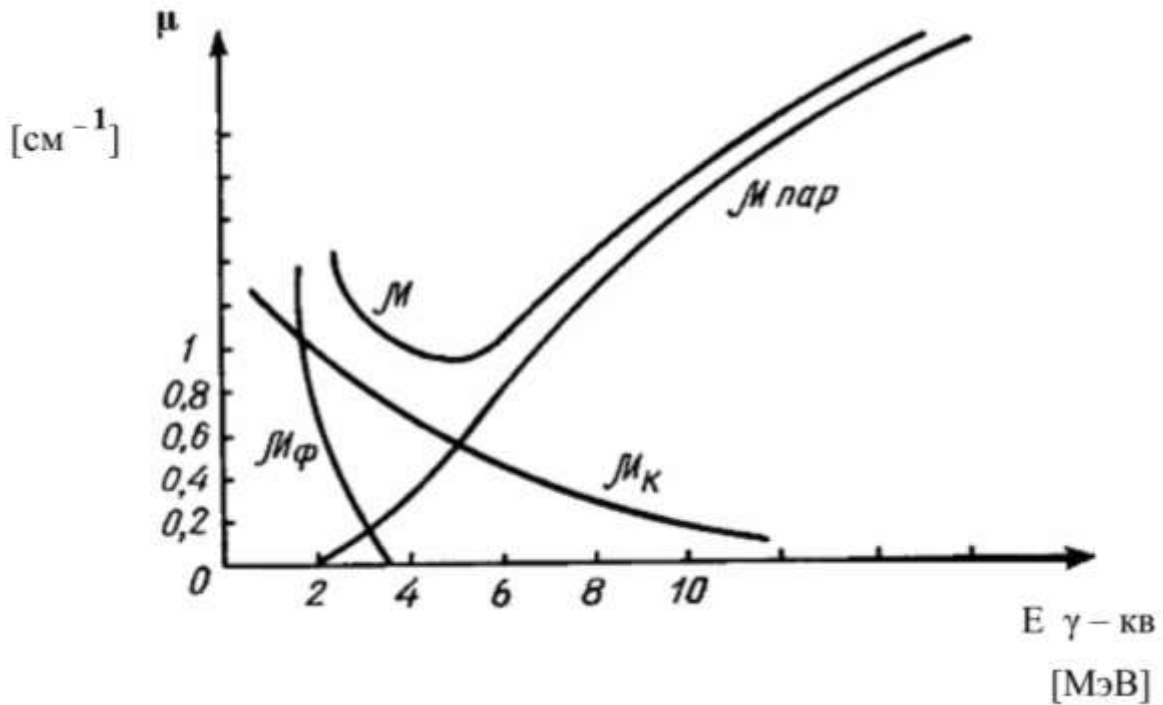


Рисунок 1.2 – Залежність сумарного поглинання гамма-випромінювання від енергії

У процесі утворення пар енергія гамма-кванту розподіляється між електроном та позитроном. Електрон, що утворилися, і позитрон втрачають цю енергію на іонізацію атомів речовини U разі зіткнення електрона та позитрона утворюються два нові гамма-кванти.

Взаємодія нейтронів із речовиною.

Проходячи через речовину, нейтрони практично не взаємодіють з атомними електронами, оскільки нейтрони немає електричного заряду. Здебільшого нейтрони взаємодіють із атомними ядрами речовини. Так як ядра займають малу частину обсягу атома, то проникаюча здатність нейтронів набагато більша, ніж заряджених частинок. Залежно від того, потрапляє нейтрон в ядро чи ні, його взаємодію з ядром поділяють на два класу:

а) пружне розсіювання під дією ядерних сил без влучення в ядро (пружне зіткнення);

б) різні ядерні реакції, спричинені попаданням нейтрона в ядро.

Вид взаємодії чи реакції істотно залежить від кінетичної енергії нейтрону. За величиною енергії нейтрони поділяються на три основні види: теплові з енергією в межах $10^{-3} \dots 0.5$ eВ, резонансні – $0.5 \dots 10^4$ eВ і швидкі – $10^4 \dots 10^8$ eВ.

Пружне розсіювання можна розглядати як пружне зіткнення двох куль: нейтрона та ядра. У цьому електрон передає частина кінетичної енергії ядру. Розрахунки показують, що середня енергія нейтронів після одного зіткнення з ядром зменшується вдвічі.

При проходженні нейтрона через речовину під його дією відбуваються різні ядерні реакції. Ядерними реакціями називаються перетворення атомних ядер, що відбуваються внаслідок їх взаємодії з елементарними частинками або один з одним. Ядерні реакції здійснюються в основному під час бомбардування ядер швидкими частинками. Внаслідок зіткнення з'являються нові частинки, перерозподіляється енергія між частинкою та ядром (або між ядрами, що стикаються).

Перебудова ядер у процесі реакції супроводжується зміною їх внутрішньої енергії і, отже, енергії спокою ядер. Різниця енергій спокою E_2 та після реакції E_1 називають енергією реакції Q , тобто $Q = E_2 - E_1$. При $Q > 0$ внаслідок реакції виділяється кінетична енергія за рахунок зменшення енергії спокою ядра. Така реакція може йти за будь-якої кінетичної енергії частинки, достатньої для подолання сил кулонівського відштовхування. При $Q < 0$ реакція йде із зменшенням кінетичної енергії, за рахунок якої зростає енергія спокою. Така реакція може йти тільки при великих енергіях частинки, що перевищує деяке мінімальне, граничне значення. При $Q = 0$ відбувається пружне розсіювання, у якому зберігається як повна, так і сумарна кінетична енергія. Отже, і сумарна енергія спокою.

Ядерні реакції за участю нейтронів часто призводять до появи радіоактивних ізотопів. Таким чином, проходження всіх радіоактивних випромінювань через речовину призводить до іонізації його атомів. У зв'язку з цим радіоактивні випромінювання називають іонізуючими. У випадку під іонізуючим випромінюванням розуміють будь-яке випромінювання, взаємодія якого з середовищем призводить до утворення іонів різних знаків. Розрізняють безпосередньо іонізуюче і побічно іонізуюче випромінювання. Безпосередньо іонізуюче – це випромінювання, що складається із заряджених частинок, що мають кінетичну енергію, достатню для іонізації під час зіткнення. Непрямо (побічно) іонізуюче – це випромінювання, що складається з незаряджених частинок, які в результаті взаємодії із середовищем можуть створювати безпосередньо іонізуюче випромінювання. До безпосередньо іонізуючих

випромінювань відносяться альфа - та бета-випромінювання, а до опосередковано іонізуючих – гамма - та рентгенівські промені.

1.3 Дози ІВ. Потужність доз ІВ. Ліміти доз та допустимі рівні опроміювання

Активністю A деякої кількості радіоактивної речовини називають число спонтанних ядерних перетворень в такій кількості речовини dN , яка пройшла за інтервал часу dt :

$$A = \frac{dN}{dt}$$

Одиницею активності у системі СІ являється бекерель (Бк). $1\text{Бк}=1\text{розпад/с}$. Позасистемна одиниця – кюрі (Ки). $1\text{Ки}=3.7\cdot 10^{10}\text{Бк}$.

Для кількісної оцінки впливу іонізуючих випромінювань на опромінюваний об'єкт запроваджено поняття «доза». Виділяють експозиційну, поглинену, еквівалентну та ефективну еквівалентну дозу опромінення.

Експозиційна доза характеризує іонізаційну здатність рентгенівського та гамма-випромінювання у повітрі. Вона є характеристикою радіаційного фону в обмеженому діапазоні енергії та лише для повітря. Експозиційна доза $D_{\text{експ}}$ – це відношення сумарного заряду dQ всіх іонів одного знака, що утворилися в елементарному об'ємі повітря під час опромінення його іонізуючим випромінюванням до маси dm повітря в цьому об'ємі:

$$D_{\text{експ}} = \frac{dQ}{dm} \quad (1.20)$$

Одиниця виміру експозиційної дози у системі СІ – кулон на кілограм (Кл/кг). Кулон на кілограм дорівнює експозиційній дозі, при якій у повітрі масою 1 кг виготовлені іони, що несуть електричний заряд 1 Кл кожного знака. Позасистемна одиниця експозиційної дози – рентген (Р). Один рентген відповідає утворенню $2.08\cdot 10^9$ пар іонів в 1 см^3 повітря при температурі 0°C та нормальному атмосферному тиску 760 мм рт. ст.

(10^{13} ГПа). Співвідношення позасистемної та системної одиниць має вигляд:

$$1\text{Р} = 2.58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг} .$$

Зміни, які у опромінюваному об'єкті під впливом різноманітних випромінювань, залежить від величини поглиненої енергії. Тому Найбільш зручною характеристикою випромінювання, що визначає ступінь його впливу на опромінений об'єкт, є поглинена енергія випромінювання. Вона показує скільки енергії іонізуючого випромінювання поглинене в одиниці маси будь-якої речовини. Якщо внаслідок впливу на речовину масою dm поглинається енергія іонізуючого випромінювання dE , поглинена доза D оцінюється виразом

$$D = \frac{dE}{dm}$$

За одиницю виміру поглиненої дози СІ прийнято грей (Гр). Це така доза, коли він масі 1 кг будь-якої речовини передається енергія іонізуючого випромінювання 1 Дж, тобто

$$D = \frac{1\text{Дж}}{1\text{кг}} = 1\text{Грей} = 1\text{Гр} .$$

Позасистемною одиницею поглиненої дози є рада – енергія в 100 ерг, поглинена в 1 г будь-якої речовини незалежно від виду та енергії випромінювання. $1 \text{ Гр} = 100 \text{ рад}$.

Еквівалентна доза вводиться з метою оцінки радіаційної небезпеки опромінення людини від різних видів випромінювання. Для з'ясування особливостей радіаційного ефекту в біологічній тканині в залежності від виду іонізуючого випромінювання при одній і тій же поглиненій дозі D враховується усереднений коефіцієнт якості випромінювання \bar{K} . Це дає можливість еквівалентну дозу H оцінити виразом

$$H = \bar{K} \cdot D \tag{1.21}$$

Коефіцієнт якості дає кількісну оцінку біологічної дії кожного виду випромінювання, яка залежить від його іонізуючої здатності. Значення \bar{K} наведено у табл. 1.1.

Таблиця 1.1 – Коефіцієнт якості біологічної дії

Вид випромінювання	\bar{K}
Рентгенівське та γ - випромінювання	1
Електрони, позитрони та β -випромінювання	1
α -випромінювання з енергією менше 10 МеВ	20
Нейтрони з енергією менше 20 кеВ	3
Нейтрони з енергією 0,1...10 МеВ	10
Протони з енергією менше 10 МеВ	10

Для випромінювань, у яких \bar{K} дорівнюють одиниці, $H = D$. За одиницю еквівалентної дози у системі СІ прийнято зіверт (Зв). Зіверт дорівнює такій еквівалентній дозі, при якій добуток поглиненої дози на середній коефіцієнт якості опромінення становить 1 Дж/кг у біологічній тканині стандартного складу. З цього визначення випливає, що

$$1\text{Зв} = \frac{1}{\bar{K}} = 1\text{Гр}. \quad (1.22)$$

З виразу (1.22) видно, що еквівалентна доза 1 Зв реалізується за поглиненої дози 1 Гр тільки при впливі на біологічну тканину таких випромінювань, для яких $\bar{K} = 1$. Для випромінювань $\bar{K} > 1$ еквівалентна доза 1 Зв досягається при поглиненій дозі, меншій за 1 Гр. Так, наприклад, при дії на біологічну тканину альфа-випромінювання еквівалентна доза 1 Зв реалізується при поглиненій дозі лише 0.05 Гр. Насправді використовується позасистемна одиниця еквівалентної дози – бер (біологічний еквівалент рада). 1 Зв = 100 бер.

Ефективна еквівалентна доза (H_e) вводиться для оцінки небезпеки для всього організму опромінення, окремих органів та тканин, які мають неоднакову сприйнятливість до іонізуючих випромінювань. Ефективна еквівалентна доза опромінення визначається співвідношенням:

$$H_e = \sum_{i=1}^n H_i \cdot W_i$$

де – середнє значення еквівалентної дози опромінення і-го органу людини;
 H_i – коефіцієнт, що зважає, рівний відношенню ризику опромінення даного органу (тканини) до сумарного ризику при опроміненні всього організму.
 W_i – зважувальні коефіцієнти або коефіцієнти радіаційного ризику, дозволяють вирівняти ризик опромінення незалежно від того, опромінюється весь організм рівномірно чи нерівномірно. Значення W_i наведені у табл. 1.2.

Таблиця 1.2 – Коефіцієнти радіаційного ризику

Органи (тканини)	W_i
Статеві залози	0.25
Молочна залоза	0.15
Червоний кістковий мозок	0.12
Легені	0.12
Щитовидна залоза	0.03
Поверхні кісткових тканин	0.03
Інші тканини	0.3

Сума коефіцієнтів, що зважають, для всього організму W_Σ дорівнює:

$$W_\Sigma = W_1 + W_2 + \dots + W_n = 1$$

Розрахунок ефективної еквівалентної дози опромінення особливо важливий при променевої терапії окремих органів. Наприклад, якщо щитовидна залоза накопичила дозу 1 Зв, це еквівалентно тому, що весь організм отримав дозу 0,03 Зв, так як зважувальний коефіцієнт для щитовидної залози W дорівнює 0,03 тобто

$$H_e = \bar{K} \cdot D = 0.03 \cdot 1 = 0.03 \text{ Зв} \quad (1.23)$$

У разі можливого опромінення групи людей також необхідно визначати міру очікуваного ефекту опромінення. З цією метою використовується поняття колективної еквівалентної дози (H_s) – це сума індивідуальних еквівалентних доз H_i цієї групи людей:

$$H_S = \sum_{i=1}^n H_i \cdot N_i \quad (1.24)$$

де N_i – число осіб серед даного контингенту, що отримали еквівалентну дозу H_i .

Одиниця виміру колективної еквівалентної дози у системі СІ – люд.·Зв, позасистемна одиниця – люд.·бер.

Для того, щоб оцінити поглинену дозу в біологічній тканині, слід знати, що в умовах електронної рівноваги експозиційній дозі 1Р відповідає поглинена доза 0.873 рад у повітрі або 0.96 рад у біологічній тканині. Тому з похибкою до 4% експозиційну дозу в рентгенах і поглинену дозу в біологічній тканині в радах можна вважати такими, що збігаються. Проте запис $1\text{ Р} \approx 1\text{ рад}$ не зовсім коректно, оскільки експозиційна та поглинена дози – різні фізичні величини. Таким чином, співвідношення між позасистемними одиницями експозиційної, поглиненої та еквівалентної доз має вигляд:

$$1\text{ бер} = 1\text{ рад} \cdot \bar{K}^{-1}$$

Важливою характеристикою іонізуючих випромінювань є потужність дози P , яка показує, яку дозу опромінення отримує середовище (речовина) за одиницю часу, тобто. швидкість зміни дози, що оцінюється формулою

$$P = \frac{dD}{dt} \quad (1.25)$$

Для поглиненої дози одиницею вимірювання потужності дози опромінення є Гр/с та рад/с, для еквівалентної дози – Зв/с та бер/с, експозиційної дози – Кл/кг·с (кулон на кілограм·с). Позасистемними одиницями експозиційної потужності дози є Р/с, Р/хв і Р/год.

Для органічного сприйняття щодо великої кількості одиниць виміру доз опромінення доцільно показати їхній взаємозв'язок (табл. 1.3).

Слід зазначити, що за допомогою приладів можна виміряти експозиційну дозу, а також за певних умов поглинену дозу. Решта доз

приладами не вимірюються, а може бути оцінені лише розрахунковим шляхом.

Таблиця 1.3 – Дози опромінення у різних системах одиниць

Найменування доз опромінення	Одиниця виміру		Взаємозв'язок
	Міжнародна система одиниць (СО)	Позасистемна одиниця виміру	
Експозиційна (X)	Кулон на кілограм (Кл/кг)	Рентген (Р)	$1 \text{ Кл/кг} = 3.88 \cdot 10^3 \text{ Р}$
Поглинена (D)	Грей (Гр) або Дж/кг	Рад	$1 \text{ Гр} = 100 \text{ рад}$
Еквівалентна (H) та ефективна (H_e)	Зіверт (Зв)	Бер	$1 \text{ Зв} = 100 \text{ бер}$
Коллективна еквівалентна (H_s)	Людино-зіверт (люд.Зв)	Людино-бер (люд.бер)	$1 \text{ люд.Зв} = 100 \text{ люд.бер}$

1.4 Радіаційний контроль та його види. Радіаційний моніторинг

Найважливішим елементом більшості приладів виявлення і реєстрації кількісних характеристик іонізуючих випромінювань є детектор (приймач). Принцип роботи та влаштування детектора визначаються характером взаємодії випромінювання з речовиною. Детектування іонізуючого випромінювання засноване на реєстрації ефектів, що викликає випромінювання під час проходження через речовину. До таких ефектів відносяться: іонізація та збудження атомів речовини; світіння деяких речовин; зміна кольору хімічних розчинів та ін. Кількісними характеристиками реєстрованих ефектів є кількість носіїв заряду, що утворилися, число утворених фотонів та ін.

До основних характеристик детекторів всіх типів відносяться ефективність реєстрації, тимчасовий дозвіл та час відновлення. Ефективність реєстрації – це відношення числа зареєстрованих частинок (гамма-квантів) до повного числа частинок, що пройшли за цей же час через детектор. Час розділення (роздільна здатність) визначається мінімальним проміжком часу між двома послідовними актами реєстрації,

протягом якого детектор залишається нечутливим до радіоактивного випромінювання. Час відновлення – це інтервал часу, протягом якого детектор, зареєструвавши одну частинку, встигає повернутися до початкового стану для реєстрації наступної частинки.

За методом реєстрації детектори поділяють на іонізаційні, сцинтиляційні, фотографічні, хімічні та ін. Іонізаційний метод заснований на виявленні ефекту іонізації атомів речовини під дією іонізуючого випромінювання. Під впливом випромінювань відбувається іонізація повітря чи газу. Нейтральні атоми газу або повітря в ізольованому обсязі після дії поділяються на позитивні та негативні іони. Якщо в цьому обсязі помістити два електроди, яким додається постійна напруга, то між електродами створюється електричне поле. За наявності електричного поля в іонізованому газі чи повітрі виникає спрямоване рух частинок (іонів), тобто. через газ протікає електричний струм, званий іонізаційним. Вимірюючи іонізаційний струм, можна судити про інтенсивність іонізуючих випромінювань.

До приладів, що працюють на основі іонізаційного ефекту, відносять іонізаційні камери та лічильники. Принципові схеми іонізаційної камери та лічильника однакові. Іонізаційна камера являє собою заповнений повітрям замкнутий об'єм, усередині якого знаходяться два ізольовані один від одного електроди. До електродів додається напруга від джерела постійного струму (до 1000 В). За відсутності іонізуючого випромінювання в ланцюзі іонізаційної камери струму не буде, оскільки повітря є ізолятором. При дії випромінювань в іонізаційній камері атоми повітря іонізуються. В електричному полі позитивні іони переміщуються до катоду, а негативні – до аноду. У ланцюзі камери виникає іонізаційний струм, який реєструється прилад. Числове значення іонізаційного струму пропорційне потужності іонізуючого випромінювання. Отже, за іонізаційним струмом можна судити про потужність дози випромінювання, що впливає камеру. Іонізаційні камери прості та характеризуються високою ефективністю реєстрації, але мають низку недоліків. Так, для вимірювання повної енергії іонізуючої частинки необхідно, щоб її пробіг повністю вмістився в камері. Тому Іонізаційні камери придатні для вимірювання енергії тільки сильно іонізуючих частинок з малим пробігом (альфа-частинок або уламків поділу). Іонізаційні камери чутливі до перешкод та шумів. Недоліки іонізаційних камер значно подолані в газорозрядних лічильниках. Дотепер у дозиметрії та радіометрії найширше застосування отримали лічильники

Гейгера-Мюллера. Промисловістю випускаються два види лічильників Гейгера – циліндричні та торцеві. Циліндричний лічильник Гейгера (рис. 1.3 а) є герметично запаювану тонкостінну металізовану трубку 1 (катод), вздовж осі, якою натягнута металева нитка 2 (анод), завтовшки 10-100 мкм.

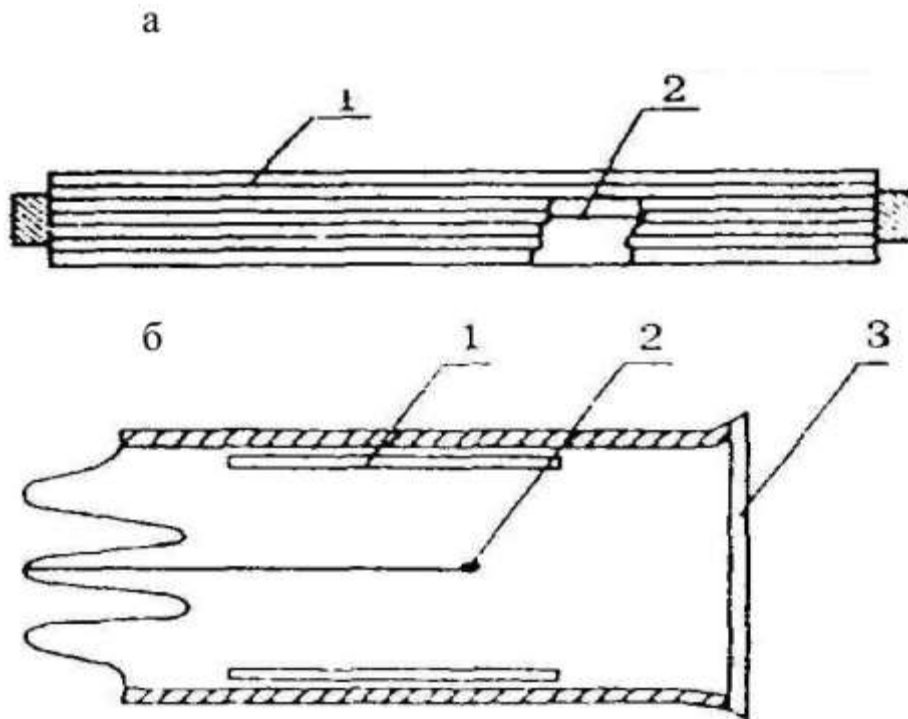


Рисунок 1.3 – Схеми газорозрядних лічильників

У торцевих лічильників Гейгера (рис. 1.3 б) у металевому чи скляному металізованому корпусі 1 (катоді) в торцевій частині є тонке слюдяне віконце 3. Лічильник заповнюється газом-аргоном або неоном. Електроди лічильника, залежно з його типу, перебувають під напругою 250-1000 В. Величина робочої напруги залежить від конструкції лічильника і складу газової суміші, що його заповнює. Електрична схема включення лічильника наведена на рис. 1.4.

Іонізуюче випромінювання проникає в циліндричний лічильник через його бічну поверхню, в торцевий – через слюдяне віконце. При дії іонізуючого випромінювання в робочому обсязі лічильника утворюються заряджені частки. Електрони, рухаючись в електричному полі до анода лічильника, якого значно менше площі катода, набувають кінетичної енергії, достатню для додаткової іонізації атомів газового середовища. Вибиті у своїй електрони також виробляють іонізацію. Таким чином, одна

частинка іонізуючого випромінювання, що потрапила в об'єм газової суміші лічильника, що викликає утворення лавини вільних електронів. На аноді лічильника збирається велика кількість електронів. Внаслідок цього позитивний потенціал різко зменшується і виникає електричний імпульс.

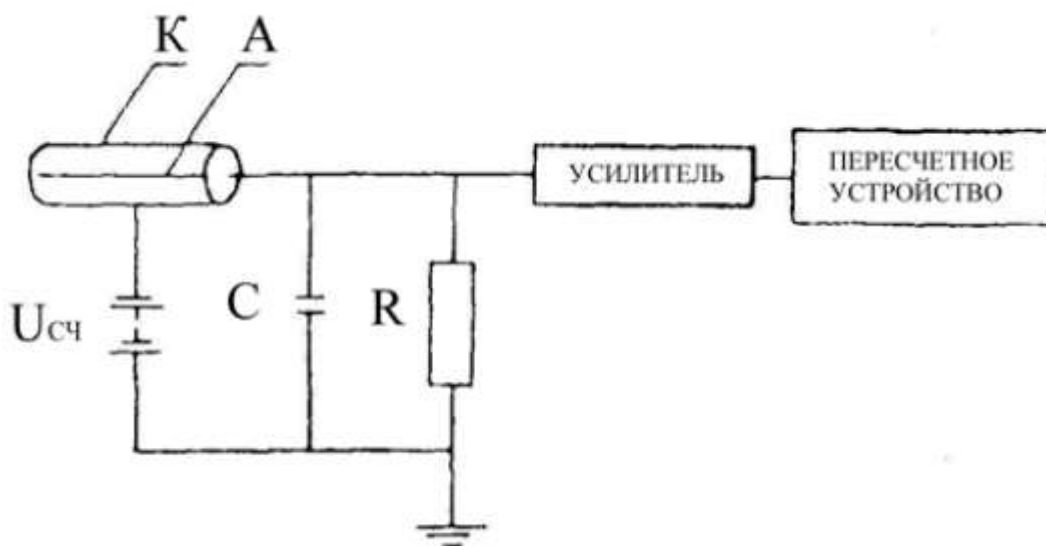


Рисунок 1.4 – Схема включення лічильника до мережі

Число імпульсів струму, що виникають у лічильнику, залежить від напруги між його електродами. Залежність швидкості рахунку імпульсів n (числа імпульсів, що реєструються лічильником в одиницю часу) від напруги, прикладеної до електродів, наведено на рис. 1.5.

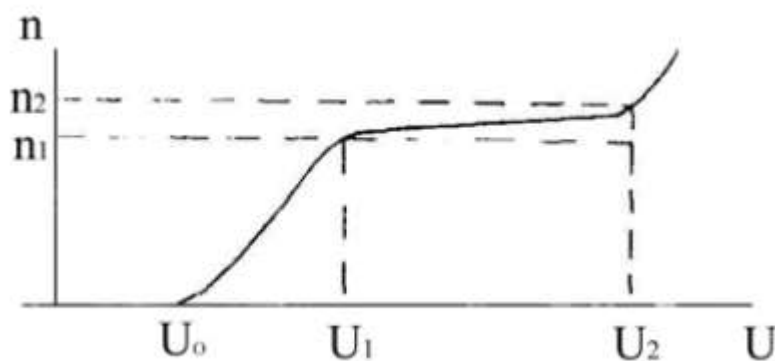


Рисунок 1.5 – Залежність формування імпульсів від напруги, що подається

До напруги запалювання U_0 електричні імпульси в ланцюзі анода не виникають. Лічильник «не відчуває» іонізуючого випромінювання. Це

пов'язано з тим, що електронно-іонні пари, що утворюються в обсязі лічильника під впливом іонізуючого випромінювання, нейтралізуються, не встигаючи досягти електродів. Зі зростанням напруги процеси нейтралізації стають менш ймовірними, ніж іонізація атомів. Це призводить до зростання кількості частинок, що реєструються лічильником в інтервалі значень напруги від U_0 до U_1 . При підвищенні напруги від U_1 до U_2 число імпульсів n , що реєструються лічильником в одиницю часу, стає практично незмінним. При значеннях напруги від U_1 до U_2 процес набуває характеру самостійного розряду. Поява в обсязі лічильника іонізуючої частинки призводить до виникнення одного електричного імпульсу. Проміжок напруги від U_1 до U_2 , що додаються до електродів лічильника, названий областю Гейгера. При напрузі більше U_2 попадання в лічильник однієї частинки викликає не один, а кілька імпульсів струму в ланцюзі анода, тобто. Відбувається багаторазова реєстрація однієї частинки. Лічильники, що працюють навіть у області Гейгера, реєструють в повному обсязі що надходять частки, тобто. ефективність реєстрації менше ніж 100%. Крім того, у лічильниках Гейгера великий час відновлення їхньої чутливості ($10^{-4} - 10^{-3}$ с).

В даний час завдяки ряду переваг у порівнянні з іншими методами реєстрації широкого застосування знайшли сцинтиляційні лічильники. Речовини, що випромінюють світло під дією іонізуючого випромінювання, називаються сцинтиляторами. Сцинтиляційний метод реєстрації радіоактивних випромінювань заснований на зміні інтенсивності світлових спалахів, що виникають у люмінесцентних речовин при проходженні через них іонізуючого випромінювання. Кількість спалахів пропорційна потужності дози опромінення. Як сцинтилятори використовуються кристали деяких неорганічних або органічних речовин (сірчистий цинк, йодистий натрій та ін.). Реєстрація світлових спалахів здійснюється за допомогою фотоелектронного помножувача з електронною схемою, що реєструє. Фотоелектронний помножувач перетворює слабкі світлові спалахи від сцинтилятора на великі електричні імпульси.

Основними перевагами сцинтиляційних датчиків є їхня висока ефективність реєстрації радіоактивних випромінювань, малий час випромінювання сцинтиляторів ($10^{-7} - 10^{-9}$ с), висока часова роздільна здатність. Такі параметри лічильника дозволяють проводити вимірювання з короткоживучими радіонуклідами.

Сутність фотографічного методу заснована на ступені почорніння фотоемульсії. Під дією іонізуючих випромінювань атоми бромистого срібла, що містяться у фотоемульсії, розпадаються на срібло та бром. При цьому утворюються дрібні кристалики срібла, які викликають почорніння фотоплівки при її прояві. Щільність почорніння пропорційна поглиненій енергії випромінювання. Порівнюючи щільність почорніння з еталоном, визначають дозу опромінення, отриману плівкою. На цьому принципі засновані індивідуальні фотодозиметрії.

Сутність хімічного методу полягає в тому, що деякі хімічні речовини під впливом іонізуючих випромінювань змінюють свою структуру. Наприклад, хлороформ у воді при опроміненні розкладається з утворенням соляної кислоти, яка дає кольорову реакцію з барвником доданим до хлороформу. За щільністю забарвлення судять про дозу опромінення. На цьому в принципі засновані хімічні дозиметри.

У сучасних дозиметричних та радіометричних приладах широке поширення набули іонізаційний та сцинтиляційний методи. Дозиметричні прилади призначені для вимірювання експозиційної, поглиненої, еквівалентної доз опромінення або потужності цих доз.

Прилади призначені для вимірювання активності джерел потоку частинок, густини потоку частинок або фотонів називають радіометрами. Спектрометрами називають прилади, які, як і радіометри, дозволяють виміряти активність джерела, потік частинок або фотонів. Однак, на відміну від радіометрів, за допомогою спектрометрів можна також визначити енергію випромінювання, що реєструється, і навіть розподіл частинок і фотонів по значенням їхньої енергії, тобто. отримати та досліджувати енергетичний спектр випромінювання. Спектрометр – це фактично той самий радіометр з розширеними можливостями щодо вимірювання енергії випромінювання.

1.5 Джерела ІВ природні та техногенні

Природний радіаційний фон є невід'ємним навколишнім фактором середовища, що надає значний вплив на життєдіяльність людини. Еволюційний розвиток показує, що в умовах природного фону Забезпечуються оптимальні умови для життєдіяльності людини, тварин, рослин. Тому при оцінці небезпеки, зумовленої іонізуючим

випромінюванням, дуже важливо знати характер та рівні опромінення від різних джерел.

Природне фонове опромінення людини визначається зовнішнім і внутрішнім опроміненням. Зовнішнє опромінення створюється за рахунок впливу на організм іонізуючих випромінювань від зовнішніх стосовно людини джерел випромінювання, а внутрішнє – з допомогою на організм іонізуючих випромінювань радіоактивних нуклідів, що усередині організму. Космічні випромінювання та ізотопи земної кори створюють природне радіаційне тло, яке характерне для кожної місцевості. Розрізняють первинне та вторинне космічне випромінювання.

Первинне космічне випромінювання є потік частинок, які у земну атмосферу з міжзоряного простору, сонячної системи. Воно складається з протонів (приблизно 90%) та альфа-частинок (близько 10%). В менших кількостях присутні нейтрони, електрони, ядра легких елементів. Більшість первинного космічного випромінювання виникає в межах нашої галактики. Енергія частинок первинного випромінювання досягає 10^{12} – 10^{14} MeV. Крім того, при сонячних спалахах виникає сонячне космічне випромінювання, що призводить до збільшення дози опромінення на поверхні Землі.

Вторинне космічне випромінювання утворюється в результаті взаємодії частинок первинного космічного випромінювання з ядрами атомів, що входять до складу повітря. Воно містить практично всі відомі нині елементарні частинки. У Землі воно складається в основному з фотонів, електронів і позитронів з енергією до 100 MeV.

Потужність космічних променів, що досягають земної поверхні, залежить від географічної широти та висоти над рівнем моря. Зміна потужності космічних променів залежно від географічної широти обумовлено тим, що Земля схожа на величезний магніт. Тому космічні промені, будучи зарядженими частинками, відхиляються від екватора та збираються разом у вигляді своєрідних вирв у області полюсів Землі. Області поблизу екватора, що знаходяться на рівні моря, одержують найменшу дозу космічного випромінювання, приблизно рівну 0.35 мЗв/рік. На широті 50° доза космічного випромінювання становить 0.5 мЗв/год. Це пов'язано з тим, що товстий шар атмосфери, містить повітря і пари води, руйнуючи, уповільнюючи та зупиняючи рух багатьох швидких заряджених частинок, що рухаються із космосу. Зі зростанням висоти над рівнем моря потужність еквівалентної дози космічного випромінювання збільшується.

Наприклад, на висоті 4500 м доза опромінення з космосу становить 3 мЗв/год, але в вершині піка Евересту (8848 м вище над рівнем моря), відповідний показник дорівнює 8 мЗв/год.

У земній корі є радіоізотопи, що не встигли розпастися за час існування Землі. Вони мають період піврозпаду у мільярди років. Найважливішими є калій-40, уран-238, торій-232. Тяжкі ядра цих ізотопів до повного розпаду встигають утворити кілька проміжних радіоактивних ізотопів.

Як правило, природні радіонукліди сконцентровані в гранітних породах гір. Радіоактивність вапнякових та піщаних порід нижча. Середній рівень потужності дози випромінювання на висоті 1 м над поверхнею вапняку дорівнює приблизно 0.2 мЗв/рік. На нашій планеті існує низка регіонів, де значно збільшений рівень радіації, що з ґрунтів і гір – це Бразилія, Єгипет, Індія, Франція, острів Ніуе та інших. Так у ряді місць Бразилії, головним чином у прибережних смугах землі, потужність дози випромінювання з ґрунту та скельних порід становить 5 мЗв/рік. Приблизно 1/6 частина населення Франції (7 млн. чоловік) мешкає в районах, де скельні породи представлені в основному гранітом, через що радіаційний фон підвищений і потужність дози становить до 3.5 мЗв/рік. В індійських штатах Керала та Мадрас проживає близько 100 тисяч осіб, які отримують дозу, в середньому рівню 13 мЗв/рік. Питома радіоактивність ґрунту вища за умови, що в ній міститься більше глинистих частинок та чорнозему. Лісові та дерново-підзолисті ґрунти мають меншу радіоактивність. У Білорусі природне опромінення становить близько 2.4 мЗв/рік.

Наприкінці сімдесятих років минулого століття встановлено, що найбільше вагомим із усіх природних джерел радіації є важкий газ радон-222 та його ізотоп радон-220 (торон). Для зручності під радоном розуміють обидва вказані ізотопи. Радон-222 – це продукт радіоактивного перетворення урану-238, а радон-220 – торію-232. Інертний важкий газ радон без кольору та запаху, в 7.5 рази важчий за повітря, розчиняється у воді, точка кипіння -65°C . «Дочірні» продукти розпаду радону також радіоактивні ізотопи: полонію, свинцю та вісмуту.

Зараз відомо, що радіаційна доза в легенях від дочірніх продуктів багато разів більше, ніж від радону. Атоми будь-якого газу, у тому числі і радону, прагнуть за найменшої можливості залишити ту порожнину, яка їх містить у собі. Влучаючи в атмосферу, радон переноситься повітряними

масами, продовжуючи розпадатися. Радон робить внесок у зовнішнє і внутрішнє опромінення, тому що може потрапляти в організм з повітрям, їжею і водою. Слід пам'ятати, що концентрація радону у житлових приміщеннях вища, ніж зовні. Це обумовлено вмістом радону в будівельних матеріалах, надходженням до будинків разом з ґрунтовим повітрям. У навколишнє середовище він затягується з ґрунту внаслідок різниці тисків усередині та поза будівлею. Якщо будинок стоїть на багатому радіоактивними елементами ґрунту, то ситуація особливо несприятлива. Так як для будівництва будівель використовуються природні матеріали, то й у будинках людина не позбавлена впливу іонізуючих випромінювань. Найменше радіоактивність у дерев'яних будинках (до 0.5 мЗв/рік), у цегляних (до 1.5 мЗв/рік), у залізобетонних може досягати до 1.7 мЗв/рік. Особливо сильний вплив радон робить на людей, що знаходяться в підвальних приміщеннях, та на перших поверхах житлових будівель. Тому для того, щоб зменшити ризик радонового опромінення, необхідно проводити захисні заходи: використовувати для підлоги спеціальні покриття, ретельно провітрювати приміщення та ін. Наприклад, активна вентиляція приміщення в протязом 2–3 годин знижує концентрацію радону у 3–4 рази.

Частина радону в будівлі накопичується також із природного газу та води. На кухню радон надходить із природним газом. У ванній концентрація радону може втричі перевищити таку на кухні. Це пояснюється значним вмістом радону у воді, що коливається від часток одиниць до 100 млн. Бк/м³. Багато радону може містити вода з глибоких підземних свердловин або артезіанських колодязів. У підземних водах концентрація може становити від 5 Бк/л до 1 МБк/л, тобто. змінюватись у мільйон разів. У водах озер та річок концентрація радону рідко перевищує 0,5 Бк/л, а водах морів і океанів – не понад 0,05 Бк/л. При кип'ятінні велика частина радону випаровується. Радон, що надходить з некип'яченою водою, швидко виводиться з організму. Сира вода з радоном, що потрапила в шлунково-кишковий тракт, не така шкідлива і небезпечна, як радон, що потрапляє в легені. Тому розпорошуючи воду у ванній за допомогою душу, ми переводимо радон із води у повітря, а потім у легені.

У зв'язку з викладеним проблема радону набула істотного значення. До 1990 р. в жодній країні не встановлювалися нормативи утримання радону та продуктів його розпаду у житлових приміщеннях. Нині у низці

країн прийнято допустимі концентрації радону всередині приміщень. Відповідні нормативи передбачені для існуючих та проєктованих будівель, які наведені у табл. 1.4.

За рахунок радону та дочірніх продуктів його розпаду середній мешканець планети отримує в середньому за рік близько 100 мбер = 1 мЗв опромінення. У середньому близько 60-70% ефективної дози опромінення, яку людина отримує від природних джерел радіації, надходить в організм із їжею, водою та повітрям. Зокрема, людина отримує близько 180 мкЗв на рік за рахунок радіоактивного калію-40, який відіграє істотну роль у процесі його життєдіяльності. Причому калій-40 міститься майже у всіх харчових продуктах (табл. 1.5).

Крім калію-40 в організмі дорослої людини масою 70 кг міститься в середньому: урану-238 – $7 \cdot 10^{-4}$ г; урану-235 – $5 \cdot 10^{-6}$ г; торію-232 – $7 \cdot 10^{-1}$ г; радію-226 – $2.5 \cdot 10^{-10}$ г. У незначних кількостях міститься також радіоактивні ізотопи вуглецю-14, полонія-210, свинцю-210 та інші. Вони безперервно надходять в організм і частково виводяться з нього, тому зміна вмісту довго живучих природних радіонуклідів у продуктах харчування, воді і повітрі порушує рівень рівноваги радіонуклідів в організмі людини.

Таблиця 1.4 – Нормативи концентрації радону у повітрі жилих помешкань (Бк/м³)

Країна	Існуючі будівлі	Проєктовані будівлі
Швеція	100	100
Фінляндія	400	100
США	80	–
Канада	400	–
Німеччина	200	–
Великобританія	200	–
Росія	200	100
Республіка Білорусь	200	100
Міжнародна комісія радіологічного захисту	200	100

З усіляких способів внутрішнього опромінення найнебезпечніше вдихання забрудненого повітря, тому що доросла людина, зайнята роботою середньої тяжкості, споживає повітря 20 м³ (води ж лише 2 літри);

радіоактивна речовина, що надходить таким шляхом в організм людини, швидко засвоюється. Приблизно 2/3 ефективної еквівалентної дози опромінення, яку людина отримує від природних джерел радіації, зумовлені внутрішнім опроміненням. При цьому ті самі концентрації радіонуклідів при внутрішньому опроміненні більш не безпечніші, ніж зовнішнього опромінення. Це обумовлено тим, що при внутрішньому опроміненні різко збільшується час опромінення тканин організму, що визначається терміном перебування джерела радіації організм.

Таблиця 1.5 – Вміст радіоактивного калію-40 у харчових продуктах

Продукт	Вміст калію-40, мкг/кг
Житній хліб	2420
Макарони	1300
Крупа гречана	1300
Рис	700
Горох	9070
Борошно пшеничне, в/с	860
Молоко парне	1430
Вершкове масло	140
Сир	3720
Сир твердий	890
М'ясо яловиче	3380
Сало свиняче	1690
Риба	2620
Картопля	4490
Капуста	3300
Буряк	3530
Морква	2870
Шоколад	5630
Какао	11110

Науковий комітет ООН з дії атомної радіації рекомендує вважати сумарну ефективну дозу від природних джерел радіації, що дорівнює 2 мЗв/рік, у тому числі від внутрішнього опромінення 1.65 мЗв/рік, від зовнішнього – 0.35 мЗв/рік.

Розглянуті вище рівні фонового опромінення людини відносяться до споконвічному розподілу природних джерел радіації, що склався на нашій

планеті. У процесі використання різних технологій людина може локально змінювати розподіл цих джерел.

Видобуток та переробка копалин перерозподіляють природні радіоактивні елементи. Спалювання кам'яного вугілля призводить до викиду в атмосферу аерозолів, що містять велику кількість радіоактивних елементів. Зола вугілля йде на виробництво бетону, внаслідок чого бетонні будівлі мають підвищений радіаційний фон. Для виробництва цегли також використовуються деякі природні матеріали, які дають внесок у радіаційний фон (до 1 мЗв/рік).

Іншим джерелом антропогенного підвищення радіаційного фону є використання фосфорних добрив у сільському господарстві, що призводить до проникнення радіонуклідів із ґрунту в харчові культури. Застосування добрив у рідкому вигляді веде до забруднення радіоактивними речовинами харчових продуктів. Самі підприємства, що виробляють фосфатні добрива, сприяють підвищенню концентрації урану, радію, радону, торію у приземному повітрі у 2–14 разів у порівнянні з їх природними концентраціями. Додаткове забруднення навколишнього середовища цими радіонуклідами обумовлено скиданням рідких відходів фосфатних виробництв, а також використанням їх побічних продуктів у будівельній промисловості.

За останні кілька десятиліть людина навчилася використовувати енергію атомного ядра в різних цілях. Вона використовується для створення атомної зброї, виробництва електроенергії, в медицині та ін. Зброя та аварії на радіаційно небезпечних об'єктах призвели до додаткового радіоактивного забруднення усієї планети. Запущені на велику висоту радіоактивні речовини незалежно від цього, у якій географічній точці стався вибух, концентруються, переважно, між тридцятим і п'ятидесятим градусом широти у північній та південній півкулях. При цьому в північній півкулі концентрація у 3–4 рази більша, ніж у південній. Радіоактивні речовини поступово випадають на земну поверхню здебільшого зі зливами.

Істотну добавку в дозу, що отримується людиною, вносять медичні процедури. Доза місцевого одноразового опромінення при рентгенографії зубів становить 30 мЗв, при рентгеноскопії шлунка – 300 мЗв, при флюорографії – 3.7 мЗв. Радіоактивні ізотопи широко використовуються в техніці для неруйнівного контролю якості виробів.

Незначні дози додаються до природного радіаційного фону при перегляді телевізора, роботі з дисплеєм ЕОМ, при перельотах літаком і т.д. Щоденний протягом року тригодинний перегляд телевізійних програм збільшує дозу опромінення на 0,005 мЗв/рік. Переліт літаком на відстань 2400 км додасть до дози опромінення 0,01 мЗв.

Дози опромінення людини від джерел, що дають найбільший внесок у індивідуальну дозу, наведено у табл. 1.6. З цієї таблиці видно, що зі штучних джерел опромінення основну добавку до природного радіаційного фону дають медичні процедури. Аварія на Чорнобильській АЕС у середньому по Білорусі дала перший рік індивідуальну дозу, приблизно рівну природному радіаційному фону.

Таблиця 1.6 – Дози опромінення людини від джерел, що дають найбільший внесок у індивідуальну дозу

Джерела випромінювання	Індивідуальна доза, мЗв/год
Природні джерела	2.4
Медичні процедури	0.4
Випробування ядерної зброї	0.2
Аварія на Чорнобильській АЕС	Середньо по Білорусі 2.2

1.6 Атомна енергетика та її вплив на довкілля

1.6.1 Вплив атомної енергетики на здоров'я людини

У 1898 році Анрі Бекерель протягом шести годин носив у кишеньковому жилеті пробірку з радієм, яку подарувала йому Марія Склодовська-Кюрі та через деякий час на його тілі там, де зберігалася пробірка з радієм, утворився опік. Так вперше було виявлено особливу властивість радію впливати на живу тканину. Це започаткувало нову галузь науки – радіаційної біології.

Поступаючи в тіло живого організму, енергія випромінювання змінює біологічні та фізіологічні процеси, що протікають у ньому, порушує обмін речовин. Вплив іонізуючих випромінювань на біологічні об'єкти підрозділяють п'ять видів:

1. Фізико-хімічні (що викликають перерозподіл енергії за рахунок іонізації). Тривалість $10^{-12} - 10^{-8}$ с.

2. Хімічні ушкодження клітин та тканин (утворення вільних радикалів, збуджених молекул тощо). Тривалість – від 10^{-7} с до декількох годин.

3. Біомолекулярні ушкодження (ушкодження білків, нуклеїнових кислот тощо). Тривалість – від мікросекунд до кількох годин.

4. Ранні біологічні ефекти (загибель клітин, органів, всього організму). Триває стадія від кількох годин до кількох тижнів.

5. Віддалені біологічні ефекти (виникнення пухлин, генетичні порушення, скорочення тривалості життя тощо). Триває роками, десятиліттями і навіть століттями.

Виділяють два шляхи ураження клітин іонізуючим випромінюванням: прямий і непрямий. Прямий шлях ураження клітини характеризується поглинанням енергії випромінювання молекулами (мішенями) клітин, і насамперед молекулами ДНК (дезоксирибонуклеїнової кислоти), що входять до структури ядер хромосом. При прямому впливі іонізуючих випромінювань відбуваються збудження молекул, їх іонізація, розрив хімічних зв'язків. Руйнуються ферменти та гормони і відповідно в організмі здійснюються фізико-хімічні зрушення. Відбувається аберація хромосом. Останні надриваються, розриваються на уламки чи структурно перебудовуються. Тісна залежність між ступенем руйнування (аберацій) хромосом та летальним ефектом опромінення свідчить про вирішальну роль ураження ядерного матеріалу у результаті променевого ураження клітин.

Для повнішого з'ясування даного шляху поразки слід розглянути будову клітини. Вона складається з оболонки, ядра та ряду клітинних органел (рис. 1.6). Ядро відокремлено від цитоплазми мембраною. Воно містить ядерце і хроматину. Останній являє собою певний набір ниткоподібних частинок – хромосом. Речовина хромосом складається з нуклеїнових кислот, які є зберігачами спадкової інформації та спеціальних білків. Індивідуальна особливість кожного типу білка залежить від того, скільки амінокислот і які складають його ланцюг.

При впливу великих доз випромінювання клітина виглядає під мікроскопом майже так само, як і при впливі високої температури порушується цілісність її оболонки та складових частин цитоплазми, ядро ущільнюється, розривається, але може і розріджуватися. Клітини гинуть. При невеликих дозах випромінювання найнебезпечнішим є пошкодження

ядерних ДНК, у яких закодовано структуру білків. Пошкодження ДНК дає поштовх для пошкодження генетичного коду.

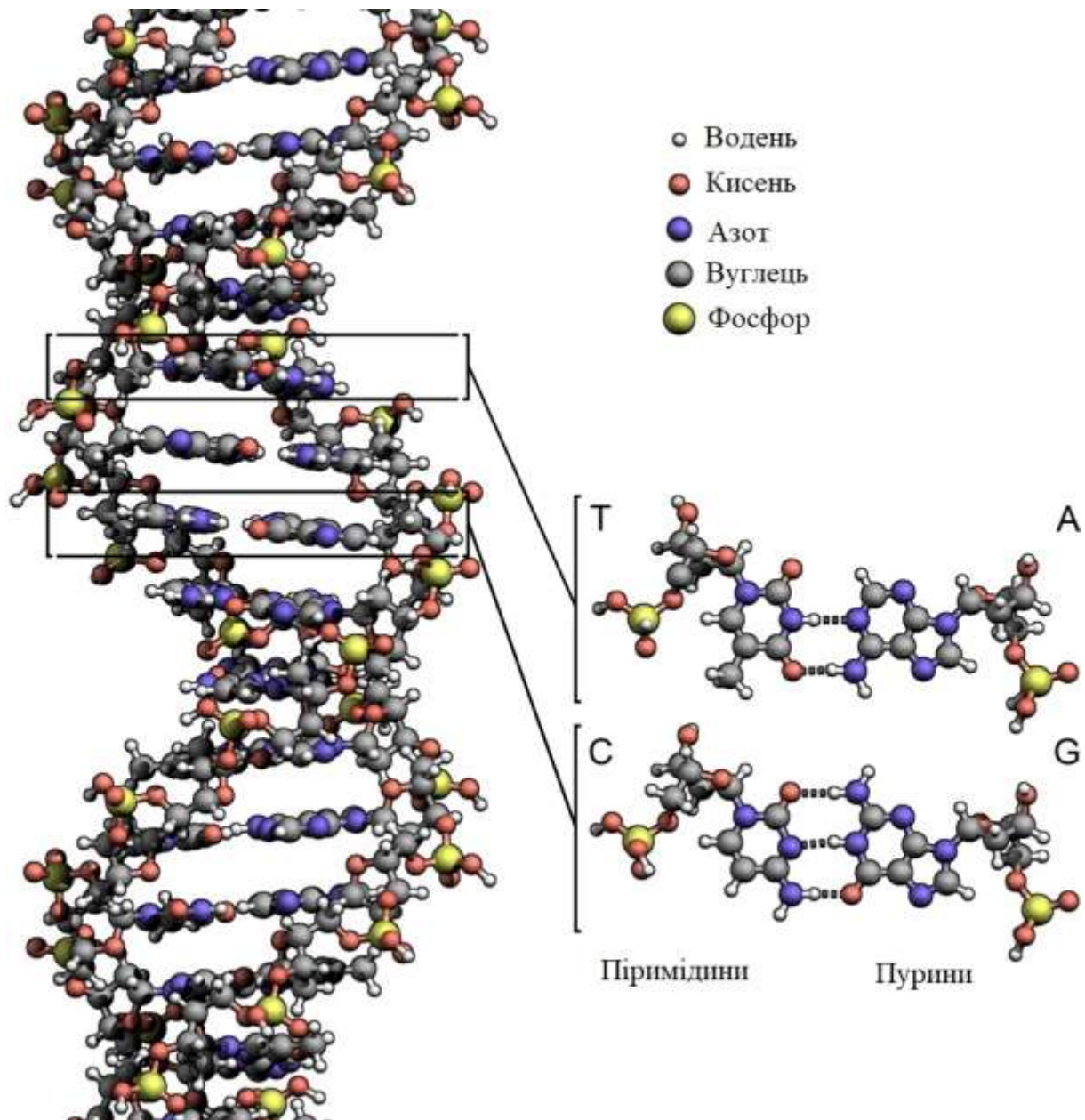
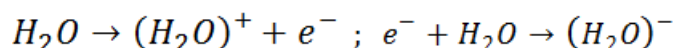


Рисунок 1.6 – Ділянка молекули ДНК.

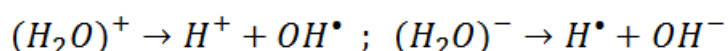
Непрямий вплив іонізуючих випромінювань проявляється у хімічних реакціях, які у результаті розкладання чи дисоціації води. Оскільки організм людини складається на 85-90% води, цей шлях ураження є важливим у формуванні наслідків радіаційних поразок.

Під впливом іонізуючих випромінювань у воді йдуть процеси її іонізації з утворенням швидких вільних електронів та позитивно

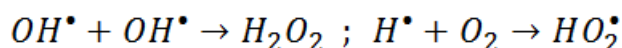
заряджених іонів води. Електрон, що утворився, поступово втрачає свою енергію за рахунок зіткнення з іншими молекулами, поки його не захопить інша молекула.



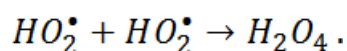
$(H_2O)^+$, $(H_2O)^-$ не є стабільними та розпадаються, утворюючи іон та вільний радикал:



Радикали OH^\bullet і вступають у хімічні реакції з утворенням перекису водню та гідро пероксиду

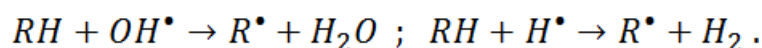


Радикали гідропероксиду, з'єднуючись, дають вищий перекис:



Пероксидні речовини мають сильні окисні та токсичні властивості. Вступаючи в сполуки з органічними речовинами та, насамперед всього, з молекулами, що отримали високу хімічну активність в результаті іонізації або збудження, вони викликають значні хімічні зміни в клітинах і тканинах, що призводить до деполімеризації нуклеїнових кислот, порушення проникності клітинних мембран, підвищення проникності стінок кровоносних судин, що супроводжується кровотечами та крововиливами.

Вільні радикали OH^\bullet і H^\bullet також вступають у реакції з органічними молекулами. Якщо позначити органічну молекулу RH , де R – вся молекула (за винятком одного атома водню), то можна записати реакції таких молекул із вільними радикалами OH^\bullet і H^\bullet , що призводять до утворення нових радикалів:



Клітини при впливі не смертальної їм дози здатні до репарації, тобто відновлення. Не всі пошкодження ДНК рівнозначні за наслідками радіаційного впливу. Відновлення одиночних розривів ниток ДНК відбувається досить ефективно. У клітинах ссавців швидкість репарації така, що за нормальної температури половина радіаційних одиночних розривів відновлюється приблизно протягом 15 хв, так що, ймовірно, одиночні розриви ниток ДНК не є причиною загибелі клітин на відміну від подвійних розривів ниток та пошкоджень основ.

Репарація ДНК – основа для нормального функціонування клітини. Встановлено, що вже при дозі 1 Гр у кожній клітині людини ушкоджується 5000 основ молекул ДНК, виникає 1000 одиночних та 10-100 подвійних розривів. Розрізняють три види репарацій:

1. Безпомилкові репарації, засновані на видаленні пошкодженої ділянки ДНК та заміні її на нову, що призводить до відновлення нормальної функції ДНК;

2. Помилкові репарації, що призводять до втрати або зміни частини генетичного коду;

3. Неповні репарації, у яких безперервність ниток ДНК не відновлюється.

Два останні види репарацій призводять до виникнення мутацій, тобто видозмін у клітинах. Поява мутації означає, що клітина містить генетичний матеріал, відмінний від генетичного матеріалу, що міститься у вихідних (нормальних) клітинах. Мутації можуть посилювати, зменшувати або якісно змінювати ознаку, що визначається геном. Ген – одиниця спадкового матеріалу, відповідальна за формування будь-якого елементарного ознаки, що зазвичай є частиною молекули ДНК.

Наслідки виникнення мутацій негаразд великі в соматичних (нестатевих) клітинах організму на відміну мутацій в статевих клітинах. Мутація в соматичній клітині може призвести до порушення функції або навіть загибелі цієї клітини чи її нащадків. Але оскільки кожен орган складається з багатьох мільйонів клітин, вплив однієї чи кількох мутацій на життєдіяльність всього організму нічого очікувати значним. Проте соматичні мутації згодом можуть стати причиною ракових захворювань або передчасного старіння організму. Мутації, що відбуваються у статевих клітинах, можуть надати згубний вплив на потомство: ведуть до загибелі потомства чи викликають поява потомства із серйозними аномаліями.

Якщо великі дози опромінення призводять до припинення всіх обмінних процесів у клітині і навіть до руйнування клітини, тобто. її фактичної загибелі, то при опроміненні невеликими дозами часто відбувається пригнічення здатності клітин ділитися, що називається репродуктивною смертю. Клітина, що втратила здатність ділитися, не завжди має ознаки ушкоджень, вона може ще довго жити і після опромінення. В даний час вважається, що більшість гострих та віддалених наслідків опромінення організму – результат репродуктивної загибелі клітин, яка проявляється при «спробі» таких клітин розділитися.

Відповідно до зменшення рівня радіочутливості клітини організму можна розташувати в такій послідовності:

1. Висока чутливість до радіоактивного випромінювання: лімфоцити (білі кров'яні тільця), кровотворні клітини кісткового мозку, зародкові клітини насінників та яєчників, клітини епітелію тонкого кишечника;

2. Середня чутливість: клітини зародкового шару шкіри та слизових оболонок, клітини сальних залоз, клітини волосяних фолікулів, клітини потових залоз, клітини епітелію кришталіка, хрящові льотки, клітини судин;

3. Досить висока стійкість до випромінювань: клітини печінки, нервові клітини, м'язові клітини, клітини сполучної тканини, кісткові клітини.

Клітини мають різну будову та виконують різні функції (наприклад, нервові, м'язові, кісткові тощо). Групи клітин утворюють тканини, яких складаються органи та системи (травна, нервова, кровоносна системи, залози внутрішньої секреції та ін.). Тканина – це не просто сума кліток, це вже система, що має свої функції. Вона має свою систему саморегуляції і, встановлено, що клітини тканини, які активно діляться, більш схильні до дії радіації. Тому м'язи, мозок, сполучні тканини Дорослі організми досить стійкі до впливу радіації. Клітини ж кісткового мозку, зародкові клітини, клітини слизової оболонки кишечника є найуразливішими. Оскільки найбільше розподіл клітин відбувається у організмі, що зростає, вплив радіації на дитячий організм особливо небезпечний. Вплив опромінення на плід може призвести до народження неповноцінного потомства, причому найнебезпечніший період є 8–15 тижні вагітності, коли відбувається закладка органів майбутньої людини.

У дорослого організму найбільш уразливим є червоний кістковий мозок, що виробляє клітини крові, які самі не діляться і швидко

зношуються. Тому організм потребує постійного їхнього оновлення. Лейкоцити, що виробляються червоним кістковим мозком (білі кров'яні тіลця) виконують функцію захисту організму від збудників інфекційних захворювань, що потрапили в нього (імунний захист). В результаті порушення дозрівання клітин кісткового мозку різко знижується вміст лейкоцитів у крові, що призводить до зниження опірності організму до різних інфекцій. Дуже чутливими є клітини статевих залоз, нагадаємо, що якщо для всього організму загалом при одноразовому рівномірному опроміненні коефіцієнт ризику прийняти за одиницю, то статевих залоз (яєчників, насінників) він дорівнює 0.25, а червоного кісткового мозку – 0.12. Яєчники дорослих жінок містять велику кількість незамінних яйцеклітин, що знаходяться на різних стадіях розвитку. Тому опромінення, що призводить до фактичної чи репродуктивної загибелі яйцеклітин, може викликати стійке безпліддя.

Опромінення чоловіків дозою 2.5 Гр викликає стерильність протягом двох-трьох років, а після опромінення дозою 4–6 Гр настає постійна стерильність. У жінок високої радіаційної чутливості мають також молочні залози (коефіцієнт ризику при одноразовому рівномірному опроміненні) дорівнює 0.15).

У системі органів травлення при одноразовому рівномірному опроміненні найбільш радіо чутливою є печінка, потім йдуть у порядку зменшення радіочутливості підшлункова залоза, кишечник, шлунок, стравохід, слинні залози, язик, порожнина рота. Відносно високою радіочутливістю володіють також клітини волосяних фолікулів. Після опромінення дозою 3–4 Гр волосся починає рідшати та випадати протягом 1–3 тижнів. Потім зростання волосся може відновитись. Однак при опроміненні дозою близько 7 Гр відбувається повна втрата волосся.

Слід зазначити, що значна частина радіонуклідів потрапляє всередину організму з повітрям, що вдихається, їжею і водою. При цьому найбільші дози внутрішнього опромінення отримують органи систем дихання та травлення, а також ті органи, в яких накопичуються радіонукліди, що потрапили всередину організму. Так, наприклад, клітини щитовидної залози високоспеціалізовані та повільно діляться. Коефіцієнт радіаційного ризику для щитовидної залози при одноразовому рівномірному зовнішньому опроміненні невеликий – 0.03. Однак при потраплянні в організм радіоіотопів йоду вони накопичуються в щитовидній залозі в необмеженій кількості, що різко підвищує ефективну

еквівалентну дозу опромінення цього органу. Щитовидна залоза є одним із органів ендокринної системи – найважливішої регуляторної системи організму.

При вдиханні частинок, що містять радіонукліди, область їх осадження в дихальних шляхах та легень, час утримання на ділянках осадження та тривалість перебування на шляхах вилучення визначають ефективну тканинну дозу. Розчинні радіонукліди потрапляють у кров і розносяться всьому організму. Більшість типів клітин, що становлять структуру легень, відносно стійкі до нетривалого опромінення, проте, легкі як орган, що має тонку структуру, характеризується значною радіочутливістю на тканинному рівні.

Всмоктування радіонуклідів у шлунково-кишковому тракті великою мірою залежить від входження в склад різних сполук. Наприклад, всмоктування з шлунково-кишкового тракту органічно пов'язаного плутонію 25 разів більше, ніж всмоктування нітрату плутонію. При цьому 90% вступника плутонія накопичується в скелеті, що призводить до значного внутрішнього опромінення червоного кісткового мозку.

При дії різних доз опромінення можуть спостерігатися такі радіаційні ефекти:

1. Соматичні (нестохастичні). Це безпосередні тілесні ушкодження організму, що виникають невдовзі після дії опромінення;
2. Соматико-стохастичні ефекти. Це наслідки, які виявляються на великих групах людей у віддалені періоди після опромінення;
3. Генетичні ефекти. Вони виявляються як виникнення хромосомних аберацій, домінантних генних мутацій.

Більшість променевих уражень виникає через тривалий термін після гострого одноразового або хронічного опромінення. Вони є так званими віддаленими ефектами опромінення, на відміну від безпосередніх ефектів, до яких відносять гостру променеву хворобу та супутній їй симптомокомплекс. Зазначені віддалені ефекти залежать від дози; зі зростанням дози зростає тяжкість ураження. Крім названих ефектів, у віддаленому періоді можуть виникати ще два види, які називають стохастичними (тобто імовірними, випадковостями): соматичні (тілесні) ефекти – злоякісні пухлини та генетичні ефекти – вроджені потворності та порушення, що передаються у спадок. В основі обох зазначених видів стохастичних ефектів лежать мутації, що генеруються випромінюванням та інші порушення у клітинних структурах, які відають спадковістю: у

першому випадку (соматичні захворювання) – рак – у нестатевих соматичних клітинах різних органів та тканин, у другому (у статевих клітинах яєчників та насінників) – генетичні зміни.

Системи органів, які грають вирішальну роль загибелі організму при радіаційному опроміненні, називаються критичними. Поєднання ознак, притаманних перебігу хвороби, називають синдром. При загальному опроміненні організму, залежно від еквівалентної поглиненої дози, може переважати один із синдромів, пов'язаних з критичними системами: 1) кістково-мозковий (кровотворний); 2) шлунково-кишковий; 3) церебральний. Вони розвиваються внаслідок необоротної поразки відповідних критичних систем організму – системи кровотворення, шлунково-кишкового тракту або центральної нервової системи.

Кістково-мозковий (кровотворний) синдром пов'язаний з пошкодженням стовбурових клітин червоного кісткового мозку. Це є смертельним для організму. Зрілі клітини крові не діляться, характеризуються спеціалізованими функціями, швидко зношуються, тому повинні постійно замінюватися новими. Поразка кісткового мозку призводить до падіння кількості різних типів клітин у крові. Скорочення кількості клітин периферичної крові зумовлює симптоми, що передують загибелі організму: зменшення кількості крові, кровотечі, інфекції. Скорочення кількості еритроцитів (червоних кров'яних тілець), відповідно, і зниження гемоглобіну у крові призводить до анемії (недокрів'я). Зменшення кількості тромбоцитів, що беруть участь у процесі згортання крові, призводить до виникнення кровотеч, що посилює анемію. Зменшення числа лейкоцитів (білих кров'яних тілець) призводить до зниження опірності організму до різних хвороб.

Шлунково-кишковий синдром пов'язаний з пошкодженням шару клітин, що вистилають внутрішню стінку тонкої кишки, що призводить до проникнення в організм інфекції з кишечника за рахунок кишкової флори та виникнення інфекційних захворювань. Внутрішня поверхня кишечника, що всмоктує, має ворсинки, спрямовані в просвіт кишечника. У основи цих ворсинок знаходяться швидкодіючі клітини. Порушення процесу оновлення цих клітин і призводить до шлунково-кишкового синдрому, ознаками якого є біль у шлунково-кишковому тракті, втрата апетиту, нудота, блювання, пронос, виразка слизової оболонки рота та зів, млявість, інертність. Все це відбувається на фоні кістково-мозкового синдрому.

Церебральний синдром пов'язаний із порушеннями центральної нервової системи. У центральній нервовій системі на відміну від кісткового мозку та кишечника клітини досить стійкі до впливу радіації, так як зріла нервова тканина складається з високоспеціалізованих клітин, які протягом життя не заміщуються. Вплив радіаційних випромінювань призводить до функціональних порушень на тканинному рівні. Ознаки церебрального синдрому – головний біль, повна байдужість до всього навколишнього, порушення свідомості (можлива тимчасова втрата його), судоми. Ці симптоми пов'язані з ушкодженням мозку.

Опромінення всього організму людини дозою від 1 до 10 Зв призводить до перебігу у нього типової форми гострої променевої хвороби. Розрізняють чотири ступеня тяжкості хвороби: легкий (I) ступінь – при опроміненні дозою 1-2 Зв; середня (II) ступінь - доза опромінення 2-4 Зв; тяжкий (III) ступінь - доза 4-6 Зв; вкрай тяжкий (IV) ступінь - доза 6-10 Зв і більше. Доза, що викликає загибель 50% опромінених людей протягом 30 днів після опромінення, якщо не прийнято відповідні медичні заходи, що становить 3-5 Зв.

У типовій формі променевої хвороби розрізняють чотири періоди:

1. Період первинної реакції – триває від кількох годин до кількох діб, залежно від тяжкості поразки.
2. Період уявного благополуччя (прихований період). Він триває 2-5 тижнів. Причому чим більше була поглинена доза, тим коротше прихований період і при досить великих дозах він взагалі може бути відсутнім. У цей час порушення в організмі наростають: спустошується кістковий мозок, розвиваються зміни в кишечнику, шкірі, випадає волосся, але загальний стан залишається задовільним.
3. Період розпаду хвороби - розлад функцій кишечника, порушення проникності судин, що супроводжується кровотечами та крововиливами у шкірні покриви та слизові оболонки; глибоке ураження кровотворної та імунної систем; розвиток інфекційних ускладнень, які можуть призвести до загибелі організму.
4. Період відновлення – за сприятливого результату починається на другому – п'ятому місяці після опромінення з нормалізації кровотворення, поступового зменшення та припинення кровоточивості, зростання волосся, поліпшення загального стану та відновлення рухової активності та апетиту.

При променевої хворобі I (легкого) ступеня первинна реакція, якщо вона розвивається, стихає у день дії. Прихований період триває 30-40 днів. В період розпалу (на п'ятому-сьомому тижні) зміни периферичної крові обмежуються зниженням кількості лейкоцитів, людина відчуває загальне нездужання. Одужання, як правило, настає без лікування.

При II (середньому) ступені променевої хвороби первинна реакція триває до 24 год., спостерігаються дво-, триразове блювання, загальне нездужання, іноді незначне підвищення температури. Прихований період триває 16-28 днів. У період розпалу значно знижується вміст лейкоцитів у крові, виражені загальні клінічні прояви: інфекційні ускладнення, кровоточивість, загальне нездужання. Хворі потребують спеціалізованої медичної допомоги.

При III (тяжкому) ступені променевої хвороби первинна реакція триває до двох днів і супроводжується багаторазовими блюваннями, нездужанням, значним підвищенням температури, можливе почервоніння шкіри та слизових оболонок. Прихований період триває 8-17 днів. Проте вже до кінця першої тижня можливе виникнення набрякості, почервоніння та виразки слизової оболонки рота і зів, значна зміна складу крові, лихоманка, тяжкі інфекційні ускладнення. Смертельні наслідки можливі починаючи з третього тижня. Хворі потребують своєчасного спеціалізованого лікування.

IV (вкрай важка) ступінь променевої хвороби залежно від дози опромінення проявляється у різних клінічних формах. У діапазоні доз 6-10 Зв розвивається променева хвороба з яскраво вираженим кістково-мозковим (кровотворним) синдромом, але у клінічній картині значне місце займає також ураження шлунково-кишкового тракту. Первинна реакція триває протягом трьох-чотирьох днів. Можливі загальні почервоніння шкіри, рідкий стілець. На 8-12 добу можуть виявлятися кишкові порушення. Надалі – типова клініка променевої хвороби тяжкого ступеня. Смертельні наслідки настають з кінця другого тижня. Одужання Невелика частина уражених можлива лише при лікуванні в умовах спеціалізованого стаціонару. Коротко зазначені симптоми наведено у табл. 1.7.

Тривалий вплив малих доз радіації може призвести до виникнення хронічної променевої хвороби, що виявляється через півтора – три роки після початку опромінення, що протікає мляво, без яскраво виражених проявів періоду розпалу хвороби. Висока вразливість червоного кісткового

мозку, що виробляє лейкоцити, призводить до ослаблення імунної системи організму, а, отже, до підвищеної сприйнятливості до будь-яких інфекцій, швидкої втоми, недокрів'я.

Таблиця 1.7 – Характеристика гострої променевої хвороби за ступенями тяжкості і наслідками для організму людини

Ступінь тяжкості, (доза опромінення, рад)	Час прояву первинної реакції	Характер первинної реакції	Непрямі ознаки первинної реакції	Латентний (прихований) період	Смертність (без лікування)
Легка (100-200)	через 2.0 – 2.5 години після опромінення	нудота, одноразове блювання	несильний головний біль, легка слабкість	4-5 тижнів	немає
Середньої тяжкості (200-400)	через 1.0 – 2.0 години після опромінення	нудота, блювання 2 і більше разів	слабкість, постійний головний біль, температура тіла підвищена до 37.5°C	3-4 тижнів	40%
Тяжка (400-600)	через 0.5 – 1.0 години після опромінення	багаторазове блювання триває до 2 діб	виражене нездування, сильний головний біль, температура тіла підвищена до 38-38.5°C	10-20 діб	до 95%
Вкрай тяжка (понад 600)	через 2 – 30 хвилин після опромінення	негнатовне блювання триває 3-4 діб	свідомість помутніла, сильний головний біль, температура тіла підвищена до 39-40°C. Почервоніння шкірних покривів.	3-4 діб або зовсім відсутнє	100%

Слід також врахувати радіобіологічні ефекти на тканинному рівні, які поділяються на стохастичні та нестохастичні.

Стохастичними називаються такі ефекти, ймовірність яких при малих дозах пропорційна дозі. Подібні ефекти визнаються безпороговими, за яких навіть найменша доза опромінення не є нешкідливою. Стохастичні

ефекти виникають внаслідок пошкодження кількох або навіть однієї клітини (наприклад, яйцеклітини).

З віддалених стохастичних ефектів першому місці стоять ракові захворювання, а серед них – лейкози (рак крові), пік яких залежить від віку опромінених посідає 5 – 25-й рік після опромінення. У дітей до 15 років найбільша ймовірність захворювання на лейкоз припадає на п'ятий рік після опромінення; у людей, які зазнали опромінення у віці 15 – 29 років, – через десять років опромінення, у людей віком 30-34 років – через п'ятнадцять років і у людей старших 45 років – через 25 років після опромінення.

Ефекти, які мають граничну дозу, і тяжкість яких залежить від дози, що називаються нестохастичними. Вони виникають в результаті змін у велику кількість клітин і характерні для окремих тканин. До них відносяться: катаракта, незлоякісні ушкодження шкіри, зниження кістково-мозкового кровотворення, безпліддя. Для нестохастичних ефектів існує чіткий поріг дози, нижче за який шкідливих ефектів не спостерігається. Це пов'язано з тим, що при малих дозах радіації пошкоджені та загиблі клітини розподілені в тканинах випадковим чином і невелика кількість функціонально неповноцінних клітин у більшості тканин не відіграє суттєвої ролі, хоча у майбутньому ці клітини можуть бути основою для новоутворень.

До інших віддалених наслідків опромінення відносяться, як уже згадувалося, зменшення тривалості життя, катаракта, безпліддя, а також ущільнення та омертвіння опромінених ділянок шкіри, втрата її еластичності, порушення функцій статевих залоз та волосяних фолікулів, уповільнене загоєння шкіри після травм навіть через тривалий час після опромінення.

Таким чином, оцінюючи можливі наслідки хронічного опромінення, слід мати на увазі, що наслідки можуть підсумовуватись і накопичуватись в організмі протягом тривалого часу, оскільки ризик стохастичних уражень пов'язаний з можливістю мутацій, здатних виникнути під впливом додаткових взаємодій клітин із випромінюванням (табл. 1.8).

До всього викладеного вище слід додати, що велике значення має час, протягом якого певна тканина організму піддавалася дії опромінення. Якщо тривалість опромінення така, що нові клітини встигають замінити уражені, ефект радіаційного впливу знижується. Це, якщо опромінення малими дозами є хронічним, тобто. якщо людина живе за постійного

підвищеного радіаційного фону. При цьому клітини, що швидко оновлюються, не будуть значно пошкоджені за рахунок цього фону, а для клітин, що повільно діляться або зовсім не діляться доза, яку вони набирають протягом тривалого часу, відповідатиме тій же дозі при сильному одноразовому опроміненні.

Таблиця 1.8 – Основні клінічні ефекти впливу іонізуючих випромінювань

Умови (час) опромінення	Доза (накопичена) або потужність дози	Ефекти
Одноразове гостре, пролонговане, дробове, хронічне – всі види	Будь-яка доза, відмінна від 0	Збільшення ризику віддалених стохастичних наслідків – раку та генетичних порушень; верхня межа цього ризику на колективну дозу (млн. люд.-бер): летальні наслідки від раку – 120 випадків, генетичних порушень – 45 на 100 000 осіб
Хронічне протягом кількох років	0.1 Зв (10 бер) на рік і більше	Зниження неспецифічної резистентності організму, яке виявляється в окремих осіб, але може реєструватися при епідеміологічних обстеженнях
Хронічне протягом кількох років	0.5 Зв (50 бер) на рік і більше	Специфічні прояви променевого впливу, зниження імунореактивності, катаракта (при дозах 30 бер (0.3 Зв) на рік)
Гостре одноразове	1.0 Зв (100 бер) и більше 4.5 Зв (450 бер) и більше	Гостра променева хвороба різного ступеня тяжкості. Гостра променева хвороба зі смертельним наслідком у 50% опромінених.
Пролонговане, 1-2 місяці на щитовидну залозу от ^{131}I	10.0 Зв (1000 бер) і більше	Гіпофункція щитовидної залози; зростання ризику розвитку пухлин (аденом і раку) з ймовірністю близько $1 \cdot 10^{-2}$

1.6.2 Негативні сторони ядерної енергетики

В результаті аварії на ЧАЕС у 1986 році зі зруйнованого реактора було викинуто в атмосферу велику кількість радіонуклідів. Викиди радіоактивних речовин тривали з 26 квітня по 6 травня 1986 року. Відповідно до метеорологічної обстановкою радіоактивна хмара поширювалося в північно-східному, північному та північно-західному напрямках залежно від висоти радіоактивних хмар, напрямку і швидкості вітру на цих висотах. Забруднення радіонуклідами з цієї причини виявилось нерівномірним. Найбільшому забрудненню зазнали ряд областей Білорусі, України та Росії. Для ліквідації вогнища аварії, запобігання концентрування розплавленого палива та недопущення створення тим самим умов для протікання ланцюгової реакції в перші ж дні після аварії шахту реактора почали закидати з вертольотів нейтронопоглинаючих, тепло відвідними, фільтруючими і протипожежними матеріалами. У результаті вжитих заходів потужність викиду радіонуклідів почала знижуватися, але після 2 травня винос радіоактивних продуктів з реактора почав знову наростати. Це було обумовлено розігрівом ядерного палива в результаті тепловиділення при його радіоактивному розпаді. Завдяки вжитим екстремним заходам 6 травня викид радіоактивних продуктів різко знизився і практично завершився до кінця травня. Чорнобильська аварія надала дію на всі сфери суспільного життя і виробництва Білорусі. Із загального споживання виключені значні природні ресурси - родючі орні землі, ліси, корисні копалини. Істотно змінилися умови функціонування об'єктів виробничого та соціального призначення, розташованих на забруднених радіонуклідами територіях. Відселення мешканців із забруднених радіонуклідами районів призвело до припинення діяльності багатьох підприємств і об'єктів соціальної сфери. Республіка зазнала великих втрат і продовжує нести збитки від зниження обсягів виробництва, неповної окупності коштів, вкладених у господарську діяльність. Істотними втрати палива, сировини і матеріалів.

За оцінками загальна сума соціально-економічного збитку від аварії на ЧАЕС за 1986-2015 рр. в Республіці Білорусь складе 235 млрд. доларів США. Це дорівнює майже 32 держбюджету Білорусі доаварійний 1985 року. Білорусь була оголошена зоною екологічного лиха. У структурі загального збитку переважне місце займають заходи з подолання та мінімізації негативних наслідків Чорнобильської катастрофи. Це

безпосередні витрати на подолання наслідків катастрофи та забезпечення безпечної життєдіяльності різних галузей народного господарства на територіях, забруднених радіонуклідами. До них також належать витрати по компенсації наслідків катастрофи. У середньому за весь аналізований 30-річний період їх частка в загальній сумі соціально-економічного збитку становить 81.6 % (191.7 млрд. доларів США).

З галузей народного господарства найбільш сильно постраждало сільське господарство. Радіоактивного забруднення зазнали понад 1.8 млн. га с/г угідь (близько 22 %), з яких 264·103 га повністю виключені з господарського обороту. У цих районах розташовано 3210 сільських населених пунктів, в яких проживає 774.4 тисячі осіб, або 23.5 % усього сільського населення Білорусі. Ліквідовано 54 колгоспу і держгоспу. Постраждали підприємства з переробки м'яса, молока, картоплі, льону, із заготівлі та переробки хлібопродуктів.

Постраждали лісове господарство, будівельний комплекс, транспорт (дорожнє господарство і залізниці), підприємства зв'язку, водні ресурси. Величезної шкоди завдала аварія соціальної сфері. При цьому найбільш сильно постраждало житлове господарство, розосереджене по всій території, що зазнала радіоактивного забруднення.

Після аварії на ЧАЕС урядові органи республіки прийняли комплекс заходів з радіаційного захисту населення та забезпеченню радіаційної безпеки. До основних з них відносяться:

- 1) евакуація і відселення;
- 2) дозиметричний контроль радіаційної обстановки на всій території республіки та її прогнозування;
- 3) дезактивація території, об'єктів, техніки тощо;
- 4) комплекс лікувально-профілактичних заходів;
- 5) комплекс санітарно-гігієнічних заходів;
- 6) контроль над переробкою та нерозповсюдженням забруднених радіонуклідами продуктів;
- 7) компенсація збитку (соціального, економічного, екологічного);
- 8) контроль над використанням, нерозповсюдженням та захороненням радіоактивних матеріалів;
- 9) реабілітація сільськогосподарських угідь і організація агропромислового виробництва в умовах радіоактивного забруднення.

У Республіці Білорусь створена налагоджена система радіоекологічного моніторингу, яка носить, в основним, відомчий характер. Проводяться захисні санітарно-гігієнічні заходи, вирішальні основні завдання радіаційної гігієни: зниження дози зовнішнього та внутрішнього опромінення людей, використання радіопротекторів, забезпечення екологічно чистими продуктами харчування. Розроблено законодавство Республіки Білорусь щодо забезпечення радіаційної безпеки: прийнято закон «Про соціальний захист громадян, які постраждали від катастрофи на ЧАЕС», який дає право на отримання пільг та компенсації за шкоду, заподіяну здоров'ю внаслідок аварії. Прийняті закон «Про правовий режим територій, що зазнали радіоактивного забруднення внаслідок катастрофи на ЧАЕС» і закон «Про радіаційної безпеки населення», які містять ряд положень, спрямованих на зниження ризику несприятливих наслідків від дії іонізуючих випромінювань природного або техногенного характеру.

Інкорпорованими називають радіонукліди, які потрапили всередину живого організму інгаляційним, пероральним шляхом чи через шкіру. Протягом часу радіонукліди знаходяться в органах дихання, травлення і на шкірі, у так названих вхідних депо. З депо частина радіонуклідів потрапляє в кров і з кров'ю розноситься по внутрішнім органам і тканинам, безпосередньо не зв'язаними з зовнішньою середою.

Подальша доля радіонуклідів залежить від їх фізико-хімічних властивостей і процесів, що проходять в організмі. У кінцевому підсумку радіонукліди частинно розпадаються, частинно виводяться з організму у біологічно обмінних процесів. Протягом деякого часу вони створюють внутрішнє опромінення. Поглинута доза при внутрішньому опроміненні може бути співвіднесена з біологічними наслідками і являтися мірою радіаційної небезпеки випромінювання інкорпорованих радіонуклідів. Радіоактивні і стабільні ізотопи одного ж і того елемента мають однакові фізико-хімічні властивості. Основні дозо утворюючі радіонукліди ^{137}Cs і ^{90}Sr хімічно дуже активні.

По хімічним властивостям Sr близький до Ca, а Cs – до K. Sr добре вимивається водою, потрапляючи у водойми, характеризується більшою вертикальною (вглиб ґрунту) і горизонтальною (по поверхні землі) міграцією.

В рослини радіонукліди потрапляють з ґрунту, при фотосинтезі (${}^3_1\text{H}$, ${}^{14}_6\text{C}$) і під час атмосферних опадів. У листвяних дерев накопичення радіонуклідів менше, ніж у хвойних.

В наш час радіонукліди у рослини поступають головним чином з ґрунту особливо, ті котрі добре розчиняються у воді. По зменшенню розчинності деякі радіонукліди можна вистроїти у ряд: ${}^{90}\text{Sr}$, ${}^{131}\text{I}$, ${}^{140}\text{Ba}$, ${}^{137}\text{Cs}$, ${}^{134}\text{Cs}$. Лишайники, мохи, гриби, бобові, злаки виявляються сильними концентраторами (накопичувачами) радіонуклідів. В табл. 1.9 наведені результати дослідження накопичення радіоактивного Cs деякими сільськогосподарськими (с/г) культурами:

Таблиця 1.9 – Накопичення ${}^{137}\text{Cs}$ різними видами с/г культур при густині радіоактивного забруднення 25-30 Кі/км²

Видовий склад культур	НКи/кг	
	Зерно (корнеплоди)	Солома (вегетативна маса)
Озима рож	0,70	2,2
Озима пшениця	0,30	1,3
Ячмінь	0,61	2,6
<u>Овес</u>	0,98	2,4
<u>Люпин</u>	52,0	39,0
<u>Горох</u>	24,2	15,3
<u>Рапс озимий</u>	19,2	1,2
<u>Цукрова свекла</u>	1,25	6,5
<u>Бараболя</u>	1,10	-
Кукурудза	0,55	1,6

Підвищений вміст Cs і Sr в кропі, петрушці, шпинаті, щавлі але їх вклад у сумарну активність не високий. Високою концентрацію радіонуклідів характеризуються лужні трави (пасовища). Тому високий вміст радіонуклідів і в організмі тварин. В табл. 15 наведено вміст ${}^{137}\text{Cs}$ і ${}^{90}\text{Sr}$ у радгоспних (радгосп «Зірка» Чериковського р-на, 1993) тварин:

При диханні радіонукліди з повітря потрапляють у легені. Людина за день відфільтровує через легені $\sim 20\text{-}25\text{ м}^3$ повітря. З повітрям в організм потрапляють $\sim 1\%$ усієї радіоактивності. З питною водою – ще $\sim 5\%$. Основна маса радіонуклідів потрапляє в організм з їжею. Харчові

ланцюжки: рослинні (овочі, фрукти) – людина; рослина, м'ясо (молоко), людина; придонні тварини – риба – людина. Виводяться радіонукліди через видільні органи. В табл. 1.10 наведені деякі характеристики ряду радіонуклідів, у тому числі період напіввиведення (час, у продовж якого із організму виводиться половина радіонуклідів $T_{1/2}(б)$).

Таблиця 1.10 – Вміст радіонуклідів в органах и тканинах крупної рогатої худоби, Бк/кг

Органи і тканини	Радіонукліди		Органи і тканини	Радіонукліди	
	Cs-137	Sr-90		Cs-137	Sr-90
М'язова тканина	1700	<0,1	Легені	430	0,9
Язик	1600	0,9	Мозок	211	2,1
Нирки	1140	0,7	Вим'я	313	0,8
Серце	1040	0,4	Трахея	59	4,5
Стравохід	460	2,0	Кров	132	0,6
Селезінка	630	0,3	Кістки пластичні	300	1269
Печінка	490	1,1	Кістки трубчасті	63	746

2 НОРМИ, СТАНДАРТИ ТА ПРИНЦИПИ РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ

2.1 Основні радіаційно-гігієнічні регламентовані величини, ліміти доз та допустимі рівні

Радіаційна безпека згідно існуючих визначень – це дотримання встановлених нормами і стандартами допустимих меж радіаційного впливу на персонал підприємств, населення та навколишнє природне середовище.

Радіаційний захист – сукупність технічних та організаційних заходів, спрямованих на забезпечення радіаційної безпеки. Такими заходами можуть бути радіаційно-гігієнічні, проектно-конструкторські та ін.

Основоположним у ядерному законодавстві України є закон «Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку». Цей закон регулює діяльність, пов'язану з використанням ядерних установок та джерел іонізуючого випромінювання. Він встановлює пріоритет безпеки людини та навколишнього природного середовища, права і обов'язки громадян у сфері використання ядерної енергії, встановлює також правові основи міжнародних зобов'язань України щодо використання ядерної енергії.

Разом з цим законом наприкінці 90-х та на початку перших років 21 сторіччя були прийняті державні та міжнародні норми, що регламентують радіаційну безпеку.

Згідно постанові Головного державного санітарного лікаря України від 1 грудня 1997 року N 62 «Про введення в дію Державних гігієнічних нормативів «Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97)», Допустимі рівні вмісту радіонуклідів стронцію і цезію у продуктах харчування (ДР-97)» на території України з 1 грудня 1997 року введені в дію «Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97)». Цей документ охоплює систему принципів, критеріїв, нормативів та правил, виконання яких є обов'язковим в політиці держави щодо забезпечення протирадіаційного захисту людини та радіаційної безпеки.

НРБУ-97 є основним державним документом, який встановлює систему радіаційно-гігієнічних регламентованих величин для забезпечення прийнятих рівнів опромінення для окремої людини і для суспільства в цілому і є обов'язковими для виконання всіма юридичними та фізичними особами, які проводять практичну діяльність з джерелами іонізуючого

випромінювання. Далі замість радіаційно-гігієнічних регламентованих величин згідно НРБУ-97 використовуються (скорочено) – **регламенти**.

Регламент радіаційно-гігієнічний – це будь-які затверджені правила, умови, критерії для прийняття рішення (в тому числі у формі числових значень нормативів, контрольних рівнів та ін.), а також методи і засоби вимірювань, що забезпечують однозначність і єдність вимог радіаційної безпеки і засобів радіаційного контролю.

Основні регламентовані величини НРБУ-97, як і сам документ НРБУ-97 відносяться до випадків опромінення від джерел іонізуючого випромінювання в умовах:

- нормальної експлуатації індустриальних джерел іонізуючого випромінювання;
- медичної практики;
- радіаційних аварій;
- опромінення техногенно-підсиленими джерелами природного походження.

Техногенно-підсиленими джерелами природного походження називаються такі джерела іонізуючого випромінювання, які в результаті господарської та виробничої діяльності людей були піддані концентруванню або збільшилася їхня доступність, внаслідок чого утворилося додаткове до природного радіаційного фону опромінювання.

НРБУ-97 включають чотири групи радіаційно-гігієнічних регламентованих величин.

Перша група – регламентовані величини для контролю за практичною діяльністю з джерелами іонізуючого випромінювання.

Практична діяльність – діяльність людини, що пов'язана з використанням джерел іонізуючого випромінювання та спрямована на досягнення матеріальної чи іншої користі, яка призводить чи може призвести до контрольованого та передбачуваного наперед:

- деякого збільшення дози опромінення;
- та/або створення додаткових шляхів опромінення;
- та/або збільшення кількості людей, які зазнають опромінення;
- та/або зміни структури шляхів опромінення від усіх, пов'язаних з цією діяльністю джерел.

До практичної діяльності відносяться:

- виробництво джерел випромінювання,

- використання джерел випромінювань і радіоактивних речовин в медицині, дослідженнях, промисловості, сільському господарстві, освіті, тощо;
- виробництво ядерної енергії, включаючи всі елементи паливно-енергетичного циклу;
- зберігання та транспортування джерел іонізуючого випромінювання,
- поводження з радіоактивними відходами.

При цьому може змінюватися імовірність опромінення, доза або кількість людей, які опромінюються.

Регламенти першої групи призначені також для підтримання прийняттого радіаційного стану навколишнього середовища та технологій радіаційно-ядерних об'єктів як з позицій обмеження опромінення персоналу та населення, так і задля зниження імовірності виникнення радіаційних аварій.

Метою регламентів цієї групи є додержання опромінення персоналу та населення на прийнятому для індивідууму та суспільства рівні.

До цієї групи входять:

- ліміти доз;
- похідні рівні;
- допустимі рівні;
- контрольні рівні.

Друга група – регламенти, що мають за мету обмеження опромінення людини від медичних джерел.

До цієї групи входять:

- рекомендовані рівні.

Третя група – регламенти щодо відвернутої внаслідок втручання дози опромінення населення в умовах радіаційної аварії.

До цієї групи входять:

- рівні втручання;
- рівні дії.

Четверта група регламентів – регламенти щодо відвернутої внаслідок втручання дози опромінення населення від техногенно підсилених джерел природного походження.

До цієї групи входять:

- рівні втручання;
- рівні дії.

Серед допустимих рівнів маємо:

- допустиме радіоактивне забруднення поверхонь;
- допустима концентрація в повітрі;
- допустима концентрація в питній воді;
- допустиме надходження через органи травлення;
- допустиме надходження через органи дихання;
- допустима потужність дози;
- допустимий викид;
- допустимий скид;
- допустима щільність потоку частинок (фотонів).

З метою фіксації досягнутого рівня радіаційної безпеки на даному радіаційно-ядерному об'єкті, в населеному пункті і навколишньому середовищі встановлюються *контрольні рівні*.

Контрольні рівні (КР) встановлюються на основі існуючої радіаційної ситуації для всіх або окремих категорій осіб, які зазнають опромінювання, на конкретному радіаційно-ядерному об'єкті для окремих його приміщень, санітарно-захисної зони, зони спостереження та інших об'єктів для планування заходів захисту та оперативного контролю за радіаційним станом. КР встановлює адміністрація радіаційно-ядерного об'єкту при обов'язковому узгодженні з державними регулюючими органами. Значення КР встановлюються на рівні нижчому за відповідні ліміти доз та допустимі рівні. Допускається встановлювати КР для окремого радіонукліду, на вміст радіонукліда в окремому продукті харчування або на окремі території, для окремих технологічних операцій. При перевищенні КР адміністрацією об'єкту проводиться розслідування з метою виявлення та усунення причин, що призвели до перевищення.

Згідно з КР регулярно переглядаються, враховуючи поточний радіаційний стан на об'єкті.

Серед контрольних рівнів:

- річна ефективна доза;
- річна еквівалентна доза;
- еквівалентна рівноважна об'ємна активність.

Ліміти доз:

- ліміт дози (ефективної чи еквівалентної);
- ліміт ефективної дози;
- ліміт еквівалентної дози зовнішнього опромінення кистей та стоп;
- максимальний ліміт дози за календарний рік (50 мЗв);

- ліміт еквівалентної дози зовнішнього опромінення кришталика ока;
- ліміт еквівалентної дози зовнішнього опромінення шкіри.

Нормами радіаційної безпеки встановлюються такі категорії осіб які зазнають опромінювання:

- Категорія *A* (персонал) – особи, які постійно чи тимчасово працюють безпосередньо з джерелами іонізуючих випромінювань.
- Категорія *B* (персонал) – особи, які безпосередньо не зайняті роботою з джерелами іонізуючих випромінювань, але у зв'язку з розташуванням робочих місць в приміщеннях та на промислових майданчиках об'єктів з радіаційно-ядерними технологіями можуть отримувати додаткове опромінення.
- Категорія *B* – все населення.

Розглянемо радіаційно-гігієнічні регламентовані величини (регламенти) першої групи. Це ліміти доз і допустимі рівні.

Для категорій *A* і *B* ліміти доз встановлюються в термінах індивідуальної річної дози. Числові значення лімітів доз встановлюються на рівнях, що виключають можливість виникнення детерміністичних ефектів опромінення і, одночасно, гарантують настільки низьку, імовірність виникнення стохастичних ефектів опромінення, що вона є прийнятною як для окремих осіб, так і для суспільства в цілому.

Для осіб категорій *A* і *B* ліміти доз встановлюються в термінах індивідуальної річної ефективної та еквівалентних доз зовнішнього опромінення (ліміти річної ефективної та еквівалентної доз). Обмеження опромінення осіб категорії *B* (населення) здійснюється введенням лімітів річної ефективної та еквівалентної доз для критичних груп осіб категорії *B*. Останнє означає, що значення річної дози опромінення осіб, які входять в критичну групу, не повинно перевищувати ліміту дози, встановленого для категорії *B*.

З лімітом дози порівнюється сума ефективних доз опромінення від усіх індустріальних джерел випромінювання. До цієї суми не включають:

- дозу, яку одержують при медичному обстеженні або лікуванні;
- дозу опромінення від природних джерел випромінювання.
- дозу, що пов'язана з аварійним опроміненням населення;
- дозу опромінення від техногенно-підсиленних джерел природного походження.

Додатково до ліміту річної ефективної дози встановлюються ліміти річної еквівалентної дози зовнішнього опромінення окремих органів і тканин (табл. 2.1):

- кришталика ока;
- шкіри;
- кистей та стоп.

Таблиця 2.1 – Ліміти дози опромінення (мЗв/рік1)

Найменування дози	Категорія осіб, які зазнають опромінення		
	А а б	Б а	В а
<i>ЛД_е</i> ліміт ефективної дози)	20в	2	1
Ліміти еквівалентної дози зовнішнього опромінення:			
<i>ЛД_і</i> <i>іунх</i> (для кришталика	150	15	15
<i>ЛД</i> (для шкіри)	500	50	50
<i>ЛД_к</i> <i>чїт</i> (для кистей та стоп)	500	50	–

Примітки:

- а – розподіл дози опромінення протягом календарного року не регламентується;
- б – для жінок до 45 років та вагітних діють додаткові обмеження (доза опромінення нижньої частини живота за будь-які два місяці не повинна перевищувати 2мЗв);
- в – в середньому за будь-які послідовні 5 років, але не більше 50 мЗв за окремий рік.

Ліміт ефективної дози для категорії, що розглядається;

- річне інгаляційне надходження і-го радіонукліду;
- допустиме надходження через органи дихання для і-го радіонукліду та категорії, що розглядається;
- річне пероральне надходження і-го радіонукліду;
- допустиме надходження через органи травлення для і-го радіонукліду та категорії що розглядається;
- річна еквівалентна доза в кришталику ока;
- ліміт еквівалентної дози зовнішнього опромінення кришталика ока;
- річна еквівалентна доза зовнішнього опромінення шкірі;

- ліміт еквівалентної дози зовнішнього опромінення шкіри;
- річна еквівалентна доза зовнішнього опромінення кистей та стоп;
- ліміт еквівалентної дози зовнішнього опромінення кистей та стоп.

Встановлюється такий перелік допустимих рівнів (ДР), які відносяться до радіаційно-гігієнічних регламентів першої групи.

Для категорії А:

- допустиме надходження радіонукліду через органи дихання;
- допустима концентрація радіонукліду в повітрі робочої зони;
- допустима щільність потоку частинок;
- допустима потужність дози зовнішнього опромінення (ДПД)
- допустиме радіоактивне забруднення шкіри, спецодягу та робочих поверхонь.

Для категорії Б:

- допустиме надходження радіонукліда через органи дихання;
- допустима концентрація радіонукліда в повітрі робочої зони;

Для категорії В:

- допустиме надходження радіонукліда через органи дихання і
- допустимі концентрації радіонукліда в повітрі та питній воді;
- допустимий скид та викид у довкілля.

Числові значення допустимих рівнів (ДР) розраховані для умов впливу одного радіонукліду та одного шляху надходження при референтних умовах опромінення. Ці числові значення є радіаційно-гігієнічними регламентами.

Дочірні радіонукліди, що надходять в організм разом з батьківськими, розглядаються як самостійні радіонукліди.

Медичне опромінення – це опромінення людини (пацієнтів), внаслідок медичних обстежень чи лікування.

Медичне опромінення спрямовано тільки на досягнення очевидної користі для конкретної людини (пацієнта), або суспільства у вигляді отримання необхідної діагностичної інформації або терапевтичного ефекту.

До другої (медичної) групи радіаційно-гігієнічних регламентів входять тільки рекомендовані рівні.

Ліміти доз для обмеження медичного опромінення не встановлюються, а необхідність проведення певної рентгенологічної чи радіологічної процедури обґрунтовується лікарем на основі медичних показань.

З метою удосконалення практики використання джерел іонізуючого випромінювання у медицині та зниження рівнів опромінення населення Міністерством охорони здоров'я України запроваджуються рекомендовані рівні медичного опромінення.

Надамо приклади рекомендованих рівнів при протирадіаційного захисту у медицині. При проведенні профілактичного обстеження населення річна ефективна доза не повинна перевищувати 1 мЗв. Перевищення цього рівня допускається лише в умовах несприятливої епідемічної ситуації за узгодженням з органами Державної санітарно-епідеміологічної служби МОЗ України. Особи, які добровільно надають допомогу пацієнтам при проведенні діагностичних та терапевтичних процедур, не повинні зазнавати опромінення у дозах більше 5 мЗв/рік.

Для жінок репродуктивного віку з вагітністю, а також у період грудного годування дитини необхідно уникати проведення радіологічних та рентгенологічних процедур, за винятком ургентних випадків.

При проведенні радіологічних процедур (введення радіофармацевтичних препаратів) потужність дози гамма-випромінювання на відстані 0,1 м від пацієнта не повинна перевищувати 10 мкЗв/год (при виході з радіологічного відділення).

Розглянемо третю групу регламентів.

При аварійних роботах не мають бути перевищені встановлені НРБУ-97 значення регламентів першої групи для категорії А. На час робіт в умовах комунальної радіаційної аварії залучений персонал прирівнюється до категорії А.

Аварійний персонал повинен бути постійно проінформованим про вже отримані та можливі дози опромінення і можливу шкоду для здоров'я.

Допускається заплановане підвищене опромінення осіб зі складу аварійного персоналу (за виключенням жінок, а також чоловіків віком до 30 років) у випадках, якщо роботи в зоні аварії поєднуються з:

- (а) здійсненням втручання для запобігання серйозних наслідків для здоров'я людей, які опинилися у зоні аварії;
- (б) зменшенням чисельності осіб, які можуть зазнати аварійного опромінення (запобігання великих колективних доз);
- (в) запобіганням такого розвитку аварії, який може призвести до катастрофічних наслідків.

При цьому мають бути застосовані усі заходи для того, щоб величина сумарного опромінення не перевищила 100 мЗв (подвоєне

значення максимального ліміту ефективної дози професійного опромінення за один рік).

При здійсненні заходів, в яких доза може перевищити максимальний ліміт дози, особи з числа аварійного персоналу, які виконують ці роботи мають бути добровольцями, які пройшли медичне обстеження. Кожний з них має бути чітко і всесторонньо проінформований про ризик подібного опромінення.

У виключних випадках, коли роботи виконуються з метою збереження життя людей, мають бути застосовані усі можливі заходи для того, щоб особи з числа аварійного персоналу, які виконують ці роботи, не могли отримати еквівалентну дозу на будь-який з органів (включаючи рівномірне опромінення всього тіла) більше 500 мЗв. Якщо учасник аварійних робіт отримав дозу 500 мЗв, то подальше його професійне опромінення можливе лише після кваліфікованого медичного обстеження і усестороннього інформування про можливий ризик для його здоров'я, пов'язаний з роботами у сфері радіаційних технологій.

Протирадіаційний захист населення в умовах радіаційної аварії базується на системі протирадіаційних заходів (контрзаходів), які практично завжди є втручанням в нормальну життєдіяльність людей, а також у сферу нормального функціонування територій. Втручання в умовах радіаційної аварії спрямовані на мінімізацію доз і чисельності осіб з населення, які потрапили у сферу дії аварійного опромінення. Кількісними критеріями, які забезпечують протирадіаційний захист, є регламенти третьої групи:

- (а) рівні втручання;
- (б) рівні дії.

Рівень втручання виражається у термінах *відвернутої дози*, тобто дози, яку передбачається відвернути за час дії контрзаходу, пов'язаного з цим втручанням.

Рівні дії є похідними величинами від рівнів втручання. Вони визначаються у вигляді таких показників радіаційної ситуації, які можуть бути виміряні, тобто: потужність поглинутої дози в повітрі на відкритій місцевості; об'ємна активність радіонуклідів в повітрі, концентрації їх в продуктах харчування; щільність випадінь радіонуклідів на ґрунт та ін., при перевищенні яких може розглядатися питання про проведення втручання.

При реалізації контрзаходу, як правило, відвертається не вся доза від даного аварійного джерела, а деяка її частина, так що зберігається залишковий (не відвернутий) рівень дози. В процедурі оптимізації залишковий рівень має відповідати деякій дозі опромінення, запобігання якої даним контрзаходом стає неприйнятним внаслідок суттєвого збільшення збитків.

Регламенти четвертої групи спрямовані на зменшений доз хронічного опромінення людини від техногенно-підсилених джерел природного походження.

Протирадіаційний захист в умовах хронічного опромінення базується на системі заходів (контрзаходів), які є втручанням у життєдіяльність людини чи сферу господарського та соціально-побутового функціонування території. Підставою для рішення про доцільність проведення того чи іншого контрзаходу є оцінка та порівняння користі для здоров'я за рахунок відвернутої даним втручанням дози, та шкоди, що може бути заподіяна цим втручанням при реалізації контрзаходу.

Рівні дій виражаються в термінах таких показників радіаційної ситуації, які можна вимірювати, зокрема:

- ефективної питомої активності (A_{ef}) природних радіонуклідів у мінеральній сировині та будівельних матеріалах;
- потужності поглиненої в повітрі дози (ППД) гамма-випромінювання,
- середньорічної еквівалентної рівноважної об'ємної активності (ЕРОА) ізотопів радону в повітрі приміщень та робочих місцях;
- питомої активності природних радіонуклідів у питній воді;
- питомої активності природних радіонуклідів у мінеральних добривах,
- питомої активності природних радіонуклідів у виробках з фарфору та глини;
- питомої активності природних радіонуклідів у мінеральних барвниках.

У випадку, коли перевищується відповідний рівень дій на конкретному об'єкті (джерелі питного водопостачання, будівлі, сировині чи продукції та ін.), втручання планується на підставі визначення структури та величини всіх складових сумарної дози опромінення від техногенно-підсилених джерел природного походження.

Рівні дій.

(а) Ефективна питома активність природних радіонуклідів у будівельних матеріалах та мінеральній сировині.

Величина ефективною питомою активності природних радіонуклідів у будівельних матеріалах та мінеральній сировині визначається як зважена сума питомих активностей радію-226 ($A_{ра}$), торію-232 ($A_{Т}$) і калію-40 ($A_{к}$) за формулою:

$$A_{еф} = A_{ра} + 1.31A_{Т} + 0.085A_{к}, \quad (2.1)$$

де 1.31 і 0.085 – зважуючі коефіцієнти для торію-232 і калію-40 відповідно по відношенню до радію-226.

(б) Коли величина $A_{еф}$ в будівельних матеріалах та мінеральній сировині нижче або дорівнює 370 Бк/кг, то вони можуть використовуватись для всіх видів будівництва без обмежень (І клас).

(в) Будівельні матеріали та мінеральна сировина, в яких $A_{еф}$ вище 370 Бк/кг, але нижче або дорівнює 740 Бк/ кг (ІІ клас), можуть бути використані:

- для промислового будівництва;
- для будівництва шляхів.

(г) Будівельні матеріали та мінеральна сировина, в яких $A_{еф}$ перевищує 740 Бк/кг, але нижче, або дорівнює 1350 Бк/кг (ІІІ клас), можуть бути використані наступним чином в межах населених пунктів:

- для будівництва підземних споруд, покритих шаром ґрунту товщиною понад 0.5 м, де виключено тривале перебування людей; поза межами населених пунктів:
- для будівництва шляхів;
- для спорудження гребель;
- для спорудження інших об'єктів з малим часом перебування людей.

(д) Для матеріалів, що мають естетичну цінність величина $A_{еф}$ не повинна перевищувати 3700 Бк/кг. Використання їх для внутрішнього та зовнішнього з часом перебування менше 0,5 тривалості робочого дня.

Для об'єктів громадського призначення, за виключенням дитячих закладів, для зовнішнього оздоблення цокольних частин житлових будинків може бути введені окремі регламенти, затверджені головним державним санітарним лікарем України, або особою, якій надано відповідні повноваження. Наведені значення $A_{еф}$ відносяться до

усереднених значень в межах покладів копалин, дільниці, відвалу або партії матеріалу, який використовується.

Потужність поглиненої в повітрі дози (ППД) гамма-випромінювання в повітрі будинках та приміщеннях.

Встановлені рівні дій:

(а) ППД розповсюджуються на гамма-випромінювання, сформована за рахунок активності природних радіонуклідів, включаючи природний радіаційний фон.

(б) ППД всередині приміщень будівель та споруд, які проектуються, будуються та реконструюються для експлуатації з постійним перебуванням людей, рівень дій становить 4.4 нГр/с (30мкР/год), включаючи компоненту від природного фонового опромінення.

(в) ППД всередині приміщень будівель та споруд, які експлуатуються з постійним перебуванням людей, рівень дій становить 7,3 нГр/с (50 мкР/год), включаючи компоненту від природного радіаційного фону, за виключенням дитячих. санаторно-курортних та оздоровчо-лікувальних закладів.

Середньорічна еквівалентна рівноважна об'ємна активність (ЕРОА) ізотопів радону в повітрі будівель.

(а) В приміщеннях будівель та споруд, які будуються та реконструюються для експлуатації з постійним перебуванням людей, рівень дій для середньорічної ЕРОА радону-222 в повітрі становить 50 Бк/м³, середньорічної ЕРОА радону-220 (торону) – 3 Бк/м³.

(б) Рівень дій для середньорічної ЕРОА радону-222 в зоні дихання в повітрі приміщень, які експлуатуються з постійним перебуванням людей становить 100 Бк/м³, а для ЕРОА радону-220 (торону) – 6 Бк/м³ за виключенням дитячих. санаторно-курортних та оздоровчо-лікувальних закладів.

(в) При перевищенні наведених рівнів дій проведення контрзаходів для дитячих, санаторно-курортних та оздоровчо-лікувальних закладів, а також громадських приміщень є обов'язковими; для житлових приміщень – тільки за згодою власника житла. При цьому останнім повинна бути надана повна інформація про дози опромінення та ризику для здоров'я.

(г) Якщо середньорічну сумарну ЕРОА радону-222 та радону-220. після проведення протирадонових заходів неможливо знизити нижче рівня 400 Бк/м³ (рівень дій безумовно виправданого втручання), то прийняття

рішення про подальші дії належить відповідним державним органам, порядок яких регламентується окремим документом.

Питома активність природних радіонуклідів у воді джерел господарсько-питного водопостачання:

Рівні дій для природних радіонуклідів джерелах водопостачання становлять:

- для урану (сумарна активність природної суміші ізотопів) – 1 Бк/кг;
- для радону – 1 Бк/кг.

У разі використання води артезіанських свердловин для господарчо-питного водопостачання або реалізації води артезіанських та Інших джерел через торговельну мережу кожне джерело (свердловина або група свердловин, що використовуються одночасно) повинно мати паспорт радіаційної якості води.

Питома активність природних радіонуклідів у мінеральних добривах.

(а) Для добрив, що не пилять (гранульованих) рівень дій по сумі питомих активностей урану-238 та торію-232 -1,9 кБк/кг.

(б) Для добрив, що пилять (негранульованих) рівень дій по сумі питомих активностей торію-230 та торію-232 -1,0 кБк/кг.

Вимоги до протирадіаційного захисту людини від техногонно-підсиленіх джерел природного походження на виробництві.

Рівні дій для окремих радіонуклідів природного походження в повітрі виробничих приміщень складають:

- ППД на робочому місці – 7,3 нГр/с (50 мкР/ч);
- середньорічна ЄРОА радону-222 в повітрі приміщення – 300 Бк/м³.
- середньорічна ЕРОА радону-220 (торону) в повітрі приміщення – 20 Бк/м³.

Рівні втручання і рівні дії для довгострокових контрзаходів.

До довгострокових контрзаходів, які можуть здійснюватися і на ранній, і на пізній фазах аварії, належать:

- (а) тимчасове відселення;
- (б) переселення (на постійне місце проживання);
- (в) обмеження вживання радіоактивне забруднених води і продуктів харчування;
- (г) дезактивація територій;
- (д) різноманітні сільськогосподарські контрзаходи;

(е) інші контрзаходи (гідрологічні, включаючи протиповіневі, обмеження пов'язані з лісокористуванням, полюванням, рибною ловлею та ін.).

Сільськогосподарські, гідротехнічні та інші індустріально-технічні контрзаходи повинні розглядатися лише після повного завершення аварійного радіоактивного забруднення території, включаючи водойми, з урахуванням результатів детального радіаційного моніторингу.

Припинення втручання.

Будь-який довгостроковий контрзахід має бути призупинений, коли оцінки доз показують, що подальше його продовження не виправдане, оскільки величина невідвернутого залишкового рівня дози виявляється нижче прийняттого.

НРБУ-97 встановлює наступний залишковий прийнятний сумарний рівень зовнішнього і внутрішнього опромінення:

(а) 1 мЗв за рік для хронічного опромінення тривалістю більше 10 років;

(б) 6 мЗв сумарно за перші два роки;

(в) 15 мЗв сумарно за перші 10 років.

Ці значення повинні враховуватись при визначенні розмірів (границь) зони аварії (комунальної).

2.2 Основні принципи, вимоги і шляхи забезпечення радіаційної безпеки.

Радіаційна безпека – це мета, досягнення якої є обов'язковою при поводженні з джерелами іонізуючого випромінювання, при експлуатації АЕС, а радіаційний захист – засіб досягнення цієї мети.

Радіаційна безпека персоналу, населення і оточуючого середовища вважається забезпеченою, якщо дотримуються основні принципи радіаційної безпеки і вимоги радіаційного захисту, встановлені діючими нормами радіаційної безпеки та санітарними правилами.

Принципи радіаційної безпеки:

Серед основних принципів радіаційної безпеки в умовах практичної діяльності людини при використанні джерел іонізуючого випромінювання, зокрема при медичної діяльності, а також в ситуаціях втручання у випадках радіаційних аварій та довгострокових контрзаходів можна виділити три принципи: принцип виправданості, принцип неперевищення та принцип оптимізації.

Принцип виправданості. Передбачає заборону всіх видів діяльності з використанням джерел радіоактивного випромінювання, за яких отримана для людини та суспільства користь не перевищує ризику можливості шкоди, яка може буди заподіяною випромінюванням.

Цей принцип повинен застосовуватися на стадії прийняття рішення уповноваженими органами при проектуванні нових джерел випромінювання та об'єктів підвищеної радіаційної безпеки, видачі ліцензій, затвердження нормативно-технічної документації на використання джерел випромінювання та зміни умов їх експлуатації. В умовах радіаційної аварії принцип виправданості стосується не джерел випромінювання та умов опромінення, а захисних заходів, при цьому в якості величини користі слід оцінювати попереджену даними заходами дозу. Заходи ж, що направлені на відновлення контролю над джерелами випромінювання, мають вживатись в обов'язковому порядку.

Принцип не перевищення вимагає запобігання перевершення встановлених діючими нормами радіаційної безпеки індивідуальних лімітів доз та інших нормативів радіаційної безпеки. Даного принципу повинні дотримуватись всі організації та особи, від яких залежить рівень опромінення людей.

Принцип оптимізації. Передбачає підтримання на максимально низькому рівні як індивідуальних, так і колективних доз опромінення. В умовах радіаційної аварії, коли замість лімітів доз діють більш високі рівні втручання, принцип оптимізації має застосовуватись до захисних заходів з урахуванням попередженої дози опромінення і збитків, пов'язаних з втручанням.

З цих принципів витікає необхідність дотримання прийнятого дозового рівня; виключення будь-якого необґрунтованого випромінювання; зниження дози опромінення до можливо найнижчого рівня.

Виправданість втручання.

У відповідності з принципами виправданості і оптимізації будь-яке втручання, пов'язане з цим контрзаходом, може бути кваліфіковано як:

- (а) невиправдане;
- (б) виправдане;
- (в) безумовно виправдане.

Втручання є невиправданим, якщо величина дози відвернутої внаслідок такого втручання менше рівня, визначеного, як найнижча межа

виправданості. Межі виправданості відповідає така величина відвернутої дози, при якій користь від проведеного контрзаходу дорівнює величині завданого цим втручанням збитку.

Усі рішення щодо доцільності чи недоцільності проведення того чи іншого контрзаходу базуються на порівнянні величин відвернутої даним контрзаходом дози з відповідним значенням межі виправданості. Через те, що на практиці подібні порівняння у більшості випадків мають проводитися оперативно і на основі тих показників радіаційної обстановки, які можуть бути виміряні, значення цих показників порівнюються з відповідними рівнями дії.

Втручання кваліфікуються як безумовно виправдані, якщо значення відвернутої дози настільки великі, що користь для здоров'я від подібних втручань безумовно перевищує той сумарний збиток, яким ця акція супроводжується.

Безумовно виправданими терміновим втручаннями слід вважати такі, при реалізації яких величина відвернутої дози відповідає тим рівням опромінення, що можуть викликати гострі клінічні прояви променевого ураження: променевої хвороби, променевих опіків шкіри та ін.

Принципи протирадіаційного захисту при медичній діяльності:

- опромінення повинно бути обґрунтованим і призначеним тільки лікарем для досягнення корисних діагностичних та терапевтичних ефектів, які не можливо отримати іншими методами діагностики та лікування (принцип виправданості);
- колективні дози, що отримує населення при проведенні рентгенологічних та радіологічних процедур, повинні бути настільки низькими, наскільки це розумно досягається з урахуванням економічних та соціальних факторів (принцип оптимізації);
- величина дози опромінення встановлюється тільки лікарем індивідуально для кожного пацієнта, виходячи з клінічних показань, і повинна враховувати необхідність запобігти виникненню детерміністичних ефектів в здорових тканинах та в організмі в цілому (принцип не перевищення).

2.3 Міжнародні та українські законодавчі акти з радіаційної безпеки. Норми радіаційної безпеки та основні санітарні правила України (НРБУ-97 та ОСПУ-97)

Обмеження опромінення населення (категорія *B*) регламентується основними санітарними правилами (ОСП-72/87). Опромінення категорії *B* не повинно бути вищим, ніж опромінення категорії *B*.

Внаслідок радіаційних аварій може виникнути необхідність у запланованому підвищеному порівняно з регламентованим рівнем опроміненні персоналу. Опромінення персоналу під час аварій вище від дозових меж може бути виправдане лише врятуванням людей, необхідністю запобігти розвитку аварій та опроміненню більшої кількості людей, коли немає можливості вжити заходів, які виключають їх перевищення. Тобто при непередбачених ситуаціях у таких випадках:

- коли вони не можуть бути усунені без застосування технологічних операцій, пов'язаних із неперевищенням лімітів доз;
- коли вони потребують термінового усунення;
- при загрозі розвитку радіаційної аварії.

При проведенні робіт з ліквідації РА дозволяється опромінення аварійного персоналу дозою не більше 100 мЗв (двома річними максимально допустимими дозами опромінення персоналу, що працює з ДІВ). Проведення таких робіт повинно супроводжуватися радіаційно-дозиметричним контролем для оцінки рівня радіаційної дії на осіб, залучених до ліквідації аварії. Якщо доза опромінення перевищила 100 мЗв, аварійний персонал виводиться із зони опромінення і направляється на позапланове медичне обстеження. В окремих випадках, коли аварійні роботи проводяться для врятування життя людей, дозволяється опромінення персоналу дозами до 500 мЗв на будь-який окремий орган або на все тіло.

Для впровадження єдиних підходів до забезпечення радіаційної безпеки на міжнародному рівні за участю Міжнародних організацій (МАГАТЕ, МКРЗ, Євратому, ВООЗ) в дію введено міжнародні «Основні стандарти безпеки для захисту населення від іонізуючих випромінювань і безпеки джерел випромінювання» – ОСБ (BSS). Основна мета, яка закладена в цій документ, полягає в запобіганні детермінованих ефектів опромінення людей і обмеженні вірогідності появ стохастичних ефектів.

Оцінка сумарного ризику від стохастичних ефектів для професіоналів складає 0.0056% на 1 мЗв; для всіх людей – 0.00076% на 1 мЗв; доза від фонових випромінювання – 2.4 мЗв/рік.

Санітарно-гігієнічні та радіаційно-гігієнічні положення і рекомендації, які містяться в документах Міжнародних організацій або інших держав, можуть застосовуватися на території України тільки у конкретних випадках, коли поєднання ДІВ, об'єктів і умов опромінення не регулюється національним законодавством. Таке застосування потребує обов'язкового узгодження з Міністерством охорони здоров'я України.

Межі доз професійного опромінення та граничні дози для всього населення, введені в Україні, відповідають рекомендованим ОСБ. Щодо рівнів впливу у випадку радіаційних аварій (РА) для населення в Україні прийняті жорсткіші нормативи.

Рівні впливу у випадку РА за ОСБ:

- перебування у закритому приміщенні при дозі 10 мЗв до двох днів;
- йодна профілактика при 100 мГр накопиченої дози на щитоподібну залозу;
- евакуація при 50 мЗв до 7 днів;
- тимчасове переміщення при 10-30 мЗв за місяць;
- постійне переселення при 1 Зв за життя; довічна допустима доза для населення за 70 років – 70 мЗв;
- допустимий рівень впливу при радіаційній аварії -1Зв за життя.

Сучасна дозова радіація, прийнята для радіаційно-забруднених територій в Україні:

- безумовне відселення – більше 5 мЗв/рік;
- гарантоване добровільне відселення – більше 1 мЗв/рік;
- підвищений радіологічний контроль – більше 0,5 мЗв/рік.

Види зон радіоактивного забруднення території

Зони радіоактивного забруднення (РЗ) при РА у відповідності з законодавством України, зокрема із Законом України «Про правовий режим територій, що дістали радіоактивне забруднення внаслідок Чорнобильської катастрофи» у відповідності з дозовою градацією поділяються на зони: відчуження, безумовного відселення, гарантованого (добровільного) відселення і підвищеного радіоекологічного контролю.

Зона відчуження – це територія з якої проводиться евакуація населення негайно після РА і на ній не здійснюється господарська діяльність.

Зона безумовного відселення – це територія навколо АЕС, на якій щільність забруднення ґрунту довго живучими радіонуклідами цезію дорівнює 15.0 Кі/км^2 і більше, або стронцію – 3.0 Кі/км^2 і більше, або плутонію – 0.1 Кі/км^2 і більше, де розрахована ефективна доза опромінювання із урахуванням коефіцієнта міграції радіонуклідів в рослини перебільшує 5 мЗв (0.5 бер) на рік.

Зона гарантованого (добровільного) відселення – це територія, на якій щільність забруднення ґрунту радіонуклідами цезію від 5.0 до 15.0 Кі/км^2 , або стронцію від 0.15 до 3.0 Кі/км^2 або плутонію від 0.01 до 0.1 Кі/км^2 , де ефективна доза опромінювання із урахуванням коефіцієнту міграції радіонуклідів в рослини та інших факторів може перебільшити 0.5 мЗв (0.05 бер) на рік.

Зона підвищеного радіоекологічного контролю – це територія із щільністю забруднення ґрунту радіонуклідами цезію від 1.0 до 5.0 Кі/км^2 , або стронцію від 0.02 до 0.15 Кі/км^2 , або плутонію від 0.005 до 0.01 Кі/км^2 , де ефективна доза опромінювання із урахуванням коефіцієнта міграції радіонуклідів в рослини та інших факторів може перебільшити 0.5 мЗв (0.05 бер) на рік.

Аварія з повним руйнуванням реактора на атомній електричній станції і його ядерним вибухом – може мати місце внаслідок стихійного лиха, падіння літаючого апарату на атомну електричну станцію, помилки персоналу, дії вибуху боєприпасів у воєнний час або диверсії.

З метою виключення ймовірності падіння літаючих апаратів на дах АЕС, нормами МАГАТЕ заборонено літати літакам та іншим літальним апаратам над АЕС. Порушення цих правил є злочином.

На території сліду радіоактивної хмари від вибуху, як і при наземному ядерному вибуху, виділяють зони: надзвичайно небезпечного забруднення (зона *Г*), небезпечного забруднення (зона *В*), сильного забруднення (зона *Б*), помірного забруднення *А*, радіоактивної небезпеки *М*. Рівні радіації на межах зон за одну годину після початку аварії (викиду) представлені на рис. 2.1.

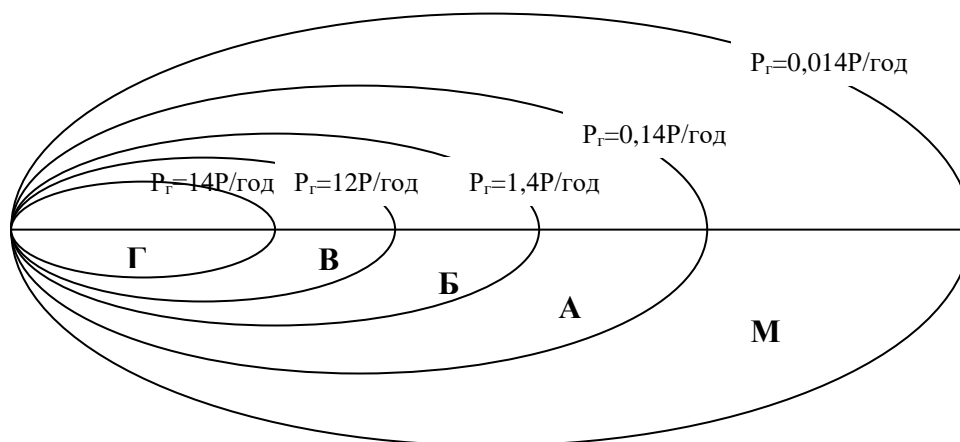


Рисунок 2.1 – Зони РЗ після аварії на АЕС

Дози опромінювання за перший рік після аварії, що відповідають кожній з зон, наведені в таблиці 2.2.

Таблиця 2.2 – Дози опромінювання за перший рік після аварії

Найменування зон	Індекс зони	Доза опромінювання за 1-й рік після аварії, рад	
		На зовнішній межі зони	На внутрішній межі зони
Радіаційної небезпеки	М	5	50
Помірного забруднення	А	50	500
Сильного забруднення	Б	500	1500
Небезпечного забруднення	В	1500	5000
Надзвичайно небезпечного забруднення	Г	5000	

МАГАТЕ розробило систему поділу на категорії закритих радіонуклідних джерел згідно їх потенційної радіаційної небезпеки при найгіршому сценарії аварії, включаючи можливість диспергування РР і розповсюдження радіоактивного пилу та аерозолів в навколишнє середовище. Система базується на потенційній можливості таких наслідків РА, які можуть бути причиною детермінованих ефектів у людини. Ця система заснована на концепції (понятті) «небезпечного джерела», визначеного як джерело, що може призводити до опромінення людей, достатнього для виникнення детермінованих ефектів, якщо воно не

знаходиться під належним контролем. Залежно від виду практичної діяльності і активності радіонукліда встановлені межі п'яти категорій небезпеки радіоактивних джерел таким чином, що найбільш небезпечні джерела належать до категорії 1 – у термінології МАГАТЕ – «надзвичайно небезпечно для людини», а найменш небезпечні – до категорії 5 – «небезпека для людини малоімовірна».

Мінімальна активність РР для окремих радіонуклідів, яка може призводити до важких детермінованих ефектів, називається *D*-величиною (від англ. dangerous – небезпечно).

В основу НРБУ-97 покладено:

- рекомендації Міжнародної комісії з радіологічного захисту (МКРЗ), видані у 1989-1996рр.;
- Міжнародні основні норми безпеки для захисту від іонізуючих випромінювань та безпеки джерел випромінювання [8], (МАГАТЕ, 1994, 1996.1997, Серія «Безпека» Ма 115) та інші публікації МАГАТЕ серії «Безпека»;
- позитивний досвід застосування «Норм радіаційної безпеки (НРБ-76/87)»;
- окремі положення Норм радіаційної безпеки Російської Федерації (НРБ-96);
- Нормативно-технічний документ «Критерії для прийняття рішення про заходи захисту населення у випадку аварії ядерного реактора» (1990);
- найважливіші наукові розробки вітчизняних та закордонних фахівців у галузі протирадіаційного захисту та радіаційної безпеки, а також у суміжних галузях.

У порівнянні з попередніми НРБ-76/87 у даний документ введені наступні сучасні концептуальні положення:

- концепція ефективної дози;
- нова система обґрунтування допустимих рівнів з використанням дозиметричних моделей з вік-залежними параметрами; дві групи категорій осіб, які зазнають опромінювання (персонал та населення);
- система чотирьох груп радіаційно-гігієнічних регламентів:
- регламенти, щодо обмеження опромінення при нормальній практичній діяльності;
- регламентування аварійного опромінення населення;
- регламентування опромінення від техногенно-підсилених джерел

природного походження;

- основи обмеження медичного опромінення.

Основна концепція НРБУ-97 це задача збереження здоров'я людини.

Метою НРБУ-97 є визначення основних вимог до:

- охорони здоров'я людини від можливої шкоди, що пов'язана з опроміненням від джерел іонізуючого випромінювання;
- безпечної експлуатації джерел іонізуючого випромінювання.
- охорони навколишнього середовища.

Ця мета НРБУ-97 досягається шляхом введення гігієнічних регламентів, які забезпечують:

- запобігання виникнення детерміністичних ефектів у осіб, що зазнали опромінення;
- обмеження на прийнятному рівні імовірності виникнення стохастичних ефектів.

НРБУ-97 встановлює два принципово відмінні підходи до забезпечення протирадіаційного захисту:

- при всіх видах практичної діяльності в умовах нормальної експлуатації індустріальних та медичних джерел іонізуючого випромінювання;
- при втручанні, що пов'язано з опромінюванням населення в умовах аварійного опромінення, а також при хронічному опромінюванні за рахунок техногенно-підсилених джерел природного походження.

НРБУ-97 є обов'язковими для виконання всіма юридичними та фізичними особами, які проводять практичну діяльність з джерелами іонізуючого випромінювання.

Контроль за виконанням НРБУ-97 покладається на державні регулюючі органи — Державну санітарно-епідеміологічну службу Міністерства охорони здоров'я України відносно Виконання гігієнічних регламентів, передбачених НРБУ-97 та Міністерством охорони навколишнього природного середовища та ядерної безпеки України, відносно проведення технічних та організаційних заходів для забезпечення радіаційної безпеки об'єкту (джерела), на які поширюються НРБУ-97.

Відповідальність за виконання НРБУ-97 покладається на:

- фізичні та юридичні особи, незалежно від форм власності та підпорядкованості які виробляють, переробляють, застосовують, зберігають, транспортують, здійснюють поховання, знищення чи

утилізацію джерел іонізуючого випромінювання, а також проектують роботи з ними;

- керівників та посадових осіб органів Державної виконавчої влади і організацій, які планують та реалізують контрзаходи в частині норм, що стосується обмеження опромінення при радіаційних аваріях та опромінення від техногенно-підсилених джерел природного походження.

Особи, які допустили протиправні дії з джерелами іонізуючих випромінювань, чи не планують або не реалізують контрзаходи по зменшенню рівнів опромінення до регламентованих НРБУ-97 величин, притягуються до відповідальності відповідно до чинного законодавства України.

Санкції за порушення вимог норм і правил з радіаційної безпеки в Україні

За порушення вимог норм і правил з радіаційної безпеки України, передбачається дисциплінарна, адміністративна та кримінальна відповідальність, у відповідності з чинним законодавством України.

Невиконання законних вимог (приписів) посадових осіб органів державного регулювання ядерної та радіаційної безпеки щодо усунення порушень законодавства про ядерну та радіаційну безпеку, ненадання їм необхідної інформації або надання неправдивої інформації, створення інших перешкод для виконання покладених на них обов'язків - тягнуть за собою накладення штрафу від десяти до ста неоподатковуваних мінімумів доходів громадян.

2.4 Організаційне забезпечення територій, промислових об'єктів, персоналу і населення. Організація радіаційної безпеки на АЕС

Радіаційно-небезпечний об'єкт (РНО) – об'єкт, при аваріях та руйнуваннях на якому можуть відбутися масові радіаційні ураження людей, тварин та рослин.

До радіаційних небезпечних об'єктів відносяться:
атомні електростанції;

- підприємства з видобування та переробки уранових руд;
- підприємства з виготовлення ядерного палива;

- підприємства з переробки відпрацьованого ядерного палива і захоронення радіоактивних відходів (у загальному вигляді всі вони можуть бути названі підприємствами ядерного паливного циклу – ПЯПЦ).
- науково-дослідні та проектні організації, які мають дослідні реактори, критичні збірки та стенди;
- ядерні енергетичні установки на морських та космічних судах і апаратах;
- стаціонарні військові об'єкти для зберігання ядерних боєприпасів і ракетні старты, а також транспорт, що перевозить радіоактивні матеріали;
- джерела іонізуючого випромінювання у багатьох сферах господарства і наукової діяльності.

До радіаційно-небезпечних об'єктів відносяться також підприємства, які використовують у невеликих кількостях радіоактивні речовини та вироби на їх основі, в тому числі прилади, апарати і установки, що не становлять ядерної небезпеки. В Україні існує близько 10 тисяч підприємств, установ та організацій, що використовують у своїй діяльності радіаційно-небезпечні технології та джерела іонізуючих випромінювань.

На сьогодні в Україні діє 4 атомні електростанції (Запорізька, Південноукраїнська, Рівненська, Хмельницька) і Чорнобильська станція; функціонує 2 дослідницьких реактори, в 6-ти областях розташовані й функціонують регіональні спеціалізовані підприємства з поховання і переробки радіоактивних відходів, що входять до складу ДК «УкрДО «Радон». У Дніпропетровській і Кіровоградській областях ведеться видобуток уранових руд та їх переробка. Сховища радіоактивних відходів при уранових рудниках переповнені.

У лікувально-профілактичних закладах України експлуатується велика кількість) рентгенівського та радіологічного обладнання, більше 80% якого вичерпало свій техніко-експлуатаційний ресурс.

Майже 75 % території України зазнало радіоактивного забруднення ¹³⁷Cs, яке більш ніж удвічі перевищувало доаварійні рівні, за рахунок аварії на Чорнобильській АЕС. Утворилися величезні обсяги радіоактивних відходів (РАВ), які суттєво перевищують обсяги, які накопичено внаслідок здійснення інших видів діяльності, пов'язаних з використанням ядерної енергії, джерел іонізуючого випромінювання та радіаційних технологій. У зоні відчуження головними суб'єктами господарювання у сфері

поводження з РАВ є державні спеціалізовані підприємства (ДСП) «Чорнобильський спецкомбінат» й «Чорнобильська АЕС».

Отже, забезпечення радіаційної безпеки території, на яких існують РНО, самих об'єктів, персоналу та населення прилеглих територій є актуальною задачею, яка вирішується низкою запобіжних заходів.

Радіаційна безпека на об'єкті та прилеглий території забезпечується за рахунок:

- якості проекту радіаційного об'єкта;
- обґрунтованого вибору району і майданчика для розміщення радіаційного об'єкта; фізичного захисту джерел випромінювання;
- зонування території навколо найбільш небезпечних об'єктів і всередині них;
- умов експлуатації технологічних систем;
- санітарно-епідеміологічної оцінки і ліцензування діяльності з джерелами випромінювання;
- санітарно-епідеміологічної оцінки виробів і технологій; наявності системи радіаційного контролю;
- планування і проведення заходів щодо забезпечення радіаційної безпеки персоналу і населення при нормальній роботі об'єкта, його реконструкції та виведенні з експлуатації; підвищення радіаційно-гігієнічної грамотності персоналу та населення.

Радіаційна безпека персоналу забезпечується:

- обмеженнями допуску до роботи з джерелами випромінювання за віком, статтю, станом здоров'я та іншими показниками;
- знанням і дотриманням правил роботи з джерелами випромінювання;
- достатністю захисних бар'єрів, екранів і відстані від джерел випромінювання, а також обмеженням часу роботи з джерелами випромінювання;
- створенням умов праці, що відповідають вимогам чинних норм і правил РБ;
- застосуванням індивідуальних засобів захисту;
- дотриманням встановлених контрольних рівнів;
- організацією радіаційного контролю;
- організацією системи інформації про радіаційну обстановку;

- проведенням ефективних заходів щодо захисту персоналу при плануванні підвищеного опромінення у разі загрози та виникнення аварії.

Згідно з діючими нормами радіаційної безпеки, організаційними заходами, що забезпечують радіаційну безпеку робіт, є:

- оформлені роботи нарядом чи розпорядженням;
- допуск до роботи;
- нагляд під час роботи;
- оформлення перерв в роботі;
- оформлення закінчення роботи.

Радіаційна безпека населення забезпечується:

- створенням умов життєдіяльності людей, які відповідають вимогам діючих норм і правил радіаційної безпеки;
- встановленням квот на опромінення від різних джерел випромінювання;
- організацією радіологічного контролю;
- ефективністю планування та проведення заходів з радіаційного захисту в нормальних умовах і у випадку радіаційної аварії;
- організацією системи інформації про радіаційний стан.

За порушення вимог норм і правил з радіаційної безпеки України, передбачається дисциплінарна, адміністративна та кримінальна відповідальність, у відповідності з чинним законодавством України.

2.5 Захист населення від іонізуючого випромінювання

Основну частину опромінення населення земної кулі одержує від природних джерел радіації. Більшість із них такі, що уникнути опромінення від них зовсім неможливо. Внаслідок цього людство, незважаючи на малу вивченість даної проблеми, активно займається розробленням засобів і заходів захисту організмів від радіації.

Фізичний захист населення від іонізуючого випромінювання:

- збільшення відстані між оператором і джерелом;
- скорочення тривалості роботи в полі випромінювання;
- екранування джерела випромінювання;
- дистанційне керування;

- використання маніпуляторів і роботів;
- повна автоматизація технологічного процесу;
- використання засобів індивідуального захисту й попередження знаком радіаційної небезпеки;
- постійний контроль над рівнем випромінювання й за дозами опромінення персоналу.

Найбільш ефективним засобом фізичного захисту є екранування. Іонізуючі випромінювання поширюються прямолінійно, тому якщо на його шляху встановити екран – потужність дози зменшиться у десятки й сотні разів.

Ефективність екрана залежить від властивостей матеріалу, з якого він виготовлений, та його товщини. Найкращим поглиначем гамма-променів є свинець. Повільні нейтрони добре поглинаються бором і кадмієм. Швидкі нейтрони попередньо вповільнюються за допомогою графіту. Недоліком даного засобу є те, що, поглинаючи іонізуючі випромінювання, екран сам стає радіоактивним.

Для профілактики і захисту від забруднення відкритих ділянок тіла застосовують ізолюючі плівки у вигляді спеціальних мазей, кремів, паст, які виконують роль екрана і не дають змоги радіоактивним речовинам досягти шкіри. Такі засоби звісно не виключають можливість гамма- і бета-опромінення.

Для захисту від гамма-променів та бета-частинок застосовують засоби індивідуального захисту, принцип дії яких полягає в поглинанні випромінювання ізолюючим шаром (наприклад, захисний одяг з накладками із свинцю – фартухи, жилети, плавки та ін.).

Захист від внутрішнього опромінення полягає в усуненні безпосереднього контакту працюючих з радіоактивними частинками й запобігання влученню їх у повітря робочої зони.

Щоб уникнути радіоактивного забруднення одягу використовують так званий плівковий одяг (нарукавники, штани, фартухи, рукавички, черевики), який надягається зверху звичайного. Він виготовляється з деяких видів пластику, органічного скла, гуми, тобто матеріалів, які легко очищуються від радіоактивного забруднення.

Для захисту органів дихання найкращими є шлангові протигази, також застосовуються респіратори, пневмошоломи. Для захисту очей застосовують окуляри закритого типу зі спеціальним склом (яке містить фосфат вольфраму або свинець).

2.5.1 Хімічний та біологічний типи захисту населення від іонізуючого випромінювання

Хімічний захист – це підвищення стійкості організму до дії іонізуючих випромінювань шляхом введення спеціальних хімічних речовин, що мають захисну дію (радіопротекторів).

Радіотоксини, що накопичуються в організмі після опромінення й зумовлюють його отруєння, не є специфічними, характерними тільки для процесів опромінення. При різних стресах, таких, як нервово потрясіння, надмірне м'язове навантаження, гіподинамія (малорухливий спосіб життя), голодування, опіки, інфекція, у печінці піддослідних тварин накопичуються однакові токсичні продукти переокиснення. Ці токсини — перша ознака порушеного обміну, вони неначе «запускають» процес розвитку всіх механізмів стресу, що дозволило назвати їх «стресоїнами». Виведення «стресоїнів» з організму необхідно для зняття пострадіаційного токсемічного синдрому.

Радіопротекторні речовини поділяються на такі групи:

- антигістамінні засоби;
- ендокринні препарати;
- антигеморагічні засоби (ті, що перешкоджають кровотечі);
- речовини, що відновлюють функції кровотворних органів;
- препарати, що сприяють виведенню радіоактивних речовин і важких металів;
- препарати, які нормалізують окремі ланки обміну речовин.

Радіопротектори суттєво знижують тяжкість променевого ураження. Їх корисна дія найбільше виражена на ранніх стадіях захворювання. Навіть якщо проміжок між введенням препарату й опроміненням обчислюється хвилинами, протектор встигає проникнути в радіочутливий орган і почати діяти.

Прискорити виведення радіонуклідів можна шляхом їх заміщення або комплексоутворення. Так, для захисту від ^{226}Ra , ^{90}Sr , ^{140}Ba використовують сірчаноокислий барій, глюконат кальцію, хлористий кальцій; для ^{239}Pu – пентацин; для ^{137}Cs , ^{131}I – йодистий калій або йодисту настоянку.

Біологічний захист передбачає підвищення стійкості організму до дії іонізуючих випромінювань шляхом введення захисних речовин, виділених з живих організмів (лікарські рослини, вітаміни і т.д.).

Біологічні добавки природного походження практично позбавлені негативних ефектів, характерних для фармакологічних препаратів (токсичність, побічні дії), створюють захисний поріг в організмі та задовольняють енергетичні потреби.

Такі поживні речовини, як білки, деякі амінокислоти, поліненасичені жирні кислоти, складні некротальні вуглеводи, вітаміни (аскорбінова кислота, тіамін, рибофлавін, вітамін Р, каротин), мінеральні речовини (кальцій, калій, магній, йод, фосфор) мають виражені радіозахисні властивості. Тому збалансоване та різноманітне харчування має велике значення. Вченими доведено, що нестача цих речовин у раціоні сприяє накопиченню в організмі йоду, цезію, стронцію, плутонію, калію.

Якщо клітини організму насичені потрібними мінеральними речовинами, то можливість поглинання радіоактивних речовин зменшується. Оскільки стронцій є хімічним аналогом кальцію, то він може брати участь у тих самих реакціях. Тобто наш організм може використовувати для побудови кісток і зубів радіоактивний стронцій замість кальцію за умови нестачі останнього. Якщо ж кальцію в організмі достатньо, то стронцій практично повністю виводиться з організму. За подібним принципом цезій може заміщувати калій, а плутоній – залізо.

Застосування лікарських рослин-біостимуляторів є украй необхідним при впливі іонізуючих випромінювань. У критичній ситуації необхідно забезпечити швидку адаптацію організму за допомогою власних регуляторних механізмів клітини. Особливо корисними щодо цього є препарати тонізуючої дії або рослини-психостимулятори. До них відносять женьшень, золотий корінь, лимонник китайський, елеутерокок та ін. Після приймання препаратів із зазначених рослин розвивається підвищена опірність організму до променевих уражень, прискорюється пристосовність до екстремальних факторів, нервових стресів, нестачі кисню. Хворі відзначають підвищення загального тону й рівня працездатності, зникають скарги на млявість, швидку стомлюваність, головний біль і зниження апетиту. Поліпшується функціональна діяльність серцево-судинної системи.

2.5.2 Дезактивація. Способи очищення води та повітря. Дезактивація ґрунту

Ліквідацію радіоактивного забруднення здійснюють шляхом дезактивації.

Дезактивація – це видалення радіоактивних речовин із зараженої поверхні. Розрізняють природну та штучну дезактивацію.

Природна дезактивація являє собою зменшення зараженості радіоактивними речовинами внаслідок перетворення атомів, що розпадаються в стабільні. Вона дозволяє без додаткових матеріальних затрат зменшити зараженість до допустимої межі або нижче. Істотним недоліком природної дезактивації є її повільність. Вона найбільш ефективна впродовж перших 15-20 діб після радіоактивного зараження, коли в суміші продуктів поділу наявні переважно короткоживучі радіонукліди.

Штучна дезактивація полягає в очищенні заражених об'єктів від радіоактивних речовин шляхом вилучення цих речовин із заражених поверхонь. Вона застосовується за необхідності ліквідації радіоактивної зараженості в найкоротший термін, але вимагає трудових і матеріальних затрат.

Існуючі види дезактивації можна класифікувати за різними ознаками, які, з одного боку, визначаються умовами радіоактивних забруднень, а з іншого – умовами проведення самої дезактивації. Вибір способу дезактивації диктується особливостями радіоактивних забруднень і самого об'єкта. Залежно від агрегатного стану дезактивуючого середовища всі способи дезактивації можна поділити на рідинні і безрідинні. Для підвищення ефективності дезактивації використовуються комбіновані методи обробки, які являють собою поєднання рідинних і безрідинних методів. У теперішній час винайдені матеріали для дезактивації забруднених поверхонь, які створені на основі графенової піни. Графен – це новий вуглеграфітовий матеріал, що має величезну адсорбційну здатність завдяки своїм властивостям.

3 ВИМОГИ РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ В РАЗІ ВИНИКНЕННЯ РАДІАЦІЙНИХ НАДЗВИЧАЙНИХ СИТУАЦІЙ

3.1 Управлінські рішення та організаційні заходи щодо забезпечення радіаційної безпеки при аваріях

Середньорічна активність радіонуклідних ДІВ, що використовуються в Україні на виробництві та в медицині, становить близько 1 млн. кюрі, що не виключає, як і в будь-якому виробничому процесі, виникнення надзвичайних ситуацій (НС), пов'язаних з переопроміненням людей і радіаційним забрудненням навколишнього середовища.

НС – це порушення нормальних умов життя та діяльності людей на об'єкті або території, спричинене аварією, катастрофою, стихійним лихом або іншою небезпечною подією, яка призвела або може призвести до неможливості проживання населення на території чи знаходження на об'єкті, здійснення там господарської діяльності, загибелі людей та/або значних матеріальних втрат.

Усі надзвичайні ситуації, які можуть виникати в процесі поводження з ДІВ, доцільно поділити на дві групи:

- *радіаційний інцидент*, на думку МАГАТЕ, являє собою будь-яку ненавмисну подію, в тому числі помилки під час експлуатації, відмови устаткування та інші несправності, або несанкціоновані дії, реальні або потенційні наслідки яких не можуть ігноруватись з точки зору захисту або безпеки. Іншими словами, це втрата регулюючого контролю за ДІВ.
- *радіаційна аварія (РА)* – це будь-яка незапланована подія, внаслідок якої втрачено контроль за ДІВ або ядерною установкою, і яка призводить або може призвести до радіаційного впливу на людей та навколишнє природне середовище, що перевищує допустимі межі, встановлені нормами, санітарними правилами та стандартами безпеки. Розрізняють осередок радіаційної аварії і зону радіоактивного забруднення.

Масштаби і ступінь радіоактивного забруднення місцевості і повітря визначають радіаційну обстановку. Радіаційна обстановка являє собою сукупність умов, що виникають в результаті забруднення місцевості, повітря, джерел водопостачання, що негативно впливає на життєдіяльність

населення та проведення аварійно-рятувальних робіт. На динаміку радіаційної обстановки впливає вид радіонуклідів та їх період напіврозпаду, саме ці показники визначають швидкість зниження радіоактивного забруднення навколишнього середовища.

Усі РА поділяються на дві великі групи:

- перша група – аварії, що не супроводжуються радіоактивним забрудненням виробничих приміщень, промислового майданчика об'єкта та навколишнього середовища;
- друга група – аварії, внаслідок яких відбувається радіоактивне забруднення виробничих приміщень, промислового майданчика об'єкта та навколишнього середовища.

Внаслідок аварій першої групи може відбуватися підвищене опромінення людини тільки зовнішнім рентгенівським, гамма-, бета- та нейтронним випромінюванням.

До аварій другої групи належать аварії на об'єктах, де здійснюються роботи з радіоактивними речовинами у відкритому вигляді, при розгерметизації закритих джерел гамма-, бета-, альфа- та нейтронного випромінювання, а також на складах радіоактивних речовин і пунктах захоронення радіоактивних відходів, де можливі викиди в атмосферу і скиди у водоймище радіонуклідів у кількостях, що перевищують допустимі межі для навколишнього середовища. Внаслідок аварій другої групи променеве навантаження можуть отримувати люди за рахунок зовнішнього, внутрішнього і контактного опромінення.

За масштабами, тобто розміром території та можливістю опромінення персоналу та населення, РА поділяються на два класи: промислові і комунальні.

При промислових РА радіоактивне забруднення не розповсюджується за межі промислових приміщень і території промислового майданчика. Аварійного опромінення може зазнавати тільки персонал підприємства.

До промислових РА з радіонуклідним джерелом належать випадки, при яких відбуваються:

- крадіжка або втрата джерела випромінювання або захисного блоку з джерелом, якщо джерело не потрапило за межі підприємства;
- випадіння джерела із захисного блоку або падіння блоку з джерелом із місця кріплення;

- розгерметизація джерела, якщо вчасно вжиті заходи щодо недопущення розповсюдження радіоактивного забруднення за межі виробничого приміщення;
- руйнування або погіршення якості радіаційного захисту захисного блоку з джерелом;
- виявлення не облікованого раніше джерела;
- опромінення персоналу дозою, що перевищує діючі нормативи, внаслідок виникнення критичної події;
- радіоактивне забруднення устаткування та території підприємства.
- руйнування радіонуклідного джерела при його транспортуванні.

Комунальними аваріями вважаються будь-які аварії, наслідки яких розповсюдилися за межі підприємства і обумовили підвищене опромінення населення, тобто населення стає об'єктом реального чи потенційного опромінення.

Аварії з радіонуклідними джерелами зазвичай пов'язані з їх використанням у промисловості, газо-нафтовидобуванні, будівництві, науково-дослідних та медичних закладах, на транспорті при перевезенні радіонуклідних ДІВ.

РА можуть відбуватися як без розгерметизації закритих джерел, так і з розгерметизацією. Характер радіаційного впливу визначається видом радіоактивного джерела, його активністю, умовами, терміном опромінення, тощо.

При аварії із закритими радіоактивними джерелами (ЗРД) у вигляді ампул або патронів невеликих розмірів (кілька сантиметрів) без розгерметизації опромінення зазнає обмежена кількість людей, що мали безпосередній контакт із джерелом, при цьому клініка опромінення має місцевий (локальний) характер з ушкодженням окремих частин тіла та органів або всього тіла.

У випадку розгерметизації радіонуклідного джерела можливе радіоактивне забруднення значних територій, рослинності, забруднення тіла людей, що мешкають на цій території.

Характер впливу на навколишнє середовище визначається агрегатним станом РР, що розповсюджуються в зовнішньому середовищі, і, тим самим, механізмом надходження радіонуклідів до організму людини. Велике значення має також комбінація радіоактивного забруднення з пожежею, вибухом, метеорологічними факторами.

Особливість РА полягає в складності установлення факту аварії. Про неї дізнаються після реєстрації променевого ушкодження.

Причинами РА найчастіше можуть бути:

- несправність устаткування;
- недоліки конструкції устаткування;
- неправильні дії персоналу ;
- стихійні лиха, різка зміна інтенсивності метеорологічних факторів (зливи, повені, висока швидкість вітру);
- недостатній фізичний захист ДІВ;
- порушення правил руху в разі транспортування радіоактивних матеріалів.

3.2 Норми та правила поведінки з радіоактивними відходами

МАГАТЕ розробило систему поділу закритих радіонуклідних джерел на категорії згідно їх потенційної радіаційної небезпеки при найгіршому сценарії аварії, включаючи можливість диспергування радіоактивних речовин (РР) і розповсюдження радіоактивного пилу та аерозолів в навколишнє середовище. Система базується на потенційній можливості таких наслідків РА, які можуть бути причиною детермінованих ефектів у людини. Ця система заснована на концепції (понятті) «небезпечного джерела», визначеного як джерело, що може призводити до опромінення людей, достатнього для виникнення детермінованих ефектів, якщо воно не знаходиться під належним контролем. Залежно від виду практичної діяльності, типу виробу або установки, що містить ЗРД, і активності радіонукліда встановлені межі п'яти категорій небезпеки ЗРД таким чином, що найбільш небезпечні джерела належать до категорії 1 – у термінології МАГАТЕ – «надзвичайно небезпечно для людини», а найменш небезпечні – до категорії 5 – «небезпека для людини малоімовірна».

Мінімальна активність РР для окремих радіонуклідів, яка може призводити до важких детермінованих ефектів, називається *D*-величиною (від англ. dangerous – небезпечно).

Головними напрямками щодо попередження РА й зменшення збитків від її наслідків є заходи з доцільного розміщення радіаційно-небезпечних об'єктів, спеціальні заходи щодо обмеження розповсюдження викидів РР за межі санітарно-захисної зони, заходи щодо захисту персоналу та

населення. Береться до уваги роза вітрів, сейсмічність зони, геологічні, гідрогеологічні та ландшафтні особливості.

Важливим є постійне підвищення кваліфікації працівників, знання технологічних процесів та правил додержання радіаційної безпеки є гарантією зниження вірогідності виникнення РА.

Розрізняють *проектні, запроектні та гіпотетичні* аварії. До проектних (ПА) відносяться аварії, для яких проектом визначені початкові і кінцеві стани, на такі аварії передбачаються засоби безпеки. До запроектних (ЗА) відносяться аварії, які не враховують початкові стани, міри радіаційного захисту на них не розраховані, наслідки вкрай тяжкі. При запроектних аваріях дуже велика вірогідність значного опромінення багатой кількості людей, радіоактивне забруднення розповсюджується на великі території. Мають місце великі матеріальні збитки. Гіпотетична РА – маловірогідна аварія, наслідки якої важко передбачити. Разом з тим, такі аварії теж можуть мати місце в разі збігу декількох малоймовірних факторів.

Заходи, спрямовані на попередження промислових РА, є комплексом технічних та організаційних умов, яких необхідно дотримуватись при експлуатації ДІВ на підприємстві. Запобіганню РА сприяє правильне розміщення радіологічного об'єкту відносно населеного пункту, а також приміщень, де працюють з ДІВ відносно інших приміщень, безпосередньо не пов'язаних з використанням ДІВ.

На кожному радіологічному об'єкті повинна бути інструкція щодо дій персоналу у випадку РА та ліквідації їх наслідків, яка повинна включати:

- загальні положення;
- перелік і характеристику основних приміщень, де працюють з ДІВ, а також характеристику суміжних приміщень, де можуть працювати з хімічними та вибухонебезпечними речовинами;
- прогноз можливих аварій на даному об'єкті;
- перелік аварійних ситуацій, що є підставою для початку виконання заходів щодо ліквідації аварії;
- перелік обов'язків керівника підприємства під час РА;
- дії персоналу в разі виникнення аварійної ситуації;
- призначення складу та обов'язки комісії при ліквідації аварії;
- надання першої допомоги постраждалим.

Інструкція розробляється для конкретного об'єкта з урахуванням його особливостей.

Придбання джерел і передача їх з одного підприємства на інше дозволяється тільки за спеціально оформленими замовленнями-заявками, узгодженими з відповідними територіальними органами.

Всі джерела, що використовуються на підприємстві, повинні бути оприбутковані в прибутково-видатковому журналі. На підприємстві повинна бути схема розміщення джерел на устаткуванні та місце знаходження такого устаткування.

Важливим моментом є дотримання умов експлуатації джерел, передбачених технічними умовами – температури, вологості, заповненості, механічного та хімічного впливу та ін. Необхідно дотримуватися встановлених термінів експлуатації ДІВ та термінів їх заміни згідно з паспортом на дане джерело.

Монтаж і демонтаж джерел на устаткуванні дозволяється тільки особам, що мають спеціальну підготовку, ліцензію та наявності проекту, який виконано ліцензованою установою.

При розміщенні джерела в захисному блоці на технологічному устаткуванні необхідно регулярно перевіряти надійність кріплення блоку з реєстрацією в спеціальному журналі. Наявність джерела в захисному контейнері повинно регулярно контролюватися за допомогою дозиметричного приладу, який має необхідну вимірювану спроможність.

При роботі з рухомим джерелом у разі тимчасового припинення робіт джерело переводиться в неробочий стан із пломбуванням механізму переміщення. Наявність пломби необхідно регулярно контролювати. Стаціонарні джерела, які не експлуатуються, необхідно демонтувати й тримати в спеціальному сховищі. Забороняється вилучення джерела із захисного блоку, якщо це не передбачено технологічною інструкцією.

При роботі з джерелом у польових умовах необхідно переконатися в його наявності в захисному блоці за допомогою дозиметричного приладу.

Необхідно регулярно контролювати рівні випромінювання і наявність радіоактивної забрудненості поверхні захисного блоку з джерелом.

По закінченню терміну експлуатації джерела блок із джерелом повинен бути демонтований і розміщений у спеціальному сховищі для подальшого поховання в могильнику державного об'єднання «Радон».

Зберігати джерела необхідно на спеціальних складах (сховищах), що обладнані підйомно-транспортними механізмами і охоронно-пожежною сигналізацією. Пакунки з РР повинні мати чіткі етикетки із зазначенням назви радіонукліду, його радіаційних та хімічних характеристик. Пакунки з порушеною цілісністю вважаються радіоактивними відходами.

Порушення санітарного стану приміщень, де працюють з ДІВ - протікання водопроводу або системи опалення, каналізації, що не призводять до порушення ходу виконання технологічного процесу і не зумовлюють надмірного опромінення персоналу, не вважаються РА.

Транспортування джерел здійснюється тільки на спеціально обладнаному транспорті, що має засоби для ліквідації РА, пожежі, а також дозиметричну апаратуру.

Всі роботи, пов'язані з виготовленням, застосуванням, транспортуванням і похованням РР, повинні проводитись при наявності ліцензії та у відповідності з інструкцією з радіаційної безпеки. При роботах з РР, там де це необхідно, повинні використовуватися засоби індивідуального захисту персоналу згідно вимог охорони праці.

3.3 Екологічні ризики ядерного паливного циклу

Ядерний паливний цикл, що необхідний для роботи АЕС, забруднює наше довкілля. Атомні реактори не можуть працювати без ядерного палива. Тому атомна енергетика більше схожа на викопні палива, які добуваються з землі, ніж на відновлювані джерела, які виробляють електрику із енергії вітру та сонячних променів.

Видобування уранової руди, її переробка, збагачення та виготовлення уранових паливних «брикетів» із газоподібного збагаченого урану є дуже вуглецевою (CO_2 -intensive) та брудною справою на кожній із стадій цього процесу. Одним із найбрудніших ланок цього довгого процесу є видобуток та подрібнення уранової руди, який, як і видобуток вугілля, лишає за собою велику кількість «хвостів» у вигляді териконів, або як шлак у «хвостосховищах». Це становить серйозну загрозу для шахтарів, місцевих громад та для довкілля в цілому.

Щоб отримати 1 тону уранового концентрату потрібно переробити 1000 тон уранової руди (коли руда містить 0.1% урану). Ці 999 тон «хвостів» є радіоактивними і потребують заходів із очистки та поводження.

Після того, як паливо відпрацює свій термін у реакторі, воно перетворюється на 20-30 тон високорадіоактивного відпрацьованого ядерного палива, що містить плутоній, радіоактивний цезій, стронцій та йод. Ці та інші радіонукліди роблять відпрацьоване паливо в тисячі разів більш небезпечним, ніж свіже паливо до його загрузки у реактор. Для відпрацьованого ядерного палива ще не винайдено постійного безпечного сховища (ізоляції) від навколишнього середовища на весь час, поки воно залишатиметься небезпечним. Існуючі сховища забезпечують лише тимчасове його зберігання, зокрема заплановане централізоване сховище для відпрацьованого палива для українських АЕС (ЦСВЯП), спроектоване на зберігання у ньому палива протягом лише 100 років.

Негативний вплив на довкілля від атомної енергетики не зводиться лише до викидів у навколишнє середовище радіоактивних матеріалів. Атомна енергетика призводить до суттєвого негативного впливу на екосистеми розташованих поряд водних об'єктів та використовує величезну кількість води, дефіцит якої зростає у світі та Україні.

Ядерні реактори потребують великих кількостей води для охолодження і генерації електроенергії. Ті станції, що мають градирні, відбирають в середньому 75 тис. літрів води на хвилину із річок, озер чи океанів. Реактори без градирень відбирають до 1.9 мільйонів літрів на хвилину і потім викидають її знову у природне середовище. Після проходження через систему охолодження реакторів АЕС вона повертається на 5-10 градусів теплішою, що негативно впливає на екосистему річок.

Атомна енергетика, у порівнянні із енергією вітру, сонця, геотермальною енергією, навіть близько не наближається до поняття «чистої», «екологічної» енергії. Атомна енергетика при нормальній роботі викидає небезпечні радіонукліди. Вона також має відчутний «вуглецевий слід», суттєво вищий від того, що мають сонячна та вітрова генерація. Атомні станції використовують багато води тоді, коли проблема із водозабезпечення стає все серйознішою через глобальне підвищення температури на планеті. Для своєї роботи АЕС потребують довгого та «брудного» процесу виробництва палива. Атомна енергетика здатна вбити тисячі людей та зробити непридатними для життя людини сотні квадратних кілометрів територій.

Таким чином, використання ядерної енергії включає роботу кількох дуже різних типів промислових виробництв. Кожен з цих типів

характеризується певним потенціалом небезпеки. Небезпека починається з пилом в уранових шахтах, продовжується можливими і реальними дозовими навантаженнями при нормальній роботі, аварійними випадками на ядерних об'єктах і їх впливом на персонал і населення, яке живе неподалік, і закінчується можливим забрудненням ґрунтових вод від радіоактивних відходів, що захороненні.

Є два можливих варіанти поводження з ядерним паливом після його використання в атомному реакторі і необхідної витримки у сховищі. Перший – це приведення у належний вигляд (кондиціювання) і «пряме» остаточне захоронення, другий – переробка.

Переробка означає виділення урану і напрацьованого плутонію із використаного палива, виробництво нових паливних елементів з цих матеріалів і їх нового використання в реакторі.

Більшість країн, які використовують ядерну енергію, не переробляють своє використане паливо.

Збагачення приводить до утворення великої кількості збідненого урану («хвост»). Кожне збагачувальне виробництво щорічно продукує кілька тисяч мегаграмів цього матеріалу. Через економічні причини подальша доля цього радіоактивного матеріалу незрозуміла. Може статися так, що лише невелику частину можна буде використати десь поза ядерним паливним циклом, а решти доведеться якось позбутися.

Радіоактивні відходи утворюються на кожному ядерному виробництві. Відходи можна поділити на низько активні (НАВ), середньої активності (САВ) і високоактивні відходи (ВАВ). Якщо порівняти з першими двома категоріями, ВАВ по об'єму складають незначну долю усіх відходів, але сконцентрована в них активність на кілька порядків більша, ніж в НАВ і САВ.

Основна частина ВАВ – це використане паливо для «прямого» остаточного захоронення, оскловані продукти ділення від переробки палива та радіоактивні матеріали в реакторі. НАВ і САВ утворюються у більш широкому спектрі процесів. Кількість відходів залежить від типу реактора і вимог щодо поводження з відходами, включаючи остаточне захоронення; ці фактори відрізняються у різних країнах. Наприклад, реактор з водою під тиском 1300 МВт (ел) в Німеччині утворює близько 60 м³ НАВ і САВ, а також близько 26 Мг використаного палива на рік. За весь час до виведення з експлуатації цей реактор генерує 5700 м³ НАВ. Для всієї ядерної енергетики, приймаючи термін експлуатації реактора за 35

років, у Німеччині для остаточного захоронення очікується близько 300000 м³ відходів.

Чи з переробкою, чи без переробки, все одно потрібне сховище для остаточного захоронення радіоактивних відходів. Це справедливо не лише для великих кількостей НАВ і САВ, але також і для використаного палива, оскільки до сьогодні використане паливо оксидного типу в промислових масштабах ще не перероблялося. Лише у Франції ведеться його переробка в малих кількостях. Ніде в світі не існує сховищ для ВАВ чи використаного палива. В деяких країнах з масштабними ядерними програмами працюють сховища для НАВ і САВ. Для всіх країн, які використовують ядерну енергію, абсолютно необхідно побудувати сховища – якомога безпечніші – для остаточного захоронення, і притому як можна швидше. Місце для остаточного захоронення має бути ретельно вибране і побудоване, воно повинно давати найбільшу безпеку.

Тобто атомна енергетика – не може вважатися «екологічною». Підприємства атомної енергетики є потенційними джерелами забруднення навколишнього середовища РАВ. І це не тільки АЕС, але й ті, що задіяні у процесах видобутку урану, перетворенню його на паливо, виготовлення твелів, роботи з відпрацьованим паливом.

Працівники цих підприємств піддаються β -опроміненню, що в окремих випадках може перевищувати граничні рівні у 2–8 разів.

Відходи, що утворюються на АЕС у процесі роботи, можуть бути у трьох агрегатних станах: тверді, рідкі та газоподібні. Рідкі відходи містять багато радіонуклідів, зокрема стронцій-90, йод-131, марганець-54 та інші.

Деякі продукти поділу урану можуть бути присутні у повітрі у якості аерозолів. Також інтенсивним виділенням радіоактивних газів супроводжується регенерація відпрацьованого палива.

3.4 Регулювання у сфері використання ядерних технологій

Комплекс заходів радіаційної безпеки персоналу та населення при виникненні РА повинен забезпечити зведення до мінімуму негативних наслідків аварії, перед усім – запобігання виникнення детермінованих ефектів та мінімізацію ймовірності недетермінованих (стохастичних) ефектів. При виявленні РА треба здійснити термінові заходи, спрямовані на припинення розвитку аварії, відновлення контролю над джерелом

випромінювання та зведення до мінімуму доз опромінення та кількості опромінених осіб із персоналу та населення, радіоактивного забруднення виробничих приміщень та навколишнього середовища, екологічних та соціальних збитків, які є наслідком аварії. Дії персоналу при виникненні РА на підприємстві повинні бути визначені «Інструкцією щодо дій персоналу у випадку радіаційної аварії» для даного об'єкту.

У разі виникнення промислової РА адміністрація підприємства повинна негайно повідомити територіальні органи Державної інспекції ядерного регулювання. У разі втрати, крадіжки джерела інформуються також органи внутрішніх справ. До прибуття представників регулюючих органів на місце аварії адміністрація підприємства повинна провести всі невідкладні заходи для її локалізації й запобігання непередбачуваного переопромінення персоналу.

Для розслідування причин виникнення аварії і ліквідації її наслідків на підприємстві наказом створюється комісія під головуванням технічного директора або його заступника. До складу комісії залучаються представники регулюючих органів та спеціалізованих закладів, за участю і під контролем яких здійснюється ліквідація наслідків аварії.

Комісія встановлює причину аварії, визначає осіб, винних у виникненні аварії, а також розробляє заходи щодо ліквідації аварії та її наслідків. Комісія дає рекомендації адміністрації підприємства, спрямовані на запобігання подібних аварій у майбутньому.

При проведенні заходів, спрямованих на ліквідацію РА та її наслідків, основне завдання полягає в тому, щоб у найбільш короткий термін вирішити наступні питання:

- виявити й попередити розвиток аварії та ліквідувати її причину;
- запобігти можливості подальшого впливу іонізуючого випромінювання на персонал підприємства;
- виявити всі можливі осередки забруднення і уточнити можливі шляхи розповсюдження радіоактивного забруднення;
- попередити розповсюдження РР у навколишнє середовище;
- максимально можливо усунути наслідки РА;
- надати необхідну медичну допомогу постраждалим.

При розслідуванні та ліквідації наслідків аварії вирішують наступні питання:

- проведення попереднього радіаційного контролю;

- виявлення осіб, які могли зазнати аварійного опромінення і направлення їх у відповідні медичні заклади;
- контроль за забезпеченням радіаційної безпеки осіб, які беруть участь в розслідуванні та ліквідації аварії;
- контроль за рівнями радіоактивного забруднення виробничих приміщень та навколишнього середовища;
- гігієнічна оцінка радіаційної ситуації та індивідуальних доз опромінення персоналу, а також осіб, які беруть участь в аварійних роботах;
- оцінка ефективності дезактивації приміщень та санітарної обробки людей;
- розробка пропозицій із захисту персоналу та населення, а також проведенню необхідних санітарно-епідеміологічних заходів;
- контроль за вилученням, збиранням і захороненням радіоактивних відходів.

Юридичні особи, відповідальні за захист людей при РА, повинні мати:

- перелік можливих РА і прогнозів їх наслідків;
- плани захисту персоналу і населення, що погоджені з відповідними органами – місцевою владою та санітарно-епідеміологічною службою;
- засоби оповіщення;
- засоби забезпечення ліквідації наслідків РА;
- засоби індивідуального дозиметричного контролю;
- аварійно-рятувальне формування.

Всі роботи в зоні РА виконуються аварійним персоналом (аварійно-рятувальним формуванням), до складу якого входять персонал аварійного об'єкта та члени аварійних бригад, підготовлених заздалегідь. Можуть залучатися представники регіонального спецкомбінату, а також працівники спеціальних пусконаладжувальних організацій, які мають відповідні ліцензії і досвід роботи з радіоактивними джерелами. Всі роботи виконуються на добровільних засадах з письмової згоди ліквідатора аварії. Чоловіки до 30 років, а також жінки до проведення подібних робіт не залучаються.

Заплановане підвищене опромінення «ліквідаторів», передбачене в розділі 7.19 НРБУ-97, допускається лише у виняткових випадках при необхідності порятунку людей або запобігання їх опроміненню, якщо

відповідні захисні заходи не можуть бути забезпечені без проведення заходів, пов'язаних з перевищенням лімітів доз для персоналу категорії А.

При виникненні РА особа, відповідальна за радіаційну безпеку в установі, а при її відсутності на місці події - старший за посадою із числа персоналу, зобов'язаний прийняти термінові заходи щодо локалізації аварійної ситуації, запобігання її подальшого розвитку, зведення до мінімуму опромінення людей і радіоактивного забруднення виробничого й навколишнього середовища, що передбачені «Інструкцією щодо дій персоналу у випадку радіаційної аварії».

При встановленні факту РА відповідальні особи повинні негайно припинити проведення усіх видів робіт в її зоні, сповістити про це персонал та інших людей, що знаходяться поблизу від джерела, адміністрацію установи, а у разі потреби – диспетчерів швидкої медичної допомоги, пожежної охорони за допомогою системи оповіщення, існуючої на об'єкті. Відповідальний за радіаційну безпеку зобов'язаний негайно доповісти адміністрації установи не лише про виникнення РА, але й про будь-яке порушення правил поведінки з джерелами, оскільки таке порушення може призвести до розвитку аварії або бути сигналом прихованої аварії.

На підставі початкової інформації про аварію відповідальний за радіаційну безпеку або старший на ділянці здійснює наступні дії:

- припиняє роботи в зоні аварії;
- проводить попередній контроль радіаційної обстановки (радіаційний моніторинг);
- встановлює і позначає можливі (не остаточні) межі зони аварії;
- організовує виведення людей із зони РА і проводить заходи щодо обмеження доступу сторонніх осіб в небезпечну зону;
- виявляє людей, які потребують негайної медичної допомоги;
- організовує надання медичної допомоги потерпілим;
- дає попередню оцінку типу і масштабу аварії;
- визначає першочергові захисні заходи і призначає їх виконавців;
- організовує доставку захисних засобів, дозиметричної апаратури, іншого устаткування і матеріалів, необхідних для проведення першочергових захисних заходів;
- організовує індивідуальний дозиметричний контроль (ІДК) за допомогою дозиметрів, у разі їх відсутності забезпечує проведення ІДК за допомогою термолюмінесцентної дозиметрії (ТЛД) і

забезпечує зведення до мінімуму опромінення людей при проведенні захисних заходів.

На аварійно-небезпечних ділянках, у санітарному пропускнику та в медпункті повинні бути аптечки з набором засобів для першої медичної (долікарської) допомоги, а також запас засобів для дезактивації та санітарної обробки людей. У разі великої кількості постраждалих медична допомога у першу чергу надається дітям і жінкам.

Обмеження зони РА слід здійснювати негайно після припущення про можливу радіаційну небезпеку на підставі первинної інформації про обставини і можливі масштаби аварії, результатів дозиметричних і радіометричних вимірів. Обмеження зони РА позначається так, щоб потужність дози гамма-випромінювання за її межами для осіб, що не беруть участі у виконанні конкретних аварійних робіт, не перевищувала $10 \text{ мкЗв} \cdot \text{год.}^{-1}$ для персоналу у виробничих приміщеннях і на території радіаційного об'єкта і $1 \text{ мкЗв} \cdot \text{год.}^{-1}$ – для населення у місцях перебування людей поза виробничими приміщеннями і територією радіаційного об'єкта. На існуючих фізичних і дисциплінуючих бар'єрах (стіни, двері, огорожі, натягнуті стрічки, що добре розпізнаються з відстані 3м, тощо) і спеціальних загорожах вивішують попереджувальні написи, що сповіщають про радіаційну небезпеку і про заборону входу в зону РА. При великих розмірах зони, у разі необхідності, її межі охороняються силами допоміжного персоналу, органів внутрішніх справ, військовослужбовців тощо. У процесі уточнення радіаційної обстановки межі зони РА можуть корегуватися.

Контроль доступу в зону РА і виходу з неї вводиться відразу після обмеження зони. Контроль доступу запобігає опроміненню непричетних до аварії людей і зводить до мінімуму кількість людей, які можуть бути опромінені або стати розповсюджувачами радіоактивного забруднення, скорочує трудомісткі і дорого вартісні роботи з радіаційного контролю і дезактивації людей, їх одягу і особистих речей. У зоні аварії можуть знаходитися тільки члени аварійної бригади, що виконують конкретні, передбачені планом протиаварійні роботи. Особи, що не виконують у даний момент роботи з ліквідації аварії, повинні покинути небезпечну зону або перейти в укриття.

Скорочення тривалості контакту з джерелом за допомогою ретельного планування і кваліфікованої організації протиаварійних робіт

дозволяє істотно знизити індивідуальні і колективну дози опромінення. Слід виключити усі роботи, окрім обґрунтовано необхідних.

При виконанні робіт з ліквідації РА та її наслідків забороняється:

- за наявності радіоактивного забруднення виконувати роботи без засобів індивідуального захисту - респіраторів, комбінезонів, спец. взуття, гумових рукавичок, головних уборів;
- знаходитися в зоні РА без засобів індивідуального дозиметричного контролю;
- виносити із зони РА будь-які предмети без попереднього дозиметричного контролю;
- палити й приймати їжу в зоні РА.

Для захисту людей від зовнішнього гамма-випромінювання екранування включає використання існуючих (стіни, устаткування, тощо) або спеціально створених захисних бар'єрів, що знижують рівні опромінювання.

Усі працюючі в зоні мають бути забезпечені індивідуальними (бажано термолюмінесцентними) дозиметрами і дозиметрами інтегруючого типу, що дозволяє під час роботи стежити за динамікою накопичення дози і запобігати опроміненню вище запланованого (дозволеного) рівня.

Захист від внутрішнього опромінення при високих рівнях радіоактивності повітря в зоні аварії має бути забезпечений застосуванням засобів індивідуального захисту органів дихання – респіраторів, протигазів або ватно-марлевих масок. Захист шкіри забезпечується використанням комбінезонів, робочого одягу, гумового взуття, рукавичок, головних уборів, окулярів-консервів.

Санітарна обробка людей, зміна одягу і дезактивація робочих поверхонь проводяться при перевищенні допустимих рівнів радіоактивного забруднення, зазначених в НРБУ-97.

Дезактиваційні роботи на території і в приміщеннях починають після радіаційного контролю і оцінки радіаційної обстановки. При забрудненні короткоживучими радіонуклідами іноді доцільніше почекати деякий час, протягом якого суттєво знизиться потужність дози, при цьому забезпечивши охорону зони, ніж негайно проводити дезактивацію. Цей захід вирішується в кожному випадку індивідуально.

Перед початком робіт з ліквідації наслідків аварії проводиться інструктаж персоналу з питань радіаційної безпеки з роз'ясненням

характеру і послідовності робіт. При необхідності і можливості слід проводити попереднє відпрацювання майбутніх операцій на нерадіоактивних макетах або муляжах.

Роботи з ліквідації наслідків аварії і здійснення інших заходів у зоні, де потужність дози гамма-випромінювання вища 100мкЗв год-1, проводяться за спеціальним допуском, в якому передбачаються тривалість роботи, необхідні засоби захисту і дозиметричного контролю.

При виявленні радіоактивного забруднення житлових приміщень забороняється проживання в них людей до проведення відповідних заходів щодо нормалізації радіаційної обстановки. У приміщеннях слід провести радіаційний контроль забрудненості підлоги, стін, меблів, устаткування, побутової техніки, одягу. Забруднені поверхні підлягають дезактивації, а предмети домашнього вжитку - дезактивації або похованню. Після завершення дезактиваційних робіт за результатами радіаційного контролю складаються акт і протоколи радіаційного контролю. Проводиться оцінка отриманих доз опромінення мешканцями, які у разі необхідності направляються на позапланове медичне обстеження.

У разі втрати або можливої крадіжки джерела слід негайно повідомити органи внутрішніх справ для проведення спеціального розслідування з метою виявлення причетних осіб і розшуку джерела випромінювання, а також інформувати населення про втрату джерела, охарактеризувавши його зовнішні прикмети, а також вказати дані для зворотного зв'язку (номери телефонів, адресу електронної пошти) на випадок виявлення джерела громадянами або підозрі на джерело.

Для пошуку джерела створюється пошукова бригада з персоналу категорії А та співробітників служби радіаційної безпеки радіологічного об'єкту. До складу бригади при необхідності залучаються співробітники об'єднання «Радон» і органів МВС. Перед виїздом бригади аналізуються найбільш вірогідні місця знаходження джерела і визначається маршрут руху.

Для членів бригади проводять інструктаж з питань тактики пошуку і заходів радіаційної безпеки у разі знаходження джерела. Бригада забезпечується індивідуальними дозиметрами, дистанційним інструментом, контейнером для джерела, комплектами захисного одягу на випадок радіоактивного забруднення, засобами огороження зони аварії та дозиметричними і радіометричними пошуковими приладами. Серед них мають бути як прилади з чутливістю, достатньою для виміру природного

фону гамма-випромінювання, так і прилади для виміру великої потужності дози, або прилади з широким діапазоном дозиметричних величин. Найбільш зручними є прилади для дистанційних вимірів, в яких детектор випромінювання розташований на кінці телескопічної штанги. Це дозволяє знизити дозу опромінення оператора шляхом збільшення відстані від дозиметриста до джерела випромінювання.

Для радіаційної розвідки великих територій застосовують аеро- або/і автомобільну гамма-зйомку. Швидкість руху автомобіля не повинна перевищувати 10 км/год. При виявленні підвищеного рівня гамма-випромінювання проводиться наземний пішохідний пошук за допомогою переносних дозиметричних приладів (СТОРА-ТУ, ТЕРРА та інших).

При виявленні загубленого джерела необхідно зняти картограму потужності дози гамма-випромінювання поблизу нього, визначити зону РА, видалити з неї людей, не причетних до аварійних робіт. Потім визначають найбільш безпечні в радіаційному відношенні підходи до джерела, готують дистанційний інструмент і контейнери і планують операцію так, щоб опромінення учасників операції було мінімальним. Джерело переноситься в захисний контейнер за допомогою дистанційного інструментарію і при можливості, використовуються додаткові засоби індивідуального захисту.

Після того, як джерело розміщене в контейнері, проводиться ретельне дозиметричне обстеження місця біля контейнера з джерелом, а також радіометричне обстеження місця, де джерело було виявлене, для визначення наявності радіоактивного забруднення або підтвердження його відсутності. Виявляються особи, які могли отримати додаткове променеве навантаження, визначаються шляхом розрахунків приблизні дози опромінення. За наявності радіоактивного забруднення внаслідок ушкодження оболонки закритого джерела необхідно провести контроль поверхневого забруднення одягу та відкритих ділянок тіла осіб, що мали контакт із джерелом. Розгерметизовано радіонуклідне джерело не ремонтується, завжди вважається радіоактивними відходами і підлягає захороненню.

При перевезенні контейнера з джерелом слід дотримуватися вимог «Правил ядерної та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів» (ПБПРМ-2006).

Якщо перевезення контейнера з джерелом може спричинити опромінення персоналу і населення вище основних лімітів доз,

встановлених НРБУ-97 для умов нормальної експлуатації джерел випромінювання, слід залишити контейнер на зберігання в надійних умовах, забезпечивши охорону і використавши застережливі знаки, після цього розробити і забезпечити найбільш безпечний варіант транспортування.

В якості застережливого міжнародною організацією по стандартизації спільно з МАГАТЕ в 2007 р. введено новий знак радіаційної небезпеки, на якому в трикутнику на червоному тлі зображені у вигляді хвилястих стрілок промені, що випромінюються джерелом – трилисником, а також череп і людина, яка втікає від них. За думкою МАГАТЕ, цей знак буде краще сповіщати про небезпеку від радіоактивного джерела.

Якщо джерело не знайдене, то рішення про призупинення або повне припинення пошуку приймається комісією за узгодженням з регулюючими органами і відповідними органами Міністерства внутрішніх справ.

Особи, які при ліквідації аварії отримали дози опромінення 100мЗв і вище, а також ті, що мають клінічні прояви променевої патології, направляються на обстеження та лікування в спеціалізовані медичні заклади – Київський республіканський диспансер радіаційного захисту, Науковий центр радіаційної медицини НАМН України та Харківський НДІ медичної радіології. Акт розслідування причин РА представляється у вищі органи, а також в Державну інспекцію ядерного регулювання України. Зазначені регулюючі органи повинні зробити відповідні висновки щодо попередження подібних РА.

3.5 Схов, переробка та утилізація джерел іонізуючого випромінювання

3.5.1 Накопичення РАВ

В Україні прийнято рішення про зберігання відпрацьованого палива протягом декількох десятків років (так зване «проміжне зберігання»). Здійснюється будівництво спеціальних проміжних «сухих» сховищ для зберігання ВЯП без його хімічного розчинення і перевodu в рідкий стан.

Для ВЯП Запорізької АЕС, де працює 6 реакторів ВВЕР-1000, створено пристанційне сховище контейнерного типу. ВЯП Рівненської, Хмельницької та Південноукраїнської АЕС розміщуватиметься у

централізованому сховищі для цих трьох станцій. Можливість зберігання ВЯП на своїй території забезпечить тривалу стабільну роботу українських атомних станцій і дозволить уникнути ризиків залежності від монопольного іноземного постачальника послуг з його зберігання і переробки. Крім того, прийняте рішення дозволяє отримати запас часу для остаточного вибору відносно ВЯП за альтернативою «захоронювати або переробляти?» з урахуванням новітніх і майбутніх можливостей науки і техніки.

Паливо вивантажують з реактора у вигляді збірок тепловиділяючих елементів (твелів), які можуть мати температуру до 300°C. Тому їх занурюють у басейн витримки при АЕС для охолодження і поглинання радіоактивного випромінювання. Термін витримки залежить від концентрації і складу продуктів розпаду і синтезу, а також, від залишкового тепловиділення. Коли активність зменшується до норм, що визначають безпеку транспортування палива, ВЯП може бути переміщене в довгострокове сховище.

Уран у тепловиділяючому елементі має форму таблеток з оксиду урану. При розпаді урану утворюються нестабільні ізотопи інших хімічних елементів, в тому числі газоподібних. Вимоги безпеки регламентують герметичність твелів, відповідно, всередині твелу залишаються продукти розпаду урану. Відпрацьоване паливо на 95.6 % складається з урану, якого в ядерному реакторі витрачається всього 3–4 %. Це значні кількості урану-238, невеликі кількості урану-235. Склад інших 4.4 % є наступним: 2.9 % — стабільні продукти випромінювання, 0.9 % плутонію, 0.3 % — цезій і стронцій, 0.1 % — високоактивні мінорні актиніди (МА) з періодом напіврозпаду 103–106 років (Am, Cm, та ін.), 0.1 % — довго живучі актиніди з максимальною радіотоксичністю I і Tc, 0.1 % — довго живучі інші продукти поділу. Активність мінорних актинідів може досягати $9.6 \cdot 10^{14}$ Бк на 1 кг ВЯП. Від радіонуклідів цезію і стронцію йде максимальне тепловиділення, на зменшення якого до нуля потрібно ~300 років.

Серед радіоактивних продуктів поділу міститься велика кількість цінних радіонуклідів, які можна використовувати в області малої ядерної енергетики (радіоізотопні джерела тепла для термогенераторів електроенергії), а також для виготовлення джерел іонізуючого випромінювання. Застосування знаходять трансуранові елементи, що створюються в результаті побічних реакцій ядер урану з нейтронами.

Радіохімічна технологія переробки ВЯП повинна забезпечувати вилучення всіх нуклідів, що є корисними з практичної точки зору або представляють науковий інтерес.

3.5.2 Утилізація РАВ

Переробка відпрацьованого палива пов'язана з технічними труднощами і включає складний хімічний процес. Відпрацьовані паливні збірки демонтують, стрижні ріжуть та розчиняють в азотній кислоті. Після цього відділяють уран та плутоній від всіх інших матеріалів, які піддаються подальшій переробці. Під час переробки палива виникають чотири головні матеріальні потоки:

- плутоній;
- уран;
- низько-, середньо- та високоактивні відходи;
- радіоактивні викиди у повітря та воду.

Із 8 відпрацьованих уранових паливних елементів отримують один паливний елемент зі змішаним оксидним паливом та чимало відходів.

Радіонукліди з великими термінами напіврозпаду, які концентруються у відпрацьованому паливі (актиноїди), у процесі переробки палива розподіляються між різними відходами з різними рівнями радіації. Деякі відходи є високоактивними та виділяють тепло. В останні роки об'єми для остаточного захоронення радіоактивних матеріалів після переробки відпрацьованого палива збільшувалися у 10 або більше разів. Що стосується сучасних відходів, то це вірно для всіх заводів за винятком La Hague, де нещодавно запровадили новий метод кондиціонування для деяких видів відходів.

Всі відходи необхідно переробляти та тимчасово зберігати. Це створює додаткову радіаційну експозицію у нормальних умовах та створює ризик нових аварій. Зокрема, високоактивні відходи зберігають у небезпечному рідкому вигляді тривалий час. У Селлафілді вітрифікували (перетворили на скловидну масу) лише невелику частину відходів THORP після початку його експлуатації у 1994р. Пілотний завод переробки палива WAK у Німеччині був закритий у 1990р.; приблизно 80м³ високоактивних рідких відходів досі зберігають у басейні. Запланована вітрифікація допоможе радикально скоротити ризик аварій під час зберігання та

транспортування. Але залишаються ще проблеми радіації та виділення тепла.

Неможливо уникнути виділення радіонуклідів під час демонтажу та розчинення паливних збірок, відділення урану та плутонію, переробки та зберігання відходів. Незважаючи на фільтри за інші засоби захисту, частина цих радіонуклідів буде потрапляти з газовими або рідкими викидами заводу у навколишнє середовище. Кількість різних радіонуклідів, які кожен рік викидаються заводами переробки відпрацьованого палива у Селлафілді та La Hague, на 10-1000 порядків вище, ніж викиди одного легководного реактора (Marignac and Coeytaux 2003).

Населення буде піддаватись радіаційній експозиції від забрудненого ґрунту, відкладень, флори та фауни. Згідно німецьких нормативів, обидва підприємства не отримали б ліцензій через перевищення показників забруднення (Цко-Institut 2000). У деяких дослідженнях різні вчені вказують на підвищені показники захворюваності лейкемією серед дітей (у 3 рази для La Hague та у 10 разів для Селлафілду) порівняно з середніми національними показниками.

Беззаперечних доказів зв'язку між переробкою відпрацьованого палива та захворюваності на лейкемію досі не наводилось, але не доведено і відсутності такого зв'язку. Неподалік від цих підприємств встановлені великі рівні радіоактивних речовин у різних птахів та морських тваринах. Ці рівні перевищують граничні показники ЄС для імпорту продуктів харчування.

Вплив викидів заводів переробки відпрацьованого палива не обмежується впливом на місцевому рівні. Рідкі викиди розносяться морськими течіями та забруднюють великі площі. Радіонукліди із Селлафілду знаходили на узбережжі Ірландії. Традиційні рибальські країни, такі як Норвегія, відчувають небезпеку для своїх місць вилову риби в Арктиці.

Підбиваючи підсумки, можна стверджувати, що переробка відпрацьованого палива не дає суттєвих переваг для так званого ядерного паливного циклу, особливо, що стосується безпеки, сировини та економічних міркувань.

В залежності від конкретних властивостей відходів та відповідних вимог безпеки, для різних категорій відходів вибирають різні стратегії. Для короткоживучих ізотопів у низькоактивних відходах та відходах середньої

активності на практиці переважно застосовують остаточне захоронення на поверхні (наприклад у Франції та Сполучених Штатах) або ж на невеликій глибині (наприклад, у Швеції та Фінляндії). Для всіх довгоживучих ізотопів та високоактивних відходів передбачається захоронення у глибоких геологічних формаціях.

На відміну від цієї міжнародної практики, після попереднього визначення місць захоронення (Горлебен та Конрад), радіоактивні відходи у Німеччині класифікують в залежності від виділення тепла, а періоди напіврозпаду відповідних радіонуклідів мають другорядне значення.

На відміну від деяких інших країн (наприклад, Франції), у Німеччині дозволяється скидати відходи з дуже низьким рівнем радіації на полігони для побутових відходів або навіть використовувати їх у господарстві, якщо рівень радіації не перевищує граничного показника, що визначається Постановою про радіаційний захист (STRLSCHVO 2001). В інших країнах, таких як Франція, радіоактивні відходи з аналогічним низьким рівнем радіації розміщують у надземних сховищах, спеціально призначених для відходів такого типу.

Хоча остаточне захоронення радіоактивних відходів у глибоких геологічних формаціях континентальної кори розглядається зараз як найбільш безпечний довготерміновий варіант поводження з відходами національними та міжнародними інститутами, які відповідають за радіоактивні відходи, він все ж не позбавлений деяких недоліків. У будь-якому випадку за межами відповідальних інститутів існували та будуть існувати застереження проти цього варіанту остаточного захоронення. Вони пов'язані головним чином із наступним:

- різниця між тривалим періодом часу, протягом якого радіоактивні відходи становлять загрозу для людини та довкілля, та (із збільшенням такого періоду) скороченням надійності необхідних прогнозів щодо функціонування бар'єрів у сховищі;
- відсутність можливостей спостерігати за поведінкою системи бар'єрів після закриття сховища та контролювати довготерміновий стан системи;
- відсутність можливостей для втручання у випадку неадекватної оцінки функціонування індивідуальних бар'єрів або їх руйнування;
- незворотний характер остаточного захоронення і неможливість видалити відходи після закриття сховища.

Крім концепції ізоляції радіоактивних відходів у глибоких геологічних формаціях, існує ще кілька інших альтернатив, які обговорювалися в минулому. Деякі з них використовувалися, а частково використовуються і зараз, наприклад:

- Переміщення в космос.

Це пропозиція, яка в основному обговорювалася в Сполучених Штатах на ранніх стадіях розробки концепції для захоронення довгоживучих радіоактивних відходів. Перевага ідеї полягає в тому, що радіоактивні відходи будуть назавжди усунуті з середовища, в якому живе людство. Через великі необхідні затрати ця альтернативна концепція може застосовуватися лише до малих кількостей високорадіоактивних відходів. Крім того, існує значний ризик непередбачуваних наслідків у випадку, якщо запуск у космос не вдався б. Якщо взагалі можна буде дійти до прийнятності такого способу захоронення, він все одно залишиться доступним лише для невеликої кількості країн через складність цієї технології.

- Захоронення в антарктичній кризі.

Концепція ізоляції відходів представлена і пропозицією захоронення в антарктичній кризі. На великих площах антарктичний льодовий щит має вік 15млн.р. і до 4км товщини. Немає сумнівів щодо того, що в передбачуваному майбутньому ситуація суттєво не зміниться. Однак залишаються важливі питання щодо геофізичних і геохімічних властивостей льодових мас і їх впливу на глобальний клімат, на які потрібно дати відповідь. Очевидно також, що потрібні були б зміни до міжнародних юридичних і політичних угод, які торкаються цього питання. На сьогодні жодна країна в світі не займається розробкою цієї концепції.

- Затоплення відходів у морі.

Затоплення низько- і середньоактивних відходів у морі, яке було дозволене за детально описаними умовами МАГАТЕ, не використовувалося з 1983року згідно з добровільним мораторієм, і було заборонене в 1993році зацікавленими сторонами Лондонської Конвенції.

Ідея була спрямована на захоронення короткоживучих відходів на таких глибинах в морі, де обмін між шарами води, з відповідними наслідками для потенційної дифузії радіонуклідів, відбувається в дуже обмеженій мірі через відсутність течій і високу питому вагу води.

Затоплення високоактивних відходів у морі із застосуванням принципу довготермінового розбавлення серйозно не розглядалася жодною країною.

- Захоронення під дном моря.

На початку восьмидесятих років деякі країни-члени OECD/NEA аналізували іншу можливість для захоронення: захоронення високоактивних відходів у товщі морського дна. Глибоководні ділянки дна океанів мають дуже сприятливі характеристики на великих площах, а товсті шари донних відкладів мають високий утримуючий потенціал. Імовірність аварійних ситуацій відносно низька. Однак немає випробуваних технологій для того, щоб відкрити таке сховище і, відповідно, розмістити в ньому відходи. Такий варіант вимагав би поправок до вищезгаданої Лондонської Конвенції. У світі цей варіант активно не розробляється.

- Захоронення близько від поверхні землі.

Захоронення близько від поверхні короткоживучих низько- і середньоактивних відходів вважається сьогодні найсучаснішим в науці і технології. Багато країн знаходяться або в стадії розробки таких сховищ для захоронення, або вже мають діючі сховища (наприклад, Європа, Сполучені Штати, Японія, Південна Африка). У цьому випадку ізоляція матеріалів відходів для потрібних, відносно коротких, періодів часу (як правило, менше 300 років) забезпечується вибором підходящого підповерхневого горизонту з геологічним бар'єром і створенням технічних і геотехнічних бар'єрів. На додаток, за такими об'єктами ведеться моніторинг. Після досліджень, які вимагаються для одержання дозволу, такі тимчасові сховища будуть переведені в статус постійних. Через великі періоди розпаду така концепція за означенням не підходить для високоактивних відходів і використаного палива.

Питання про те, чи є якісь альтернативи захороненню в глибоких геологічних формаціях, часто обговорюється широкою громадськістю. Етично обумовлені принципи, такі як захист ресурсів, а також вимога тримати відкритими різні варіанти дій для майбутніх поколінь, відіграють важливу роль в цьому аспекті. Беручи це до уваги, ми оцінимо альтернативи, які зараз обговорюються на міжнародному рівні найширше. Ці альтернативи такі:

- розділення і трансмутація;
- довготермінове проміжне зберігання.

Розділення і трансмутація означає перетворення довгоживучих і високотоксичних радіонуклідів у менш токсичні радіонукліди з якомога меншим періодом розпаду. Труднощі, пов'язані з вибором місця для сховища, особливо надзвичайно високі періоди ізоляції, які вимагаються, привели до того, що дехто розглядає трансмутацію довгоживучих радіонуклідів у короткоживучі як потенційний розв'язок проблеми захоронення радіоактивних відходів. Теорія полягає в тому, що програма трансмутації трансформувала б проблему довготермінової ізоляції у набагато менш складну проблему зберігання протягом кількох десятиліть або кількох сотень років.

Щодо тривалого зберігання радіоактивних відходів (наприклад, в Нідерландах), безпека повинна гарантуватися тривалим контролем з боку суспільства. Це передбачає неперервність сучасних наукових і економічних можливостей, а також здатність і готовність членів суспільства виконувати контроль та інші необхідні заходи. Стратегія довготривалого зберігання насправді має багато технічних і етичних аргументів на свою користь. Ця концепція складається з підходу, що одне покоління передає наступному поколінню світ з «рівними можливостями», і далі - до наступних поколінь, зберігаючи таким чином відкритими варіанти і уникаючи труднощів передбачення віддаленого майбутнього. Згідно з цією ідеєю «теперішнього, яке котиться вперед», нинішнє покоління повинно б взяти відповідальність за забезпечення наступного покоління навичками, ресурсами і можливостями, щоб воно мало можливості справитися з будь-якою проблемою, яке нинішнє покоління передає наступному.

Однак, якщо нинішнє покоління відкладе спорудження об'єктів для захоронення, щоб почекати прогресу в технології, або через те, що зберігання дешевше за захоронення, воно не повинно очікувати від наступних поколінь, що вони приймуть інше рішення. Такий підхід фактично завжди передавав би відповідальність за справжні дії наступним поколінням, і з цієї причини мав би оцінюватися як неетичний.

Можна зробити деякі висновки. 1. Переробка відпрацьованого палива енергетичних реакторів на теплових нейтронах потрібна для реалізації закритого паливного циклу і повторного використання продуктів регенерації в якості енергетичного реакторного палива, вона є доцільною альтернативою захороненню. 2. Регеновані основні компоненти палива — уран і плутоній, а також, актиніди і довгоживучі продукти поділу,

можуть бути застосовані у виготовленні змішаного оксидного або металевого палива для реакторів як на швидких, так і на теплових нейронах. 3. Трансмутація високоактивних компонентів відпрацьованого палива, а саме, мінорних актинідів.

3.6 Державний митний контроль на кордонах і радіаційний аналіз

Основним завданням держкоінспекторів у пунктах пропуску через державний кордон та в зоні діяльності регіональних митниць і митниць є здійснення державного контролю за додержанням міністерствами і центральними і місцевими органами виконавчої влади, органами місцевого самоврядування, підприємствами, установами, організаціями, незалежно від форм власності та господарювання, громадянами, а також іноземними юридичними та фізичними особами і особами без громадянства, що перетинають державний кордон або здійснюють переміщення через нього транспортних засобів і вантажів відповідно до вимог чинного природоохоронного законодавства та норм і правил екологічної безпеки під час транспортування небезпечних вантажів.

Безпосередній екологічний контроль вантажу включає три види контролю:

оглядовий;

- радіаційний;
- хіміко-аналітичний (при потребі).

РК усіх вантажів, що перетинають державний кордон України, у тому числі й транзитних, є обов'язковим. Контроль проводиться безпосередньо на кордоні до митного оформлення. Для експортних вантажів РК може бути здійснено в зоні діяльності регіональних митниць і митниць.

Основними завданнями радіаційного контролю є:

- виявлення фактів випадкового або навмисного несанкціонованого ввезення, вивезення транзитного перевезення територією України джерел іонізуючого випромінювання (ДІВ) у вигляді РР і ЯМ;
- контроль за виконанням вимог, норм і правил при санкціонованому транспортуванні РР і ЯМ через державний кордон;

- контроль за забезпеченням радіаційної безпеки (РБ) персоналу, який здійснює перевезення РР і ЯМ, персоналу в пунктах пропуску через державний кордон та пасажирів.

РК в пунктах пропуску через державний кордон проводиться стаціонарними та переносними приладами дозиметричного контролю.

РК вантажів, багажу та транспортних засобів, які перетинають державний кордон, передбачає чотири послідовних рівні:

- експрес-контроль наявності іонізуючого випромінювання, яке йде від об'єкта, що контролюється, здійснюється за допомогою наявних стаціонарних або переносних дозиметрів;
- детальний контроль - за допомогою переносних дозиметричних приладів та шляхом візуального огляду об'єктів з метою виявлення контейнерів або матеріалів, які призначено для екранування іонізуючого випромінювання;
- поглиблений контроль затриманих об'єктів – за допомогою спектрометра-радіометра;
- комплексний контроль та ідентифікація затриманих об'єктів.

На всіх етапах поводження з радіоактивним матеріалом, виявленим у незаконному обігу, повинно бути забезпечено дотримання норм, правил та стандартів з радіаційної безпеки та фізичного захисту.

Методика виконання вимірювань іонізуючого випромінювання (далі – МВВ) встановлює процедуру проведення вимірювань потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінювання та поверхневої густини потоку бета-частинок на поверхні транспортних засобів та вантажів. Метод вимірювання поверхневої густини потоку бета-частинок ґрунтується на прямому вимірюванні поверхневої густини потоку бета-частинок на поверхні обстежуваного об'єкта.

МВВ забезпечує виконання вимірювань потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінювання на поверхні об'єктів із границями сумарної відносної похибки ($\pm\delta\gamma$), значення якої за довірчої ймовірності $P = 0.95$ не перевищує 40 %.

МВВ забезпечує виконання вимірювань поверхневої густини потоку бета-частинок на поверхні об'єктів із границями сумарної відносної похибки ($\pm\delta\beta$), значення якої за довірчої ймовірності $P = 0.95$ не перевищує 40%.

Застосовуються такі засоби вимірювальної техніки та допоміжне обладнання: дозиметр-радіометр пошуковий типу МКС-07 «Пошук», РКС-

01 «Стора-ТУ» (далі – дозиметр-радіометр) або інші з метрологічними характеристиками та показниками якості не нижчими за вказані в цій МВВ.

Засоби вимірювальної техніки мають бути повірені або атестовані в установленому порядку.

При виконанні вимірювань дотримуються вимог радіаційної безпеки відповідно до:

- ДГН 6.6.1-6.5.001-98 Норми радіаційної безпеки України НРБУ-97;
- ДСП 6Л 77-2005-09-02 Державні санітарні правила. 6. Радіаційна гігієна. Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України.

Забороняється зберігання та використання дозиметрів-радіометрів зі знятими кришками для запобігання псування та втрати контрольних, джерел із радіонуклідами, які можуть входити до комплекту дозиметра-радіометра.

До виконання вимірювань й обробки їх результатів допускаються фахівці, які пройшли інструктаж із радіаційної безпеки та охорони праці, ознайомилися з даною методикою й інструкцією з експлуатації дозиметра-радіометра та яких допущено до роботи в установленому в організації порядку.

При виконанні вимірювань дотримуються таких умов:

- температура навколишнього атмосферного повітря від -20°C до 50°C ;
- атмосферний тиск від 84 кПа до 106,7 кПа;
- відносна вологість повітря (за температури 30°C) до 95%.

За необхідності виконання радіаційного контролю при більш низьких температурах, використовують покриття, що утеплюють детектор дозиметра-радіометра, або скорочують час перебування приладу в умовах низьких температур.

Вимірювання потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення здійснюється наступним чином. Дозиметр-радіометр підготовлюють до вимірювань потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення згідно з інструкцією з експлуатації. Вимірювання потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення на місці розташування об'єкта (фону) наступним чином. За допомогою дозиметра-радіометра, здійснюють декілька одиничних вимірювань потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення фону:

- по можливості, рівномірно по контуру майданчика, де буде знаходитись обстежуваний об'єкт, у разі його відсутності на майданчику;
- по можливості, рівномірно навкруги об'єкта вимірювань на відстані від нього, не меншій ніж розмір об'єкта в горизонтальній площині, у разі його наявності на майданчику.

Вимірювання здійснюють, розташовуючи детектор дозиметра-радіометра на рівні одного метра над поверхнею майданчика. У точці, де зареєстровано мінімальне значення потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення, проводять багаторазові вимірювання гамма-фону.

Кількість одиничних вимірювань повинна бути такою, щоб значення відносного середньоквадратичного відхилення (далі – СКВ) середнього значення результатів вимірювань не перевищувало 0.2.

Вимірювання потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення об'єкта виконують наступним чином. Виявляють точки на поверхні об'єкта, в яких значення потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення більше ніж у 1.3 рази перевищує контрольний фоновий рівень. Для цього в пам'ять дозиметра-радіометра вводять пороговий рівень спрацьовування звукової сигналізації, а саме 1.3 значення контрольного фонового рівня, а також встановлюють мінімально можливий проміжок часу між послідовними вимірюваннями. У режимі пошуку детектор дозиметра-радіометра переміщують по маршрутним лініям зйомки на поверхні об'єкта, прокладеним паралельно поверхні контрольного майданчика на відстані 0.5 м одна від одної, на мінімальній можливій відстані (не більше ніж 10 см) від поверхні об'єкта, зі швидкістю не більше ніж 0.1 м/с. Починають, наприклад, уздовж одного з розмірів об'єкта (довжини, висоти чи товщини), після закінчення початкової лінії переміщення продовжують по іншій найближчій лінії і так далі, максимально охоплюючи всю поверхню об'єкта.

Зчитування показів дозиметра-радіометра та порівняння їх із контрольним рівнем проводять через кожні 0.5 м маршрутної лінії зйомки. Якщо за даними зйомки не виявлено точок, у яких покази дозиметра-радіометра перевищують контрольний фоновий рівень потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення в 1.3 рази, результат радіаційного контролю вважають позитивним, а за результат вимірювання потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення об'єкта

приймають контрольний фоновий рівень потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення.

У випадку виявлення такої точки, проводять більш детальне обстеження поверхні об'єкта навколо неї, переміщуючи детектор по поверхні об'єкта в різних напрямках до виявлення точок» з максимальними показами дозиметра-радіометра (далі – контрольної точки).

У контрольній точці на поверхні об'єкта в режимі вимірювань здійснюють багаторазові вимірювання потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення, розміщуючи детектор на мінімальній можливій відстані від неї (не більше ніж 10 см). Кількість одиничних вимірювань при цьому дорівнює кількості одиничних вимірювань потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення фону.

Вимірювання поверхневої густини потоку бета-частинок здійснюють, якщо в режимі пошуку на поверхні об'єкта виявлено контрольні точки.

Дозиметр-радіометр підготовлюють до вимірювань поверхневої густини потоку бета-частинок згідно з інструкцією з експлуатації. Проводять багаторазові вимірювання поверхневої густини потоку бета-частинок власного фону дозиметра-радіометра, розташовуючи детектор бета-частинок на рівні 1 м над поверхнею майданчика. Кількість одиничних вимірювань при цьому дорівнює кількості одиничних вимірювань потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення фону.

Проводять багаторазові вимірювання поверхневої густини потоку бета-частинок об'єкта, розміщуючи блок детектування на мінімальній можливій відстані (не більше ніж 10 см) від виявленої контрольної точки на поверхні об'єкта. Кількість одиничних вимірювань при цьому дорівнює кількості одиничних вимірювань потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення фону.

Обробку результатів вимірювань потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення та поверхневої густини потоку бета-частинок виконують згідно з ДСТУ ГОСТ 8.207-2008.

Для обробки результатів вимірювань потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення фону розраховують потужність амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення фону, $H(10)_ф$, мкЗв/год,

як середнє арифметичне результатів n одиничних вимірювань, отриманих за 8.1.2 цієї МВВ, $H(IO)_{\phi i}$, мкЗв/ год, за формулою (1):

$$H(IO)_{\phi} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n H(IO)_{\phi i} \quad (3.1)$$

Розраховане значення приймають за контрольний фоновий рівень потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення. Розраховують відносне статистичну похибку середнього значення результатів вимірювань потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення фону, S_{ϕ} , за формулою (2):

$$S_{\phi} = \frac{1}{H(IO)_{\phi}} \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (H(IO)_{\phi i} - H(IO)_{\phi})^2}{n(n-1)}} \quad (3.2)$$

Значення відносної статистичної похибки середнього значення результатів вимірювань потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення фону не повинно перевищувати 0.2: $S_{\phi} \leq 0.2$.

Розраховують середнє арифметичне результатів n одиничних вимірювань потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення об'єкта, отриманих в контрольній точці, $H(IO)_{\text{м}}$, мкЗв/год, за формулою (3):

$$H(IO)_{\text{м}} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n H(IO)_{\text{м}i} \quad (3.3)$$

Результат вимірювання потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення об'єкта, $H(IO)_{\text{мо}}$, мкЗв/год, розраховують як різницю між середнім значенням потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення об'єкта в контрольній точці та контрольним фоновим рівнем потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінення за формулою (4):

$$H(IO)_{\text{мо}} = H(IO)_{\text{м}} - H(IO)_{\phi} \quad (3.4)$$

Для обробки результатів вимірювань поверхневої густини потоку бета-частинок розраховують контрольний фоновий рівень поверхневої густини потоку бета-частинок, F_{ϕ} , част/(см²·хв), як середнє арифметичне результатів n одиничних вимірювань за формулою (5)

$$F_{\phi} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n F_{\phi i} \quad (3.5)$$

Розраховують середнє арифметичне результатів n одиничних вимірювань поверхневої густини потоку бета-частинок, $F_{\text{м}}$, част/(см²·хв), за формулою (6):

$$F_{\text{м}} = \frac{1}{n} \sum_{i=1}^n F_{\text{м}i} \quad (3.6)$$

Результат вимірювання поверхневої густини потоку бета-частинок об'єкта, $F_{\text{мо}}$, мкЗв/год, розраховують за формулою (7) як різницю між середнім значенням поверхневої густини потоку бета-частинок об'єкта в контрольній точці та контрольним фоновим рівнем поверхневої густини потоку бета-частинок:

$$F_{\text{мо}} = F_{\text{м}} - F_{\phi} \quad (3.7)$$

Періодичний контроль похибки вимірювань за МВВ проводять у стаціонарних лабораторних умовах за допомогою еталонних джерел радіоактивних ізотопів. Періодичність контролю становить один раз на місяць.

Нормативно-правова база радіаційного контролю вантажів і транспортних засобів, що перетинають кордон України створювалася, виходячи з того, що радіаційний контроль є складовою екологічного контролю (як радіаційна безпека – складовою екологічної безпеки), а екологічний контроль – функція органів Мінекобезпеки. Практичну реалізацію зазначених функцій забезпечують державні інспектори з охорони навколишнього природного середовища (держкоінспектори), які працюють на постах екологічного контролю. Зважаючи, що ці рекомендації можуть бути корисними для працівників інших служб, в

рекомендаціях і питаннях для самоконтролю використано термін «інспектори».

Основними документами, які регламентують практичну діяльність інспектора під час радіаційного контролю (РК) вантажів і транспортних засобів, що перетинають кордон України залишаються *Положення* про екологічний контроль у пунктах пропуску через державний кордон та в зоні діяльності регіональних митниць і митниць (Затверджено Наказом Міністерства охорони навколишнього природного середовища та ядерної безпеки України 08.09.99 N 204), та *Інструкція* щодо проведення радіаційного контролю транспортних засобів і вантажів у пунктах пропуску через державний кордон та на митній території України (Затверджено Наказом Міністерства екології та природних ресурсів України 15.05.2000 №27). Саме в цих документах викладено основні вимоги до РК у пунктах пропуску через державний кордон та на митній території України.

Тому інспекторові слід періодично перечитувати ці, а також інші законодавчо-нормативні акти на офіційних сайтах органів державної влади з метою виявлення можливих внесених змін або зміни їх чинності.

Вивчаючи законодавчо-нормативну базу, інспектор знайде обґрунтування своїх дій, що сприятиме суттєвому підвищенню рівня кваліфікації та удосконаленню його професійної компетенції.

Належне виконання обов'язків інспектора можливе за наявності у нього уміння проводити вимірювання радіаційних параметрів, що передбачені нормативно-правовими актами, та виконувати елементарні розрахунки дози, з метою оцінювання радіаційної обстановки у разі виявлення радіаційно небезпечного об'єкта.

Інспектор буде приймати виважені рішення у тій чи іншій ситуації і діяти без поспіху, якщо вмітиме самостійно оцінити небезпеку від виявленого об'єкта, забезпечити особисту безпеку на підставі основних принципів: час, відстань, екранування.

Розглянемо приклад можливої ситуації.

Приклад:

Виявлено радіоактивний матеріал у незаконному обігу. На відстані 3 м від підозрілого об'єкта ПЕД=0.02 мЗв/год (20 мкЗв/год).

Інспектор зобов'язаний провести заходи первинного обстеження місця виявленого підозрілого об'єкта, зокрема, провести фізичний огляд

об'єкта. Для фізичного огляду підозрілого об'єкта інспекторові потрібно приблизно три хвилини часу.

Яку максимальну дозу опромінення може отримати інспектор, якщо на три хвилини підійде до об'єкта ближче, ніж на 3 м?

Розв'язання:

Якщо потужність дози 0.02 мЗв/год, то за три хвилини максимальна можлива доза опромінення становитиме: $0.02:60 \cdot 3 = 0.001$ мЗв. Наскільки небезпечною є така доза?

Відповідно до закону України «Про захист людини від впливу іонізуючого випромінювання» населення України може отримати додатково до природної радіації 1 мЗв/ рік ефективної дози опромінення від техногенних джерел.

Розраховану можливу дозу опромінення інспектора під час огляду підозрілого об'єкта протягом 3-х хвилин – 0.001 мЗв доцільно порівняти з річною дозою опромінення працівників різних професій, що подається у таблиці 3.1.

Таблиця 3.1 – Професійні дози опромінення

Річна доза опромінення для різних професій (в середньому в мЗв/рік)	
Екіпажі літаків (косм.)	4.0
Працівники АЕС (в середньому)	2.5
Медперсонал	0.5
Видобування гірських копалин (включаючи добування урану)	6.0
Промислова рентгенографія	1.5
Науково-дослідна сфера	0.8

Зверніть увагу! Основну частину річної дози опромінення людина отримує від природного фону радіації (в середньому по світу 2.4 мЗв/рік).

4 ПРАКТИЧНІ ТА ЛАБОРАТОРНІ РОБОТИ

4.1 Розрахунки радіації. Розрахункові роботи

4.1.1 Розрахунки радіоактивності та доз радіації

Задача 1. Визначити початкову активність A_0 радіоактивного препарату магнію ${}^{27}_{12}\text{Mg}$ масою $m = 0.2$ мкг, а також його активність A через 6 годин.

$$m = 0.2 \text{ мкг} = 2 \cdot 10^{-8} \text{ кг}$$

$$T_{1/2} = 10 \text{ хв} = 600 \text{ с}$$

$$T = 6 \text{ год} = 2.16 \cdot 10^4 \text{ с}$$

$$A_0 = ? \quad A = ?$$

Розв'язання:

Активність A ізотопу характеризує швидкість розпаду:

$$A = \lambda N_0 e^{-\lambda t}.$$

Для початкової активності $t = 0$, тобто $A_0 = \lambda N_0$.

$$\lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}}.$$

Число радіоактивних ядер: $N = mN_A/\mu$, N_A – число Авогадро, μ – молярна маса. В таблицях знайдемо період напіврозпаду та молярну масу, таким чином отримаємо: початкова активність препарату

$$A_0 = \frac{m \cdot \ln 2 \cdot N_A}{\mu T_{1/2}};$$

його активність через час t :

$$A = \frac{m \cdot \ln 2 \cdot N_A}{\mu T_{1/2}} \exp\left(\frac{\ln 2}{T_{1/2}} \cdot t\right)$$

$$\mu = 27 \cdot 10^{-3} \text{ кг/моль}; \quad N_A = 6.02 \cdot 10^{23} \text{ моль}^{-1}.$$

$$A_0 = \frac{2 \cdot 10^{-10} \cdot 0.693 \cdot 6.02 \cdot 10^{23}}{27 \cdot 10^{-3} \cdot 600} = 5.13 \cdot 10^{12} \text{ Бк.}$$

$$A = \frac{2 \cdot 10^{-10} \cdot 0.693 \cdot 6.02 \cdot 10^{23}}{27 \cdot 10^{-3} \cdot 600} \exp\left(\frac{-0.693 \cdot 2.16 \cdot 10^4}{600}\right) = 81.3 \text{ Бк.}$$

Відповідь: початкова активність A_0 дорівнює $5.13 \cdot 10^{12}$ Бк; активність A через 6 годин дорівнює 81.3 Бк.

Задача 2. Знайти питому активність радіоактивного ізотопу за даними значеннями періоду його напіврозпаду $T_{1/2}$.

Таблиця 4.1

Варіант №	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
Ізотоп	Sr ⁹⁰	I ¹³¹	Cs ¹³⁷	C ¹⁴	Po ²¹⁰	Rn ²²²	Ra ²²⁶	U ²³⁵	U ²³⁸	Pu ²⁴²
$T_{1/2}$	28 років	8 діб	30 років	5730 років	138 діб	3,82 діб	1590 років	$7,1 \cdot 10^8$ років	$4,5 \cdot 10^9$ років	$3,8 \cdot 10^5$ років

Розв'язання:

Період напіврозпаду $T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda}$, де λ – постійна розпаду.

Питома активність $q = \frac{a}{m}$, де a – активність, m – маса ізотопу.

$$a = \lambda N,$$

де N – кількість радіоактивних ядер.

Звідси

$$q = \frac{\ln 2 \cdot N_A}{A \cdot T_{1/2}}.$$

де N – число Авогадро, q – питома активність, A – атомна маса

Підставляючи в останню формулу значення періоду напіврозпаду, які наведені у таблиці, знаходимо питому активність.

Задача 3. Визначити період напіврозпаду цезію-137 за даними вимірювання питомої активності ізотопів q Бк/кг, яка дорівнює $3.2 \cdot 10^{15}$ Бк/кг.

Розв'язання:

Період напіврозпаду визначається формулою

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2 \cdot N}{a},$$

де $N = N_A \cdot \frac{m}{M}$, N_A – число Авогадро, M – молярна маса.

Отже

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2 \cdot N_A}{M \cdot q} = 30 \text{ років.}$$

Відповідь: 30 років.

Задача 4. Внаслідок радіоактивного розпаду уран-238 перетворюється в ізотоп свинцю-206. Скільки альфа- та бета-розпадів відбувається при цьому?

Розв'язання:

Кількість альфа-розпадів дорівнює

$$n_\alpha = \frac{\Delta A}{4} = \frac{238 - 206}{4} = 8,$$

кількість бета-розпадів дорівнює

$$n_\beta = 2n_\alpha - \Delta Z = 2 \cdot 8 - (92 - 82) = 6.$$

Відповідь: $n_\alpha = 8$, $n_\beta = 6$.

Задача 5. Визначити еквівалентну дозу для дорослих і дітей, якщо в атмосферному повітрі була зареєстрована об'ємна активність 100 Бк/м³. Час перебування в зоні дорівнює 1 добу.

Розв'язання:

Дозовий коефіцієнт для повітря дорівнює

$$B_{in} = 0.33 \cdot 10^{-7} \text{ Зв/Бк.}$$

Швидкість споживання повітря V – це середня швидкість дихання. Для дорослих її вважають рівною $23 \text{ м}^3/\text{добу}$; для дітей – $13 \text{ м}^3/\text{добу}$, або $8.4 \cdot 10^3$ і $5.5 \cdot 10^3 \text{ м}^3/\text{рік}$ відповідно.

Еквівалентна доза для дорослих дорівнює

$$H_T = 100 \cdot 0.33 \cdot 10^{-7} \cdot 23 = 0.08 \text{ мЗв},$$

для дітей

$$H_T = 100 \cdot 0.33 \cdot 10^{-7} \cdot 13 \cdot 1 = 0.44 \text{ мЗв}.$$

Відповідь: Еквівалентна доза дорівнює 0.08 мЗв для дорослих і 0.44 мЗв для дітей.

Задача 6. Радіаційне забруднення питної води відповідає об'ємній активності $A_v=370 \text{ Бк/л}$. Розрахувати річну еквівалентну дозу H_T на організм дорослої людини, якщо об'єм споживання води складає 2 л на добу і об'ємна активність води зберігається протягом року.

Розв'язання:

Дозовий коефіцієнт для води дорівнює

$$B_{ig} = \text{ГД/ГРП} = 10^{-3}/7.1 \cdot 10^4 = 1.4 \cdot 10^{-8} \text{ (Зв/Бк)}.$$

Використовуючи значення дозового коефіцієнта та об'єм річного споживання води $V=2 \cdot 365=730 \text{ л/рік} = 0,73 \text{ м}^3/\text{рік}$, отримаємо еквівалентну дозу

$$H_T = 370 \cdot 10^3 \cdot 1.4 \cdot 10^{-8} \cdot 0.73 = 3.7 \cdot 10^{-3} \text{ (Зв/рік)}.$$

Відповідь: еквівалентна доза дорівнює 3.7 мЗв/рік

Задача 7. Розрахувати активність води на відстані $X=5 \text{ км}$ від місця викиду змуленого радіонукліда в річку. Активність радіонукліда на місці викиду дорівнює 500 Бк/л . Швидкість річки $U=0.5 \text{ м/с}$. Константа осадження частинок $b = 5 \cdot 10^{-5} \text{ с}^{-1}$, константа розпаду $\lambda = 10^{-4} \text{ с}^{-1}$.

Розв'язання:

Радіаційна активність води пропорційна концентрації радіонукліда у воді. Тому на відстані X від місця викиду активність A води дорівнює

$$A = A_0 \cdot e^{-\frac{x}{u}(b+\lambda)} = 112 \cdot 10^3 \text{ Бк/м}^3.$$

Відповідь: активність води дорівнює 112 тисяч Бк/м³

Задача 8. Під час аварії на АЕС річний викид ізотопу йоду ¹³¹I в атмосферу складає $Q = 8.1 \cdot 10^{11}$ Бк. Розрахувати еквівалентну дозу на щитовидну залозу дорослої людини, що потрапляє в організм через органи дихання, якщо відомо, що коефіцієнт метеорологічного розбавлення дорівнює $G=5 \cdot 10^{-8}$ с/м³.

Розв'язання:

Об'ємна активність повітря розраховується за формулою

$$A_V = \frac{QG}{t} = \frac{8.1 \cdot 10^{11} \cdot 5.0 \cdot 10^{-8}}{3.16 \cdot 10^7} = 1.3 \cdot 10^{-3} \text{ Бк/м}^3,$$

де $t = 3.16 \cdot 10^7$ с = 1 рік.

Еквівалентна доза розраховується за формулою

$$H_T = A_V \cdot B_i \cdot V,$$

і дорівнює

$$H_T = 3.2 \cdot 10^{-6} \text{ Зв/рік.}$$

Відповідь: еквівалентна доза дорівнює $3.2 \cdot 10^{-6}$ Зв/рік.

Задача 9. Розрахувати еквівалентну дозу на поверхні землі, що утворює фотонне випромінювання від хмарини радіоактивних газів суміші ізотопів Kr і Xe. Хмарина утворилася внаслідок аварії на реакторі ВВЕР-440, коли $\delta=10\%$ загальної кількості радіоактивного пального, що знаходилося в активній зоні реактора, потрапило в атмосферу. Висота викиду – 60 м, швидкість вітру $U = 1.6$ м/с, відстань від місця викиду – 3 км у напрямку вітру.

Розв'язання:

При даних умовах час руху радіоактивної хмарини до точки вимірювання: $t=x/u=30$ хвилин. Повне завантаження активної зони реактора ураном складає 41.5 т, а питома активність q суміші ізотопів Kr і Xe дорівнює $4.06 \cdot 10^{16}$ і $1.07 \cdot 10^{17}$ Бк/т відповідно. Таким чином, активність суміші радіоактивних газів в точці вимірювання дорівнює

$$Q = q \cdot m \cdot \delta = (0.41 + 1.07) \cdot 10^{17} \cdot 41.5 \cdot 0.1 = 6.14 \cdot 10^{17} \text{ Бк.}$$

Для умови даної задачі коефіцієнт метеорологічного розбавлення $G = 6.0 \cdot 10^{-5} \text{ с/м}^3$.

Для суміші ізотопів Кг і Хе за довідковими даними дозовий коефіцієнт $B_{\alpha\gamma}$ дорівнює

$$B_{\alpha\gamma} = 1.07 \cdot 10^{-6} \text{ Зв} \cdot \text{м}^3/\text{рік} \cdot \text{Бк.}$$

Знаючи дозовий коефіцієнт, еквівалентну дозу H_T від короткочасного викиду Q можна розрахувати за формулою

$$H = \frac{Q \cdot B_{\alpha\gamma} \cdot G_0}{u} = 0.31 \text{ (Зв).}$$

Відповідь: еквівалентна доза дорівнює 0.31 Зв.

4.1.2 Розрахунки товщини захисних екранів від іонізуючих випромінювань

Задача 10. Яка частина γ -випромінювання пройде через екран зі свинцю завтовшки $d = 1 \text{ см}$, якщо коефіцієнт поглинання випромінювання $\mu = 0.50 \text{ см}^{-1}$. Пучок γ -випромінювання вузький.

Дано:

$$E = 6.0 \text{ MeV}$$

$$d = 1 \text{ см}$$

$$\mu = 0.50 \text{ см}^{-1}$$

$$I/I_0 = ?$$

Розв'язання:

Закон поглинання γ -випромінювання

$$I = I_0 e^{-\mu d},$$

де I інтенсивність пучка γ -випромінювання.

З цього закону отримаємо:

$$I = I_0 e^{-\mu d} = e^{-0.5 \cdot 1} = 0.6 .$$

Тобто через екран пройде 60% γ – випромінювання.

Відповідь: частка γ -випромінювання, яка пройде через екран зі свинцю завтовшки $d = 1$ см дорівнює 60%.

Задача 11. Вимірена потужність експозиційної дози гамма-випромінювання дорівнює P_B . Знайти мінімальну товщину захисного екрана з речовини, що указана в таблиці, якщо час роботи на робочому місці складає t годин у тиждень. Гранично допустима доза дорівнює 100 мР/рік. Для варіантів з парним номером вважати, що $P_B = 28$ мР/год, а час роботи $t = 25$ годин, а для варіантів з непарним номером що $P_B = 20$ мР/ рік, а час роботи $t = 10$ годин у тиждень.

Таблиця 4.2

Варіант №	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
Речовина	Al	C (графіт)	Cu	Fe	P b	Al	Pb	H ₂ O	Fe	Бетон $\rho=2.3\text{т/м}^3$
$\mu, \text{м}^{-1}$	16	14.2	49.5	44	80	10	47	4.0	28	8.3
E, MeV	1	1	1	1	1	2.5	2.5	3	3	3

Розв'язання:

За нормами гранично допустимої дози протягом одного тижня отримана доза не може перевищувати 100 мР/48 тиж = 2.04 мР/тиж.

Якщо час роботи складає 10 годин на тиждень, то у непарних варіантах реально отримана доза у випадку відсутності захисту від радіації буде складати 200 мР/тиждень. Ця доза більша за граничну майже у 100 разів. Екранування радіоактивного випромінювання має зменшити його у 100 разів.

При проходженні γ -квантів крізь речовину їх енергія не змінюється, але в результаті зіткнень поступово зменшується інтенсивність пучка I. Закон ослаблення інтенсивності пучка зумовлений характерними для γ -випромінювання механізмами взаємодії з речовиною. До цих механізмів належать: 1) фотоефект, 2) ефект Комптона, 3) народження електрон-позитронних пар. Для першого і третього механізмів взаємодії характерним є експоненціальний закон ослаблення інтенсивності пучка

$$I = I_0 e^{-\mu x},$$

де I – початкова інтенсивність, x - товщина шару речовини, μ – коефіцієнт поглинання.

Найбільше значення коефіцієнту поглинання має свинець. Для нього $\mu=80 \text{ м}^{-1}$.

Із закону поглинання

$$\ln \frac{I_0}{I} = \mu \cdot x,$$

а з умов праці $\frac{I_0}{I} = 100$. Значить товщина шару поглинання дорівнює $x = \frac{\ln 100}{\mu}$ та для екрану з свинцю складає $\frac{\ln 100}{80} = 0.058 \text{ м}$, тобто 5.8 см.

Відповідь: для свинцю (у випадку непарного варіанту) товщина екрану становить 5.8 см.

Задача 12. Знайти лінійний і масовий коефіцієнти поглинання залізом рентгенівських променів з енергією $E=1 \text{ МеВ}$. Яка довжина хвилі λ рентгенівських променів відповідає даному значенню енергії. Товщина

шару половинного ослаблення $x_{1/2} = 1.56 \cdot 10^{-2} \text{ м}$. Густина заліза $\rho = 7.9 \cdot 10^3 \text{ кг/м}^3$.

Розв'язання:

$$\mu = \frac{\ln 2}{x_{1/2}} = 44.4 \text{ м}^{-1}, \quad \mu_M = \frac{\mu}{\rho} = 5.6 \cdot 10^{-3} \text{ м}^2/\text{кг}.$$

З формули Планка $E = h\nu = \frac{hc}{\lambda}$ витікає, що

$$\lambda = \frac{hc}{E} = \frac{6.62 \cdot 10^{-34} \cdot 3 \cdot 10^8}{10^6 \cdot 1.6 \cdot 10^{-19}} = 11.8 \cdot 10^{-13} \text{ м}.$$

Відповідь: Коефіцієнт поглинання дорівнює $\mu = 44.4 \text{ м}^{-1}$.

Задача 13. Знайти ослаблення пучка нейтронів залізом завтовшки 0.1м, якщо початкова густина потоку нейтронів $\sigma = 5 \cdot 10^4 \text{ нейт/см} \cdot \text{с}$, а

ефективний переріз процесу $\sigma = 2.3$ барн. Знайти густину потоку нейтронів φ .

$$\varphi = \varphi_0 e^{\mu l} = 7.1 \cdot 10^3 \text{ нейт/см}^2 \cdot \text{с}.$$

Відповідь: Коефіцієнт поглинання дорівнює

$$\mu = \sigma N = \sigma \cdot N_A \cdot \rho / A = 0.2 \text{ см}^{-1}.$$

Задача 14. Знайти енергетичне розділення спектрометра по Cs-137, якщо відомо, що ширина фотопіку на половині його висоти дорівнює 6 кеВ

Розв'язання:

Енергетичне розділення визначається за формулою

$$R = \frac{N_{1/2}}{N_{\text{цтп}}} \cdot 100\% ,$$

де $N_{1/2}$ – ширина фотопіка на половині висоти піка, $N_{\text{цтп}}$ – номер каналу, в якому знаходиться центр ваги даного фотопіка. Підставляючи дані з умови задачі та номер каналу, отримаємо

$$R = \frac{6}{661} \cdot 100\% = 1\% .$$

Відповідь: 1%.

4.2 Методи та засоби реєстрації іонізуючого випромінювання. Лабораторні роботи

4.2.1 Лабораторна робота № 1. Вивчення роботи лічильника Гейгера-Мюллера

Мета роботи: вивчення іонізаційних методів і засобів вимірювання радіоактивності на прикладі лічильника Гейгера-Мюллера.

Теоретична частина.

Радіоактивність – це явище спонтанного перетворення нестійких атомних ядер в ядра інших елементів, що супроводжується висиланням іонізуючого випромінювання.

Види радіоактивного розпаду: α -розпад, β -розпад, γ -випромінювання, спонтанний поділ важких ядер, а також протонна радіоактивність.

Закон радіоактивного розпаду має експоненціальний характер

$$N = N_0 \cdot e^{-\lambda t}, \quad (4.1)$$

де N і N_0 – кількість радіоактивних ядер в момент часу t і початкова їх кількість відповідно, λ – константа розпаду.

Стала розпаду λ , яка входить до закону радіоактивного розпаду, має ймовірнісний зміст.

Активність a – це швидкість радіоактивного розпаду.

$$a = -\frac{dN}{dt} = \lambda \cdot N. \quad (4.2)$$

Одиниця активності в системі СІ – 1 Бк = 1 розпад/с. Позасистемна одиниця 1 Кі = $3.7 \cdot 10^{10}$ Бк. (1 Бк – 1 Бекерель, 1 Кі – 1 Кюрі).

Період піврозпаду $T_{1/2}$ – це час, за який розпадається половина початкової кількості ядер

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0.693}{\lambda} \quad (4.3)$$

З поняттям активності пов'язане поняття питомої активності. Питома активність q – це відношення активності радіоактивної речовини до її маси m

$$q = \frac{a}{m}, \quad (4.4)$$

За даними вимірювання питомої активності можна визначити період піврозпаду речовини. Якщо радіоактивний ізотоп A помістити в зачинену посудину, і в цій посудині в результаті розпаду ізотопу A утвориться радіоактивний ізотоп B , то через достатньо великий час кількість ізотопу B може бути визначена з співвідношення

$$N_A \cdot \lambda_A = N_B \cdot \lambda_B. \quad (4.5)$$

Це співвідношення є умовою радіоактивної рівноваги. Ізотоп B при розпаді утворює інший радіоактивний ізотоп C і т.д. Таким чином утворюється ланцюжок або ряд радіоактивних елементів. Існують чотири радіоактивних ряди, три з яких є природними, а один – це ряд елементів ^{237}Np , який отримали штучно.

З формул (4.2) і (4.3) витікає

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2 \cdot N}{a}. \quad (4.6)$$

Кількість радіоактивних ядер дорівнює

$$N = N_A \cdot \frac{m}{M}, \quad (4.7)$$

де N_A – число Авогадро, M – молярна маса.

Отже з формул (4.6) і (4.7) можна знайти період піврозпаду

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2 \cdot N_A}{M \cdot q}. \quad (4.8)$$

Для реєстрації ядерних частинок широко застосовуються лічильники Гейгера-Мюллера. Лічильник Гейгера-Мюллера являє собою циліндричний конденсатор, що поміщений у скляну трубку, яка наповнена газом при тиску порядку 100 мм. рт. ст. (рис.4.1). Одним електродом служить металева нитка, іншим – провідний шар, нанесений на внутрішню поверхню трубки. Оскільки газ у трубці є діелектриком, то при напрузі недостатньої для його пробою і відсутності радіоактивного випромінювання струму в ланцюзі лічильника немає. Частинка, що виникає в процесі радіоактивного розпаду, попадає в простір між електродами лічильника і викликає іонізацію атомів газу. Електрони, що утворилися, і іони під дією полю спрямовуються на електроди. У ланцюзі лічильника виникає короткочасний імпульс струму.

Максимальне значення струму в імпульсі не завжди пропорційно напрузі на лічильнику, тобто не визначається законом Ома, а залежить від режиму роботи лічильника. За характером окремих ділянок вольт-амперної

характеристики лічильника (рис. 4.1) можна визначити різні режими його роботи.

Зона збирання заряду	Зона роботи іонізаційної камери	Зона пропорційності	Зона обмеженої пропорційності	Зона Гейгера	Зона неперервного розряду
----------------------	---------------------------------	---------------------	-------------------------------	--------------	---------------------------

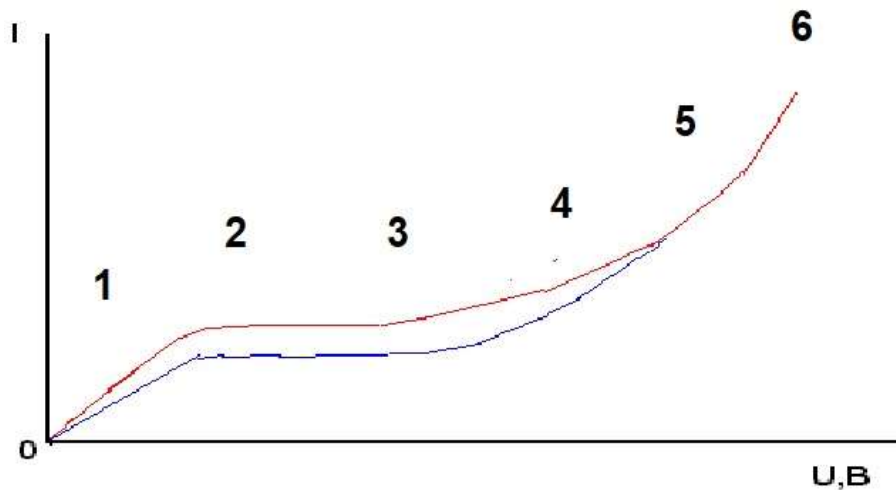


Рисунок 4.1 – 1– зона збирання заряду, 2 – зона роботи іонізаційної камери, 3 – зона пропорційності, 4 – зона обмеженої пропорційності, 5 – зона Гейгера, 6 – зона неперервного розряду

Зона Гейгера є найбільш зручною в роботі для визначення кількості частинок іонізуючого випромінювання, що досліджується.

У цій області напруга досягає такого значення, що самостійний розряд починається лише при влученні в молекулу газу частинки іонізуючого випромінювання. Для того, щоб зафіксувати наступну частинку необхідно погасити виниклий розряд, підготувати тим самим лічильник до подальшої роботи.

У цій області створюються імпульси однакової величини від будь-якої іонізуючої частинки.

Існує два методи гасіння розряду:

а) не самогаснучі лічильники – у коло лічильника включається опір порядку 10^9 Ом, на якому відбувається спадання напруги, потенціал анода зменшується і лічильник гасне.

б) лічильники, що самогасяться – лічильник заповнюється спеціально підібраними сумішами багатоатомних газів, дія яких приводить до припинення розряду.

Гасіння лічильника здійснюється протягом деякого часу 10^{-3} – 10^{-4} с. У цій проміжок часу лічильник не реагує на частинки, що попадають в нього. Такий час називається «мертвим часом» лічильника. Величина, яка зворотна до «мертвого часу», називається розрізнявальною здатністю лічильника.

Розрізнявальна здатність лічильника, визначає максимальне число частинок, що може зареєструвати лічильник за 1 секунду.

Імпульси струму, що виникають у результаті іонізації газу в лічильнику Гейгера-Мюллера подаються на ламповий підсилювач і від нього на механічний або електронний пристрій, що рахує імпульси.

Якщо імпульси з великою частотою будуть слідувати один за одним, то механічний лічильник у силу інерційності не встигне рахувати їх всіх.

Для подолання цих труднощів застосовуються так називані перерахункові схеми, призначення яких складається в подачі на механічний лічильник не всіх імпульсів, а наприклад кожного другого, або кожного четвертого і т.д.

Залежність кількості імпульсів від прикладеної напруги при постійної дії джерела радіоактивного випромінювання називається лічильною характеристикою.

Експериментальна частина.

У роботі з лічильником Гейгера-Мюллера необхідно виконати дві вправи:

Вправа 1. Зняття лічильної характеристики по космічному випромінюванню.

Порядок роботи:

Включити установку. Установити мінімальну напругу і перерахунковий коефіцієнт 1х1. Кнопкою «скидання» гасять неонові лампочки. Визначають напругу на початку рахунку, для цього включають тумблер «пуск» і повільно обертаючи регулятор напруги на високовольтному випрямлячі, поступово підвищують напругу на лічильнику доти, поки лічильник не почне реєструвати імпульси (неонові лампочки загоряються). Записують напругу, що відповідає граничній чутливості перерахункової схеми. і встановлюють механічний лічильник на нуль. Збільшують напругу на 50 В, включають тумблер «пуск» і

одночасно секундомір. Вимірюють час не менш, ніж 500 імпульсів і визначають кількість імпульсів у хвилину.

Аналогічні виміри повторюють через кожних 50 В.

Вправа 2. Визначення «мертвого часу» лічильника методом двох препаратів.

Якщо «мертвий час» τ відомо, то неважко визначити кількість частинок N , що потрапили у лічильник за 1 сек. Так як реєстрація кожної частинки має «мертвий час», то загальний «мертвий час» буде дорівнювати

$$\Delta t = \tau \cdot N_{\text{ВИМ}}.$$

Реальна кількість частинок визначається з співвідношення:

$$N = N_{\text{ВИМ}} + N \cdot \Delta t.$$

Звідси:

$$N = \frac{N_{\text{ВИМ}}}{1 - N_{\text{ВИМ}} \cdot \tau}.$$

Останнє співвідношення може бути використаним також для визначення «мертвого часу» лічильника.

Порядок роботи:

Роботу роблять в області Гейгера (напруга на лічильнику вказується лаборантом). Беруть два радіоактивних препарати. Один з них дає N_1 частинок, а інший N_2 частинок за хвилину.

1. Поміщають препарат №1 під лічильник. Знімають показання лічильника за 1 хв.

$$N_1 = \frac{N_{1\text{ВИМ}}}{1 - N_{1\text{ВИМ}} \cdot \tau}. \quad (4.9)$$

2. Поміщають препарат №2 під лічильник і знімають показання лічильника за 1хв.

$$N_2 = \frac{N_{2\text{ВИМ}}}{1 - N_{2\text{ВИМ}} \cdot \tau}. \quad (4.10)$$

3. Поміщають одночасно два препарати і знімають показання лічильника за той же проміжок часу (1 хв.)

$$N_{12} = \frac{N_{12\text{вим}}}{1 - N_{12\text{вим}} \cdot \tau} \quad (4.11)$$

4. Визначають фон лічильника. Для цього роблять рахунок частинок без препаратів за час 1 хв. Дійсне випромінювання від двох препаратів дорівнює сумі $N_1 + N_2$ дійсних випромінювань кожного препарату. Підставляючи сюди значення N_1 , N_2 , N_{12} і вирішуючи їх відносно τ , одержимо остаточно:

$$\tau = \frac{N_{1\text{вим}} + N_{2\text{вим}} - N_{12\text{вим}}}{2 \cdot N_{1\text{вим}} \cdot N_{2\text{вим}}} \quad (4.12)$$

5. Обчислюють розрізнявальну здатність лічильника

$$\beta = \frac{1}{\tau}$$

6. За формулами (4.9), (4.10), (4.11) обчислюємо дійсні випромінювання обох препаратів і їхнє спільне випромінювання.
7. Проводимо порівняння спільного випромінювання N_{12} із сумою $N_1 + N_2$

Контрольні питання

- 1.Що називається радіоактивністю?
- 2.Запишіть закон радіоактивного розпаду.
- 3.Що називається питомою активністю?
- 4.В яких одиницях системи СІ вимірюється активність радіонуклідів?
- 5.Що являє собою лічильник Гейгера-Мюллера?
- 6.Який фізичний принцип дії лічильника Гейгера- Мюллера?
7. Які характерні зони має вольт-амперна характеристика лічильника Гейгера-Мюллера?
- 8.Як відбувається механізм ударної іонізації?
- 9.В якій характерній зоні хід вольт-амперної характеристики не залежить від енергії ядерних частинок?
10. Що називається мертвим часом лічильника?

4.2.2 Лабораторна робота № 2. Дослідження властивостей сцинтиляційних лічильників СРП-68-01

Мета роботи: вивчення сцинтиляційних методів і засобів реєстрації іонізуючого випромінювання.

Теоретична частина.

Принцип роботи сцинтиляційних детекторів заснований на здатності іонізуючого випромінювання збуджувати атоми і молекули середовища. Перехід атомів і молекул зі збудженого стану в основний супроводжується випускненням світла (видимого, ультрафіолетового). У сцинтиляційних детекторах відбувається перетворення енергії випромінювання у світловий спалах. Сцинтиляційні детектори класифікуються за різними ознаками:

1) *За механізмом виникнення світлових спалахів.* У сцинтиляційних детекторах світловий спалах виникає в момент проходження випромінювання через них в короткий проміжок часу ($10^{-3} - 10^{-6}$ с). Це явище називається флуоресценцією. Для поліпшення флуоресценції в неорганічні сцинтиляційні детектори вводять атоми інших речовин, які називаються активаторами (Tl, Cl, I та ін.). Активатори вказуються в дужках після позначення сцинтилятора: Na (I), CsI (Tl) т.п.

В інших сцинтиляційних детекторах під дією іонізуючого випромінювання збуджені атоми і молекули знаходяться в метастабільному (збудженому) стані тривалий час, поки не одержать додаткову енергію ззовні. Тільки додаткова енергія, що отримана, наприклад, у виді ультрафіолетового випромінювання, дозволяє збудженим атомам перейти в основний стан з випускненням світлових спалахів. Це явище зветься фосфоресценцією, а речовини, у яких спостерігається ефект фосфоресценції – спалахуючими сцинтиляторами.

2) *За природою.* Сцинтиляційні детектори розрізняють на неорганічні – ZnS, NaI, CsI, CaWO₄ і органічні – C₁₄H₁₀, C₁₄H₁₂...C₁₈H₁₄ (антрацен, стильбен, нафталін, терфеніл та ін.).

3) *За способом готування.* Сцинтиляційні детектори виготовляються у виді монокристалів, що заполімерізовані у прозорій пластмасі, чи нанесені тонким шаром на скло, органічну плівку чи інший прозорий для світла матеріал. Монокристали органічних і неорганічних речовин мають найкращі параметри, але крихкі, поглинають вологу з повітря. Для збільшення терміну служби кристали поміщають у

герметичні алюмінієві контейнери з оптичним виходом. Однак при наявності контейнера ускладнюються виміри випромінювань малої проникаючої здатності і невеликих енергій. Для реєстрації м'якого випромінювання і випромінювання з малою проникаючою здатністю готують рідкі сцинтилятори, що розчинені в будь-якому розчиннику.

4) *За агрегатним станом* сцинтилятори підрозділяються на тверді, рідкі і газоподібні. Прикладом газоподібного сцинтилятора є чистий ксенон, що застосовується для реєстрації уламків поділу.

5) *За видом випромінювання, що реєструється:* β (м'які і тверді), γ .

Вимоги до сцинтиляційних детекторів:

Вони повинні мати високу ефективність перетворення енергії випромінювання у світлову енергію, мати малий час висвітлювання, бути прозорими до власного світла, що випускається, мати радіаційну стійкість.

Достоїнства і недоліки сцинтиляційних детекторів.

Сцинтиляційні детектори мають високу ефективність реєстрації іонізуючого випромінювання, мають пропорційність залежності яскравості світлового спалаху від енергії випромінювання, малий часом розділення, що дозволяє вимірювати великі потоки випромінювання, прості у виготовленні й експлуатації.

Поряд з достоїнствами сцинтиляційні детектори мають недоліки: однакова висока чутливість одночасно до декількох видів випромінювання; довжина хвилі світлового спалаху може не збігатися зі спектральною чутливістю фотокатода; наявність власних шумів фотоелектронного помножувача (ФЕП) в результаті теплової емісії електронів з фотокатода; нестабільна напруга на електродах ФЕП.

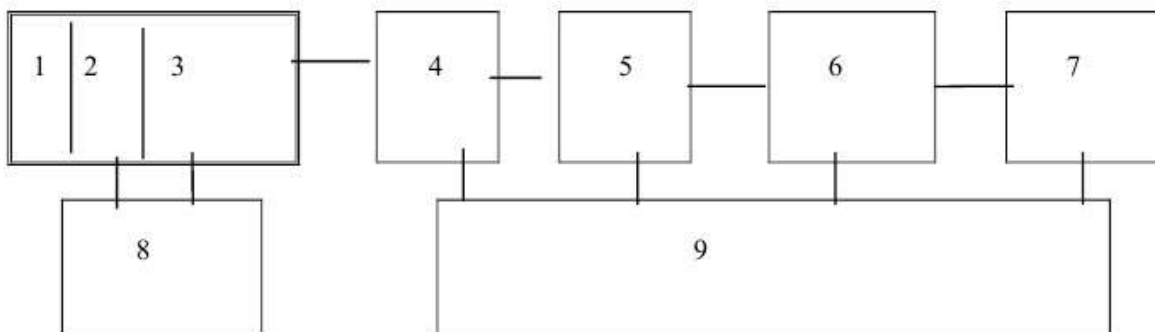


Рисунок 4.2 – Блок-схема сцинтиляційного лічильника. 1 – сцинтилятор; 2 – світловод; 3 – ФЕП; 4 – предпідсилювач; 5 – основний підсилювач; 6 – дискримінатор; 7 – пристрій, що реєструє; 8 – високовольтний блок; 9 – низьковольтний блок

Принцип роботи сцинтиляційного лічильника.

Сцинтиляційний лічильник являє собою сукупність сцинтиляційного детектора (1) з фотоелектронним помножувачем (ФЕП) (3), який призначений для перетворення спалахів світла, що виникають у сцинтиляторі під дією випромінювання, в електричний сигнал.

Під дією випромінювання в сцинтиляційному детекторі виникають спалахи світлу, що попадають на чуттєвий шар (найчастіше сурм'яно-цезієвий) фотокатода і вибивають з нього фотоелектрони. За допомогою фокуруючого електрода фотоелектрони попадають на перший динод, з якого вони вибивають у результаті вторинної емісії додаткові електрони. Фотоелектрони і додаткові електрони надходять на наступний динод, і знову відбувається подальше збільшення потоку електронів і т.д. Так у ФЕП відбувається множення електронів. З останнього динода електрони попадають на анод для посилення і реєстрації струму.

ФЕП має до 15 динодів, живлення ФЕП здійснюється від блоку високої напруги.

При роботі з сцинтиляційним лічильником необхідно забезпечити його достатню світлонепроникність, захистити його від впливу зовнішніх полів. Необхідно також забезпечити надійний оптичний контакт сцинтилятора з фотокатодом ФЕП. Для цих цілей використовують світловод (3). Предпідсилювач (4) призначений для електричного узгодження ФЕП з основним підсилювачем (5). Основний підсилювач (5) призначений для посилення вхідного сигналу до величини, що піддається подальшій обробці в аналогових і цифрових каскадах лічильника.

Опис лабораторної установки.

Основою для лабораторної установки служить сцинтиляційний геологорозвідувальний прилад СРП-68-01, призначений для пошуку радіоактивних джерел по їх гама-випромінюванню. Прилад закріплений на лабораторному штативі, живлення здійснюється від батарейок стабілізованого джерела постійної напруги Б5-47.

Основні технічні характеристики приладу СРП-68-01.

1. Прилад дозволяє проводити вимір потоку гама- випромінювання в межах від 0 до 10000 s^{-1} (Бк) і потужності експозиційної дози гамма-випромінювання в межах від 0 до 3000 мкР/год.
2. Діапазон виміру потоку гама випромінювання розбитий на наступні під діапазони, s^{-1} ;

від 0 до 100;
від 0 до 300;
від 0 до 1000;
від 0 до 3000;

3. Контроль працездатності приладу здійснюється від контрольного джерела К-ЗА, № 69482 , період напіврозпаду 5,25 років.
4. Нижній поріг дискримінації гамма-випромінювання по енергії знаходиться в межах від 15 до 25 кеВ.
5. Час установлення робочого режиму не більш 1 хвилини з моменту включення приладу.
6. Прилад допускає безупинну роботу протягом 8 годин при збереженні основної похибки в межах норми.
7. Прилад має лінійну шкалу з відхиленнями від лінійного закону в межах $\pm 5\%$, а на останньому діапазоні (від 0 до 10000 с^{-1}) у межах $\pm 10\%$.
8. Комплект живлення складається з 9 послідовно з'єднаних елементів живлення типу 343, що замінені в лабораторній установці блоком стабілізованого живлення Б5-47.
9. Споживана потужність не більш 200 мВт.
10. Детектор – кристал йодистого натрію, діаметром 18 мм, заввишки 30 мм.
11. Середній наробіток на відмовлення 5000 годин.
12. Прилад зберігає працездатність в інтервалі температур від мінус 20 до + 50 °С і відносної вологості повітря до 90 %.

Порядок виконання роботи.

Підготовка приладу до роботи:

1. Переконається що на джерелі живлення Б5-47 виставлена напруга 12В.
2. Підключити джерело живлення тумблером «Мережа».
3. Перевірити по індикаторі приладу напругу живлення, для цього перемикач установити в положення «Контр, бат».
4. Дати приладу прогрітися не менш 2 хвилин.
5. Перевірити працездатність приладу, для цього:
 - 5.1. Перемикач піддіапазонів установити на необхідний піддіапазон «3т».
 - 5.2. Перемикач часу експозиції установити в положення «5s».
 - 5.3. Контрольне джерело К-ЗА, № 69482, розташувати на відстані не більш 1 см від детектора. Вимір проводити протягом 10 с.

5.4. Отриманий результат, з урахуванням періоду напіврозпаду джерела, повинний відповідати даним, зазначеним вище. Якщо отриманий результат відповідає необхідному, то можна переходити до подальших вимірів.

Вправа 1. Визначення чутливості приладу в залежності від відстані «джерело – детектор».

1. Розташувати джерело на мінімальній відстані від детектора, використовуючи перемикач піддіапазонів домогтися, щоб стрілка індикатора знаходилася в центральному секторі шкали. Через 20 секунд записати показання приладу.

2. Видалити джерело на 1 см від попереднього положення. Використовуючи перемикач піддіапазонів домогтися, щоб стрілка індикатора знаходилася в центральному секторі шкали. Через 20 секунд записати показання приладу.

3. Збільшувати відстань від джерела до детектора доти, поки показання приладу реагують на зміну відстані, при цьому необхідно вчасно переключати піддіапазони.

4. Побудувати графік залежності «показання приладу/відстань».

Контрольні питання.

1. На чому заснований принцип роботи сцинтиляційних детекторів.

2. Вимоги, пропоновані до характеристик сцинтиляційних детекторів.

3. Переваги і недоліки сцинтиляційних детекторів.

4. Класифікація сцинтиляційних детекторів.

5. Що таке активатори?

6. Намалювати схему сцинтиляційного детектора, пояснити призначення компонентів схеми.

7. Принцип роботи ФЕП.

8. Намалювати схему сцинтиляційного лічильника.

9. Одиниці виміру активності.

10. Основні характеристики приладу СРП-68-01.

4.2.3 Лабораторна робота № 3. Радіометр-дозиметр гамма-бета випромінювань «ТЕРРА»

Дози і одиниці доз випромінювання.

Для кількісної оцінки іонізуючого випромінювання існує поняття *доза*. Розрізняють поглинуту, експозиційну та еквівалентну дози.

а) Поглинута доза D_n – це енергія, що поглинута одиницею маси речовини. Одиниця дози в системі СІ – 1 Грей.

$$1 \text{ Гр} = \frac{1 \text{ Дж}}{1 \text{ кг}}$$

Позасистемна одиниця поглинутої дози 1 рад. $1 \text{ Гр} = 100 \text{ рад}$.

б) Експозиційна доза X – це кількість заряду, що утворився в одиниці маси речовини при проходженні іонізуючого випромінювання. Одиниця експозиційної дози в системі СІ – 1 Кл/кг, позасистемна одиниця – 1 Рентген.

$$1 \text{ Р} = 2.58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг.}$$

в) Еквівалентна доза H_T – це добуток поглинутої дози на коефіцієнт якості \bar{K} , який показує у скільки разів біологічна дія даного випромінювання більша за дію рентгенівського. Одиниця дози в системі СІ – 1 Зіверт.

$$1 \text{ Зв} = 100 \text{ бер.}$$

Еквівалентна доза

$$H_T = D_n \cdot \bar{K}.$$

Вивчення роботи дозиметра-радіометра «ТЕРРА».

Дозиметр-радіометр МКС-05 «ТЕРРА» призначений для вимірювання амбієнтного еквівалента дози (ЕД) і потужності амбієнтного еквівалента дози (ПЕД) рентгенівського випромінювання (далі – фотонного випромінювання), а також поверхневої густини потоку частинок бета-випромінювання. Дозиметр використовується для екологічних досліджень; як наочне обладнання для закладів освіти, для дозиметричного і радіометричного контролю на промислових

підприємствах; контролю радіаційної чистоти житлових приміщень, будівель і споруд, території, що до них прилягає, предметів побуту, одягу, поверхні ґрунту на присадибних ділянках, транспортних засобів. Дозиметр призначений для індивідуального та колективного користування при вимірюванні потужності експозиційної дози (ПЕД) гамма-випромінювання, а також щільності потоку бета-частинок. Дозиметр призначений для вимірювання фону в місцях проживання і праці населення, контролю радіаційної чистоти житлових та промислових приміщень, будівель та споруд, предметів побуду, одягу, території, що прилягає, ґрунту, транспортних засобів.

В основі роботи приладу лежить іонізаційний метод реєстрації ядерного випромінювання. В якості детектора в приладі використовується лічильник Гейгера-Мюллера.

Побудова дозиметра та принцип його роботи.

Дозиметр виконаний в плоскому прямокутному пластмасовому корпусі. Корпус дозиметра (рис. 4.3) складається з нижньої (1) та верхньої (2) накривок. У середній частині верхньої накривки (2) дозиметра розташовано РКІ (3), зліва і праворуч над нею - дві кнопки управління роботою дозиметра – ПОРІГ (4) і РЕЖИМ (5).



Рисунок 4.3 – Дозиметр «ТЕРРА»

Призначення:

1. Вимірювання потужності еквівалентної дози (ПЕД) гамма – та рентгенівського випромінювань.

2. Вимірювання еквівалентної дози (ЕД) гамма – та рентгенівського випромінювань.
3. Вимірювання поверхневої щільності потоку бета-частинок.
4. Вимірювання часу накопичення еквівалентної дози.
5. Вимірювання реального часу (годинник).

Особливості:

1. Наявність п'яти незалежних вимірювальних каналів з почерговим виведенням інформації на один рідкокристалічний індикатор.
2. Вбудований гамма-, бета-чутливий лічильник Гейгера-Мюллера.
3. Оперативна оцінка гамма-фону протягом 10 секунд.
4. Автоматичне віднімання гамма-фону при вимірюванні бета-забрудненості.
5. Усереднення результатів вимірювань з можливістю ручного та автоматичного його переривання.
6. Автоматичний вибір інтервалів та діапазонів вимірювань.
7. Звукова сигналізація кожного зареєстрованого гамма-кванта чи бета-частинки з можливістю її відключення.

Радіометр - дозиметр гамма-бета випромінювань РКС-01 «СТОРА» призначений для індивідуального та колективного користування при вимірюванні потужності експозиційної дози (ПЕД) гамма-випромінювання, а також щільності потоку бета-частинок. Дозиметр призначений для вимірювання фону в місцях проживання і праці населення, контролю радіаційної чистоти житлових та промислових приміщень, будівель та споруд, предметів побуду, одягу, території, що прилягає, ґрунту, транспортних засобів.

В основі роботи приладу лежить іонізаційний метод реєстрації ядерного випромінювання. В якості детектора в приладі використовується лічильник Гейгера-Мюллера.

Основні технічні вимоги:

- Діапазон вимірювання потужності експозиційної дози (ПЕД), мР/рік від 0.01 до 100;
- Межа основної відносної похибки вимірювання ПЕД, що визначена за допомогою зразкового джерела Cs-137 при довірчій ймовірності 0.95 встановлює $\pm 25\%$;
- Діапазон енергій гама-випромінювання, МеВ від 0.05 до 3.0;
- Діапазон вимірювання при щільності потоку бета-частинок, част/(хв·см²) встановлює $(20 \div 4)10^3$

Радіометр-дозиметр гамма-бетта випромінювань являє собою малогабаритний переносний вимірювальний прилад. Дозиметр дає можливість оцінити рівень гамма-фону і радіаційної чистоти житлових і виробничих приміщень, харчових продуктів, предметів побуту, поверхні ґрунту і т.д.

Вправа 1. Визначення радіаційного фону.

Завдання:

1. Вимірити радіаційний фон за допомогою дозиметра.
2. Вимірювання провести три рази при різних значеннях часу експозиції дозиметра.
3. Дані вимірювань порівняти між собою.
4. Оцінити похибку вимірювань.

Вправа 2. Визначення мертвого часу лічильника.

Визначення мертвого часу сцинтиляційного лічильника здійснюється методом «двох препаратів» аналогічно тому, як це робилося в попередній роботі.

1. Джерела, видані викладачем, розташовувати на відстані не більш 2 см від детектора.
2. Кожний вимір робити протягом 1 хвилини.
3. Розрахунок здійснюють за формулою:

$$\tau = \frac{N_1 + N_2 - N_{1,2}}{2N_1N_2}$$

де N_1 – показання від першого джерела; N_2 – показання від другого джерела; $N_{1,2}$ – показання від першого та другого джерела одночасно.

Вправа 3. Вимірювання щільності потоку бета-частинок.

Вимірювання щільності потоку бета-частинок здійснюються в тому ж порядку, як і вимірювання ПЕД. Вимірювання здійснюють двічі: один раз з відкритим отвором бета-екрану, а другий раз із закритим отвором. Результат вимірювання щільності потоку в одиницях «част/(хв·см²)» розраховується програмою дозиметра, суть якої віддзеркалює формула

$$П = (P1 - P2) \cdot K,$$

де $P1$ (мР/год) – результати першого вимірювання (отвір бета-екрану відкритий);

R_2 (мР/год) – результати другого вимірювання (отвір бета-екрану закритий),

K (част/(хв·см²)) (мР/год)) – калібрувальний коефіцієнт дозиметра.

4.2.4 Лабораторна робота № 4. Вимірювання активності бета-радіометром РУБ-01П

Метою роботи є вивчення роботи бета-радіометра РУБ-01П, калібрування приладу і визначення за допомогою бета-радіометра коефіцієнту поглинання бета-випромінювання різними речовинами.

Проходження бета-частинок через речовину супроводжується пружними і непружними співударяннями бета-частинок з ядрами і електронами середовища.

Пружне розсіяння на ядрах здійснюється при відносно низьких енергіях ($E < 0.5$ МеВ) бета-частинок. При енергії бета-частинок більше енергії зв'язку електронів і до 1 МеВ основним механізмом втрат енергії є непружне розсіяння на зв'язаних електронах, що веде до іонізації і збудження атомів речовини.

При великих енергіях бета-частинок головним механізмом втрат енергії є гальмове випромінювання у полі ядер речовини. Цей внесок зростає з збільшенням енергії бета-випромінювання.

Внаслідок цих механізмів інтенсивність бета-випромінювання зменшується з зростанням товщини шару речовини приблизно за експоненціальним законом.

Проходячи через речовину, пучок бета-частинок поступово ослаблюється і повністю поглинається шаром речовини певної товщини. Ослаблення (поглинання) відбувається за експоненціальним законом:

$$N = N_0 \cdot e^{-kx}, \quad (4.13)$$

де N_0 , N – кількість частинок (імпульсів), відповідно, що зареєстровані приладом без поглиначів за час t і тих, що пройшли через шар речовини товщиною X і зафіксовані приладом за той же час; K – коефіцієнт поглинання.

Логарифмування виразу (4.13) дає

$$K = \frac{1}{x} \ln \frac{N_0}{N} . \quad (4.14)$$

Таким чином, для визначення коефіцієнту поглинання потрібно вимірити товщину x пластинки, що поглинає випромінювання, кількість N_0 бета-частинок, що падають на пластинку, і кількість N частинок, що проходять через пластинку.

Рівняння для визначення коефіцієнту поглинання бета-частинок:

$$K = \frac{\ln N_1 - \ln N_2}{x_2 - x_1} , \quad (4.15)$$

де N_1 і N_2 – кількість частинок, що проходять через шар речовини товщиною x_1 і x_2 відповідно.

Бета-радіометр РУБ-01П призначений для виміру питомої і об'ємної активності бета-випромінюючих нуклідів у пробах природного середовища. Бета-радіометр може застосовуватися для комплексного санітарного контролю в лабораторних і польових умовах.

Принцип дії бета-радіометра заснований на перетворенні світлових спалахів у чуттєвому об'ємі детектора в імпульси струму.

Бета-радіометр РУБ-01П призначений для виміру питомої і об'ємної активності бета-випромінюючих нуклідів у пробах природного середовища. Бета-радіометр може застосовуватися для комплексного санітарного контролю в лабораторних і польових умовах.

Принцип дії бета-радіометра заснований на перетворенні світлових спалахів у чутливому об'ємі детектора в імпульси струму. Прилад дозволяє проводити експресні виміри об'ємної активності проб рідин і газів, питомої активності сипучих харчових продуктів і ґрунту, а також питомої активності проб, виготовлених з використанням методів концентрування і радіохімічного виділення. З цією метою бета-радіометр постачається відповідними блоками детектування.

До складу приладу РУБ-01П входять:

1. блок детектування: БДЖБ-05П1 - призначений для виміру об'ємної активності проб рідин і газів;
2. блоки БДЖБ-06П і БДЖБ-06П1 - призначені для виміру питомої активності проб;
3. пристрій вимірювальний УИ-38П1;

4. блок автономного живлення БНН-268П2.

Блок детектування БДЖБ-05П виконаний на основі детектора з розвинутою поверхнею у вигляді об'ємно-активованих пластин-світловодів повного внутрішнього відбиття. В цьому блоці використовуються два підсилювачі з регульованим коефіцієнтом підсилення. Посилені сигнали подаються на вузол збігу, що фільтрує корисний сигнал від шумів. З вузла збігу сигнал надходить у вузол дискримінатора. Вузол дискримінатора пропускає імпульси, що перевищують установлений поріг.

Блоки детектування БДЖБ-06П і БДЖБ-06П1 виконані на основі сцинтиляційних тонкоплівкових детекторів у виді дисків, що відрізняються об'ємом чуттєвої поверхні.

Під дією енергії заряджених частинок у чуттєвому шарі детектора відбувається спалахи (сцинтиляції). Фотоелектронний помножувач (ФЕП) перетворює спалахи в імпульси електричного струму, а також підсилює цей струм до рівня, що піддається виміру. Далі ці імпульси надходять на підсилювачі і дискримінатори. Для живлення ФЕП в кожному блоці детектування використовуються високовольтні вузли живлення.

Пристрій вимірювальний УИ-38П1 може працювати з одним із блоків детектування. Він здійснює накопичення імпульсів від блоків детектування і виведення інформації про їхню кількість на індикатор, або ЕОМ.

Опис приладу.

1. Кнопка «ВКЛ» з фіксацією служить для включення вимірювального пристрою.
2. Кнопка «ЭКСПОЗ» без фіксації служить для установки потрібного часу набору інформації (1, 10, 100, 1000, 1800, ∞) чи режиму контролю («К»).
3. Кнопка «N·10» з фіксацією призначена для перерахування інформації, що надходить, у 10 разів.
4. Кнопка «ПОДСВЕТ» без фіксації призначена для короткочасного підсвічування індикатора в темряві.
5. Кнопка «ПУСК МК» призначена для відключення пускового ланцюга мікро ЕОМ на час програмування.
6. Індикатор I - позначає цикл накопичення інформації:
7. Індикатори (1, 10, 100, 1000, 1800, ∞) показують час набору інформації в секундах.

8. Індикатор О позначає перевищення ємності рахунка (переповнення).

4.2.5 Лабораторна робота № 5. Вимірювання доз радіометром-дозиметром гамма-бета випромінювань РКС-01 «СТОРА»

Дози і одиниці доз випромінювання.

Для кількісної оцінки іонізуючого випромінювання існує поняття «доза». Розрізняють поглинуту, експозиційну та еквівалентну дози.

а) Поглинута доза D_n – це енергія, що поглинута одиницею маси речовини. Одиниця дози в системі СІ – 1 Грей. $1 \text{ Гр} = \frac{1 \text{ Дж}}{1 \text{ кг}}$. Позасистемна одиниця поглинутої дози 1 рад $1 \text{ Гр} = 100 \text{ рад}$.

б) Експозиційна доза X – це кількість заряду, що утворився в одиниці маси речовини при проходженні іонізуючого випромінювання. Одиниця експозиційної дози в системі СІ – 1 Кл/кг, позасистемна одиниця – 1 Рентген. $1 \text{ Р} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}$.

в) Еквівалентна доза H_T – це добуток поглинутої дози на коефіцієнт якості k , який показує у скільки разів біологічна дія даного випромінювання більша за дію рентгенівського. Одиниця дози в системі СІ – 1 Зіверт. $1 \text{ Зв} = 100 \text{ бер}$.

$$H_T = D_n \cdot \bar{K}.$$

Призначення, принцип роботи і опис приладу РКС-01 «СТОРА».

Радіометр – дозиметр гамма-бета випромінювань РКС-01 «СТОРА» призначений для індивідуального та колективного користування при вимірюванні потужності експозиційної дози (ПЕД) гамма-випромінювання, а також щільності потоку бета-частинок. Дозиметр призначений для вимірювання фону в місцях проживання і праці населення, контролю радіаційної чистоти житлових та промислових приміщень, будівель та споруд, предметів побуду, одягу, території, що прилягає, ґрунту, транспортних засобів.

В основі роботи приладу лежить іонізаційний метод реєстрації ядерного випромінювання. В якості детектора в приладі використовується лічильник Гейгера-Мюллера.

Основні технічні вимоги:

- Діапазон вимірювання потужності експозиційної дози (ПЕД), мР/рік від 0.01 до 100;
- Межа основної відносної похибки вимірювання ПЕД, що визначена за допомогою зразкового джерела Cs-137 при довірчій ймовірності 0.95 встановлює $\pm 25\%$;
- Діапазон енергій гама-випромінювання, МеВ від 0.05 до 3.0;
- Діапазон вимірювання при щільності потоку бета-частинок, част/(хв·см²) встановлює $(20 \div 4)10^3$

Стислий опис РКС-01 «СТОРА»

Радіометр-дозиметр гамма-бетта випромінювань РКС-01 «СТОРА» являє собою малогабаритний переносний вимірювальний прилад, схемотехнічне рішення якого запатентовано в Україні (патент №1957 на винахід «Цифровий інтенсиметр»), номер у Держреєстрі засобів вимірювань У720-96.

Дозиметр «СТОРА» з встановленим у ньому лічильником СБМ-20 дає можливість оцінити рівень гамма-фону і радіаційної чистоти житлових і виробничих приміщень, харчових продуктів, предметів побуту, поверхні ґрунту і т.д.

Питання підготовки радіометра-дозиметра до роботи, порядок роботи з радіометром-дозиметром наведені у методичних вказівках додаткової літератури до виконання цієї роботи.

Вправа: Вимірювання щільності потоку бета-частинок.

Вимірювання щільності потоку бета-частинок здійснюються в тому ж порядку, як і вимірювання ПЕД. Вимірювання здійснюють двічі: один раз з відкритим отвором бета-екрану, а другий раз із закритим отвором. Результат вимірювання щільності потоку в одиницях част/(хв·см²) розраховується за формулою:

$$П = (P1 - P2) \cdot K,$$

де $P1$ (мР/год) – результати першого вимірювання (отвір бета-екрану відкритий);

$P2$ (мР/год) – результати другого вимірювання (отвір бета-екрану закритий),

K (част/(хв·см²)) (мР/год)) – калібрувальний коефіцієнт, значення якого визначається при перевірці (дорівнює 614.0).

Порядок роботи: В приладі передбачено режим автоматичного запуску лічення по закінченні попереднього інтервалу вимірювання. При цьому прилад буде протягом 5 с висвічувати результат вимірювань.

4.2.6 Лабораторна робота № 6. Визначення пробігу бета-частинок.

Мета роботи: ознайомитися з механізмами проходження бета-випромінювання крізь речовину, визначити лінійний та масовий пробіги бета-частинок в речовині та їх максимальну енергію.

Лабораторне устаткування – радіометр РУБ-01, мікромметр.

Теоретична частина.

Проходження бета-частинок через речовину супроводжується пружними і непружними співудараннями бета-частинок з ядрами і електронами середовища.

Пружне розсіяння на ядрах здійснюється при відносно низьких енергіях ($E < 0,5$ MeV) бета-частинок. При енергії бета-частинок більше енергії зв'язку електронів і до 1 MeV основним механізмом втрат енергії є непружне розсіяння на зв'язаних електронах, що веде до іонізації і збудження атомів речовини.

При великих енергіях бета-частинок головним механізмом втрат енергії є гальмове випромінювання у полі ядер речовини. Цей внесок зростає з збільшенням енергії бета-випромінювання. Внаслідок відносно малої маси бета-частинки при кожному її зіткненні з електронами речовини відбувається суттєве змінення її імпульсу, а це в свою чергу веде до того, що бета-частинка, по-перше, може суттєво змінювати напрямок свого руху, а по-друге, може породжувати кванти електромагнітного випромінювання. Перший ефект виявляється в тому, що бета-частинка в речовині рухається не по прямій; а за рахунок другого ефекту відбуваються чималі радіаційні втрати, тобто втрати енергії на електромагнітне випромінювання.

Внаслідок цих механізмів інтенсивність бета-випромінювання зменшується з зростанням товщини шару речовини.

Проходячи через речовину, пучок бета-частинок поступово ослаблюється і повністю поглинається шаром речовини певної товщини.

Ослаблення (поглинання) відбувається приблизно за експоненціальним законом:

$$N = N_0 \cdot e^{-Kx}, \quad (4.16)$$

де N_0 , N – кількість частинок (імпульсів), відповідно що зареєстровані приладом без поглиначів за час t і тих, що пройшли через шар речовини товщиною X і зафіксовані приладом за той же час; K – коефіцієнт поглинання.

Щоб зрозуміти радіоекологічні проблеми, треба знати процеси та наслідки проходження іонізуючого випромінювання крізь речовину. Ці процеси пов'язані як з властивостями частинок, так і з властивостями речовини. Основні властивості частинок: заряд, маса, швидкість, енергія; речовини: густина чи кількість електронів в одиниці об'єму; атомний номер, молярна маса, середній потенціал іонізації, лінійна втрата енергії – dE/dx , чи питома втрата енергії $(dE/dx)/\rho$.

Основними загальними наслідками проходження іонізуючих частинок крізь речовину є іонізація та збудження атомів та молекул речовини, але ж процеси іонізації по різному відбуваються і до різних наслідків приводять в залежності від того, з яким випромінюванням ми маємо справу. Тому треба окрема розглядати 1) заряджені частинки (важкі та легкі), 2) γ - випромінювання та 3) нейтрони.

При проходженні заряджених частинок іонізуючого випромінювання (наприклад, α - частинок або β -частинок), основні механізми цього процесу полягають в іонізації та збудженні атомів речовини. Іонізаційні втрати таких частинок визначають за формулою Бора

$$-\frac{\partial E}{\partial x} = \frac{2\pi \cdot Z^2 \cdot e^4 \cdot n \cdot M}{E \cdot m} \cdot \ln \frac{2m \cdot E}{I \cdot M}, \quad (4.17)$$

де E , M – енергія та маса частинки, m – маса електрона в атомі, $I = 13.5$ eV – середній іонізаційний потенціал. Середній потенціал іонізації атомів речовини визначається через порядковий номер Z

$$I(Z) = 13.5 \cdot ZeV. \quad (4.18)$$

Якщо речовина складається з молекул, то ефективний середній потенціал іонізації розраховується за формулою

$$\ln I = \frac{\sum_i N_i Z_i \ln I_i}{\sum N_i Z_i}, \quad (4.19)$$

де \sum_i сума по всіх атомах у молекулі, N_i – число атомів i -го сорту у молекулі.

Лінійну втрату енергії ще називають *лінійною передачею енергії* і часто позначають літерою L_Δ . Лінійна передача енергії (ЛПЕ) заряджених частинок у середовищі L_Δ визначається формулою

$$L_\Delta = \left(\frac{dE}{dl} \right)_\Delta, \quad (4.20)$$

де dE – середні енергетичні втрати, що обумовлені такими зіткненнями на шляху dl , при яких передана енергія менше заданого значення Δ . ЛПЕ можна виразити через енергію частинки E

$$L_\Delta = \frac{2\pi e^4 Z^2 M \cdot n_e}{E \cdot m_0} \ln \frac{4E \cdot m_0}{I(Z)M}, \quad (4.21)$$

де M – маса іонізуючої частинки.

Число електронів в одиниці об'єму можна виразити через густину ρ

$$n_e = \frac{ZmN_A}{V\mu} = \frac{Z\rho N_A}{\mu}. \quad (4.22)$$

Формулу (4.21) можна записати у вигляді, що дуже скорочує розрахунки:

$$L = \frac{B \cdot n_e}{E} \ln \frac{4E \cdot m_0}{MI},$$

де

$$B = \frac{2\pi Z^2 e^4 M}{m_0}.$$

Заряд та густину треба брати в одиницях СГСЕ, а енергію у знаменнику в МеВ, тоді лінійна втрата енергії буде у ерг/см. Під знаком логарифма краще за все енергію та іонізаційний потенціал брати в еВ. У радіоекології для лінійних втрат часто користуються позасистемними одиницями МеВ/мкм, їх зв'язок з системними: $1 \text{ ерг/см} = 6.25 \text{ МеВ/мкм}$.

При проходженні зарядженої частинки через речовину вона втрачає свою енергію в актах пружних і непружних взаємодій. У результаті частина енергії частинки витрачається на іонізацію і збудження атомів середовища, а частина – на гальмове випромінювання. В актах іонізації передається енергія, достатня для того, щоб один або кілька орбітальних електронів в атомі залишили його, здобувши деяку кінетичну енергію. Корисно виділити дві різні ситуації: а) звільнені в результаті іонізації електрони мають настільки малу кінетичну енергію, що нездатні самі зробити іонізацію; б) звільнені електрони мають енергію, достатню для подальшої іонізації середовища; деякі з цих електронів можуть отримати настільки велику початкову кінетичну енергію, що здатні утворити самостійні треки; такі електрони називаються δ -частинками. Електрони групи б) можуть, однак, мати таку енергію, що достатня для створення лише декількох пар іонів; у цьому випадку важко говорити про самостійний трек і вірніше говорити про згустки невеликого числа іонів, так званих кластерів.

Граничну енергію Δ відносять до енергії δ -електронів. Якщо в акті зіткнення первинна заряджена частинка утворить δ -електрон з енергією більше Δ , то цю енергію не включають у значення dE , а δ -електрони з енергією більше Δ розглядають як самостійні первинні частинки. Значення Δ як вільного параметра залежить від конкретних умов. Максимальна енергія δ -частинок складає частину енергії первинної частинки, що приблизно дорівнює $4m_0M_0/(m_0 + M_0)^2$, де M_0 – маса первинної зарядженої частинки, m_0 – маса електрона. Така оцінка справедлива для важких заряджених частинок. Якщо первинною частинкою виступає електрон, максимальна енергія δ -частинок може складати лише половину його кінетичної енергії в момент зіткнення.

Поняття ЛПЕ відрізняється від поняття гальмової здатності речовини. Пояснимо цю різницю при більш детальному розгляді формування середнього значення енергетичних втрат dE .

Нехай паралельний пучок моноенергетичних заряджених частинок одного виду з енергією E падає перпендикулярно на плоский поглинач

(рис. 4.4). Виділимо в цьому поглиначі шар Δl , досить тонкий, щоб можна було зневажити багаторазовим розсіюванням. Довільно обрана частинка, взаємодіючи з речовиною поглинача в деякій точці A , втрачає енергію ΔE і, відхилившись на кут θ , виходить із шару з енергією $E' = E - \Delta E$. Втрачена енергія ΔE у залежності від виду процесу взаємодії може бути перетворена різними шляхами. Класифікуємо можливі компоненти загубленої енергії: ΔE_A – енергія, що локалізована безпосередньо в місці взаємодії біля точки A ; ΔE_q – енергія, що перетворена в кінетичну енергію вторинних заряджених частинок, причому $\Delta E_q \leq \Delta$, де Δ – задана гранична енергія; ΔE_Q – енергія, що перетворена в кінетичну енергію вторинних заряджених частинок, причому $\Delta E_Q > \Delta$, ΔE_γ – енергія, що перетворена в енергію фотонів. Рис. 4.4.

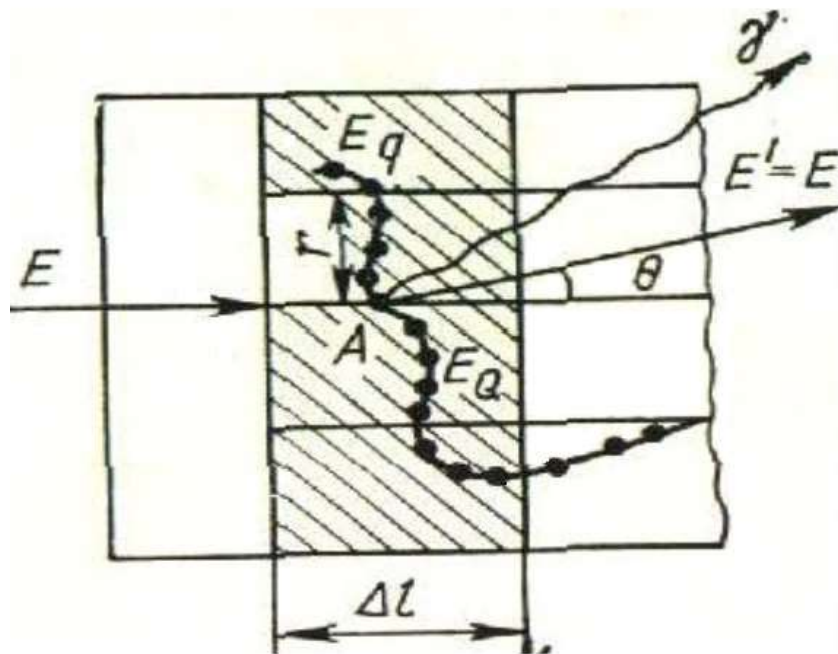


Рисунок 4.4 – Перетворення енергії

У силу випадкового характеру процесів взаємодії випромінювання з речовиною втрачена енергія ΔE і її розподіл по цим складовим виявляються різними для кожної первинної частинки, що входить до складу розглянутого моноенергетичного пучка.

ЛПЕ не включає енергію, що перетворена в енергію фотонів (радіаційні втрати), і при заданому значенні граничної енергії Δ не включає кінетичну енергію тих вторинних частинок, для яких ця енергія більше Δ .

Якщо гранична енергія не обмежена, то ЛПЕ включає енергію всіх δ -електронів. В окремому випадку, коли радіаційними втратами можна зневажити, ЛПЕ збігається з гальмовою здатністю.

Лінійна передача енергії залежить від кінетичної енергії зарядженої частинки. Енергія частинки змінюється в міру проникнення її в глиб речовини; змінюється і значення ЛПЕ. Довжина треку частинки однозначно зв'язана з її енергією, тому ЛПЕ можна зіставити як з кінетичною енергією, так і з довжиною треку іонізуючих частинок. Якщо виділити деякий об'єм середовища, що знаходиться в поле іонізуючого випромінювання, то в цей об'єм будуть входити частинки з різними значеннями ЛПЕ в залежності від того, яка частина треку частинки укладається в цьому об'ємі. Отже, можна говорити про розподіл довжини треків по ЛПЕ.

Проходження β -частинок крізь речовину.

Точний розрахунок лінійних іонізаційних втрат енергії електронами (β^- -частинками) при зіткненнях з електронами атомів речовини був проведений Бете, він дає

$$\left(-\frac{dE}{dx}\right)_{\text{іон}} = \frac{\pi e^4 n}{v^2 m} \left(\ln \frac{v^2 m E}{2 I^2 (1-\beta^2)} - \ln 2 (2\sqrt{1-\beta^2}) - 1 + \beta^2 \right) + 1 - \beta^2 \quad (4.23)$$

де E – релятивістська кінетична енергія електрона. Іонізаційні лінійні втрати енергії для легких частинок, наприклад електронів чи позитронів, у нерелятивістському випадку

$$\left(-\frac{dE}{dx}\right)_{\text{іон}} = \frac{4\pi e^4 n}{m v^2} \ln \frac{m v^2}{2 I} . \quad (4.24)$$

Їх можна виразити через енергію електрона E

$$\left(-\frac{dE}{dx}\right)_{\text{іон}} = \frac{2\pi e^4 n}{E} \ln \frac{E}{I} . \quad (4.25)$$

Усі заряджені частинки, що гальмуються, стають джерелами електромагнітного випромінювання, енергія цього випромінювання пропорційна прискоренню у четвертому степені, тобто обернено-пропорційна такому ж степені маси частинки. Тому таке випромінювання

треба враховувати для легких заряджених частинок; але ним можна знехтувати для важких. Втрати на це випромінювання у речовині прийнято називати радіаційними. Гальмове випромінювання обумовлює радіаційні втрати енергії легких частинок.

Для β -частинок з енергією декілька МеВ відношення радіаційних втрат енергії до іонізаційних втрат η дорівнює

$$\eta = \frac{E_m Z}{800}, \quad (4.26)$$

де E_m – максимальна енергія (МеВ) β -частинок, Z – атомний номер елемента речовини, у якій рухається β -частинка. При певній енергії радіаційні втрати дорівнюють іонізаційним. Ця енергія називається *критичною* $E_{кр}$

$$E_{кр} = \frac{800}{Z}. \quad (4.27)$$

Питомі радіаційні втрати на одиницю пройденого частинкою шляху пропорційні енергії. Коефіцієнт пропорційності має розмірність 1/см. Обернену величину цього коефіцієнта (визначимо його літерою l_0) називають радіаційною довжиною.

Радіаційні лінійні втрати енергії можна записати у вигляді

$$\left(-\frac{dE}{dx}\right)_{рад} = \frac{E}{l_0} \quad (4.28)$$

де l_0 – радіаційна довжина. Розв'язавши це рівняння відносно енергії, можна отримати

$$E = E_0 \exp\left(\frac{-x}{l_0}\right). \quad (4.29)$$

З цього виразу зрозуміло, який зміст має радіаційна довжина – це відстань, на якій енергія іонізуючої частинки в речовині зменшується в e раз, тобто майже втричі. Ця довжина залежить тільки від порядкового номера атомів речовини та густини електронів в ньому, вона визначається формулою

(4.19)

$$l_0 = \frac{4.31 \cdot 10^{26}}{n_e Z^2 \ln\left(\frac{183}{Z^{1/3}}\right)} \text{ (см)}.$$

Послаблення потоку β -частинок з суцільним спектром відбувається приблизно за експоненціальним законом

$$J = J_0 e^{-\mu x}. \quad (4.31)$$

де μ – масовий коефіцієнт послаблення в одиницях $\text{см}^2/\text{г}$; x – товщина мішені в $\text{г}/\text{см}^2$. Масовий коефіцієнт в алюмінії визначається емпіричною формулою

$$\mu = \frac{22}{E^{1.33}} \left(\frac{\text{см}^2}{\text{г}} \right) \quad (0.5 \leq E_\beta \leq 6 \text{ MeV}).$$

Шар половинного послаблення β -частинок в алюмінії

$$\Delta_{1/2} = 0.032 E_\beta^{1.33} \left(\frac{\text{г}}{\text{см}^2} \right). \quad (4.32)$$

Можна оцінити іонізаційні здатності чи питому іонізацію (кількість іонних пар, що утворюються на одиницю довжини пробігу частинки). Оскільки енергія, що затрачується в середньому на утворення однієї пари іонів w , мало залежить і від енергії пролітаючої частинки, і від сорту поглинаючої речовини (вона дорівнює приблизно 33 еВ), то лінійна густина іонізації (питома іонізація) – кількість пар іонів, що були утворенні випромінюванням на одиниці шляху

$$i = \frac{dE/dx}{w}. \quad (4.33)$$

Повна іонізація J – кількість пар іонів, які були утворені на всьому шляху випромінювання у речовині, визначається виразом $J = E/w$.

Поглинаючу дію речовини характеризують лінійним та масовим пробігами, а також величиною шару половинного послаблення. Лінійний пробіг R – шлях, що проходить частинка до повної зупинки, чи мінімальна

товщина поглинача, яка потрібна для повного поглинання іонізуючого випромінювання. Вона залежить від природи поглинача та його стану, а також від типу та енергії випромінювання. Пробіг збільшується з ростом енергії іонізуючих частинок, він пропорційний її масі та обернено пропорційний квадрату її заряду.

Масовий пробіг R_m – це добуток лінійного пробігу R на густину речовини, що поглинає частинки. Масовий пробіг – пробіг частинки в одиниці маси, він вимірюється в грамах на квадратний сантиметр і пов'язаний з лінійним пробігом співвідношенням:

$$R_m = \rho \cdot R . \quad (4.34)$$

На практиці часто користуються емпіричними формулами для пробігу іонізуючих частинок у речовині.

Для легких заряджених частинок не можливо ввести поняття пробігу у розумінні пробігу важких заряджених частинок. Тому, наприклад, для електронів (тобто β -частинок) введені три величини: максимальний пробіг, середній пробіг та радіаційна довжина.

Максимальним (чи екстрапольованим) пробігом зветься мінімальна товщина шару речовини, в якій поглинаються всі електрони. Він співпадає з повним, зазвичай криволінійним шляхом, який електрон проходить у речовині. Для моноенергетичних електронів максимальний пробіг можна розраховувати за допомогою простої емпіричної формули

$$R_m = 0.526 \cdot E - 0.24 , \quad (4.35)$$

де енергія E береться в МеВ, а R_m – в г/см².

Максимальний масовий пробіг β -частинок в алюмінії можна розрахувати за формулами

$$R_m = \begin{cases} 0.407E_\beta^{1.38} , & (0.15 < E < 0.8 \text{ МеВ}) \\ 0.542E_\beta - 0.133 , & (0.8 < E < 3 \text{ МеВ}). \end{cases} \quad (4.36)$$

де E_β – максимальна енергія β -спектра виражена в МеВ.

Ці формули з непоганою точністю описують пробіг і в інших речовинах, якщо втрати енергії електрона в основному іонізаційні

$$(4.37)$$

$$R_x = \frac{R_{Al}(Z/A)_{Al}}{(Z/A)_x}.$$

Пробіг моноенергетичних β -частинок у будь-якій речовині пов'язаний з пробігом у повітрі через густину повітря та речовини наближеним виразом

$$\frac{R_x}{R_{\text{пов}}} = \frac{\rho_x}{\rho_{\text{пов}}}, \quad R_{\text{пов}} = 400E_\beta \text{ (см)}. \quad (4.38)$$

Величина коефіцієнта поглинання μ зменшується зі збільшенням енергії бета-випромінювання і приблизно пропорційна густині поглинаючої речовини. Відношення коефіцієнта поглинання до густини μ/ρ (масовий коефіцієнт поглинання) повільно росте зі збільшенням відношення зарядового числа до масового Z/A .

Для речовин, що несильно відрізняються за своїм складом, μ/ρ практично постійна для даного бета-випромінювання. Тому, виражаючи товщину поглинаючого шару через масу, яка припадає на одиницю площі, отримуємо єдину криву поглинання бета-випромінювання, що випускається радіоактивним ізотопом, для різних речовин.

Між енергією випромінювання і коефіцієнтом поглинання існує певна залежність, маючи яку, можна знайти енергію випромінювання. З цією метою користуються емпіричними формулами і графіками, що виражають максимальну енергію бета-випромінювання як функцію масового коефіцієнта поглинання μ/ρ чи товщини $X_{1/2}$ шару напівпоглинання.

Для визначення μ/ρ чи $X_{1/2}$ спостерігають зменшення інтенсивності випромінювання в міру збільшення шару речовини, що поміщається між джерелом випромінювання і детектором вимірювального приладу.

Результати вимірів наносять на напівлогарифмічний графік (рис. 4.5). По осі абсцис відкладають товщину шару, а по осі ординат – логарифм інтенсивності випромінювання. Для інтервалу зміни активності, рівним 2–3 порядкам, виходить близька до прямої лінія, тангенс кута нахилу якої відповідає коефіцієнту поглинання випромінювання. З графіка можна знайти значення величин μ/ρ і $X_{1/2}$.

Якщо потік бета-частинок I_0 , падає на плоску пластинку завтовшки x , то потік частинок I , що пройшли через пластинку (поглинач), буде

залежати від енергії частинок, товщини поглинача x і від атомного номера Z речовини – матеріалу пластинки:

$$I = I_0 f(E_{max}, x, Z). \quad (4.39)$$

При значній товщині поглинача всі бета-частинки цілком затримуються. Мінімальна товщина поглинача, цілком затримуючого бета-частинки даного ізотопу, являє собою пробіг R бета-частинки. Пробіг є функцією максимальної енергії бета-спектра: $R=f(E_{max})$. Зазвичай за пробіг R приймають товщину поглинача, що послабляє початковий потік на 3–4 порядку. Визначений таким способом пробіг R зветься практичним пробігом. Величину пробігу можна визначити за залежністю (4.39), для якої існує ряд емпіричних формул. Емпірична залежність

$$\frac{I}{I_0} = \lg \left[\frac{\pi}{4} \left(1 - \frac{x}{R} \right)^4 \right] \quad (4.40)$$

з найбільшою точністю відповідає експериментам при товщинах поглиначів, не перевищуючих $(0.6-0.7)R$, і справедлива для широкого інтервалу енергій частинок.

Для визначення пробігів по поглинанню бета-частинок зручно користатися функцією:

$$\Phi \left(\frac{I}{I_0} \right) = \left(\frac{4}{\pi} \operatorname{arctg} \frac{I}{I_0} \right)^{1/4} = 1 - \frac{x}{R}. \quad (4.41)$$

В області значень x , при яких ця функція справедлива, графік залежності $1-\Phi(I/I_0)$ від x являє собою пряму лінію, котангенс кута нахилу якої дорівнює

$$\operatorname{ctg} \alpha = \frac{\Delta x}{\Delta \left[1 - \Phi \left(\frac{I}{I_0} \right) \right]} = R. \quad (4.42)$$

Енергетичний розподіл частинок, що пройшли через поглинач, буде значно відрізнятися від спектра енергій бета-частинок, що випускаються даним ізотопом.

Залежність (4.39) використовується в ряді випадків: для обчислення частки бета-частинок, що попадають у детектор випромінювання; при визначенні максимальної енергії E_{\max} бета-частинок методом поглинання; при вимірі товщини захисних екранів у дозиметрії. Таку залежність можна описати за допомогою емпіричних чи формул графіків. Для знаходження максимальної енергії бета-випромінювання по його поглинанню можна користуватися графіками, що наведені на рис. 4.5–4.6.

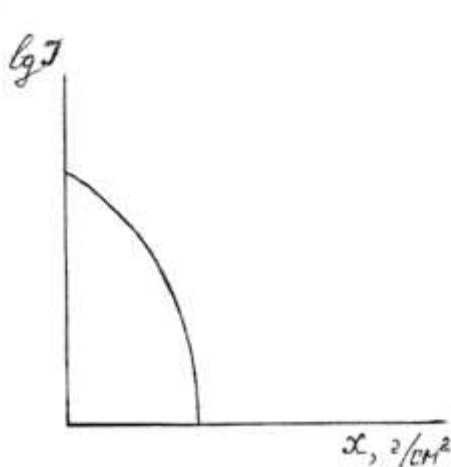


Рисунок 4.5

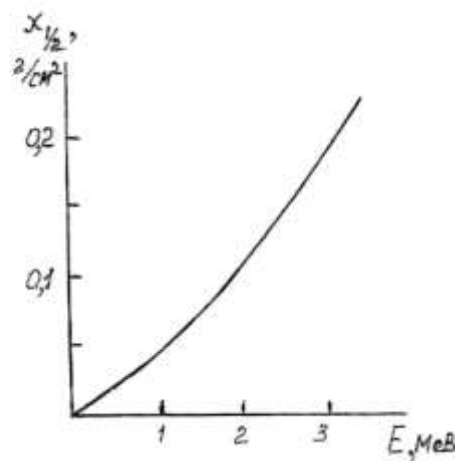


Рисунок 4.6

Практична частина

Порядок роботи

1. Приєднати до вимірювального пристрою мережний шнур і кабель від блоку детектування.
2. Підключити вимірювальний пристрій до мережі змінного струму 220 В. Натисканням кнопки «ВКЛ» увімкнути живлення приладу, при цьому повинні засвітитися світлодіоди «1» і цифри індикатора.
3. Витримати прилад включеним протягом 15 хвилин.
4. Натисніть і відпустите кнопку «ЭКСПОЗ» при цьому повинні по черзі загорятися і гаснути світлодіоди «1, 10, 100, 1000, 1800, ∞ » і «К». Зупинитися на світлодіоді «К», при цьому на цифровому табло з періодичністю 10 с. повинне висвічуватися число 7680 з одночасною видачею короткого звукового сигналу.
5. Для визначення коефіцієнта поглинання потрібно вимірити товщину x пластинки, що поглинає випромінювання,

6. Для двох пластинок речовини товщиною x_1 і x_2 визначити коефіцієнт поглинання бета-частинок:

$$K = \frac{\ln N_1 - \ln N_2}{x_2 - x_1}, \quad (4.43)$$

де N_1 і N_2 – відповідно кількість частинок, що проходять через шар речовини товщиною x_1 і x_2 .

7. За формулами (4.41) та (4.42) визначити пробіг R бета-частинок в даному матеріалі.

8. За допомогою графіка (рис. 4.4) та формул (4.35) і (4.36) оцінити енергію E бета-частинок.

Контрольні запитання

1. Дати оцінку кінетичної енергії електронів, при якій у свинці йонізаційні та радіаційні втрати однакові.
2. Знайти товщину шару половинного поглинення β -частинок з енергією 0.3 Мев у свинці.
3. Знайти радіаційну довжину для електрона з енергією 0.5МеВ у воді.
4. Визначити радіаційну довжину електрона з енергією 0,8 МеВ у повітрі при нормальних умовах.
5. При проходженні шару деякої речовини товщиною 0.40 см енергія швидких електронів зменшилась у середньому на 25%.
6. Знайти радіаційну довжину електрона, якщо відомо, що втрати енергії електрона при цьому в основному радіаційні.
7. Оцінити початкову енергію електронів, якщо після проходження свинцевої пластинки завтовшки 5.0 мм енергія електронів у середньому дорівнює 42 МеВ.

4.2.7 Лабораторна робота № 7. GAMMALAB. Програмний комплекс для емуляції апаратурних гамма-спектрів в реальному часі

Програмний комплекс GammaLab, призначений для моделювання в реальному часі апаратурних гамма-спектрів напівпровідникових та сцинтиляційних детекторів під час вимірювань широкого кола джерел, довільної просторової конфігурації та радіонуклідного складу. Комплекс може бути використаним у якості симулятора для навчання роботі із спектрометричним устаткуванням та програмним забезпеченням за

відсутності дорогого обладнання та з метою запобігання робіт з реальними джерелами іонізуючого випромінювання. За його допомогою можуть вирішуватись задачі калібрування апаратури, а також тестування програмного забезпечення та методик вимірювання у випадках, коли атестовані джерела випромінювання з заданими властивостями (розмірами, фізико-хімічними характеристиками, радіонуклідним складом) відсутні, або їх виготовлення потребує значних витрат. Для вирішування вищезазначених задач GammaLab дозволяє створювати «гамма-спектрометричну лабораторію» з віртуальними детекторами та джерелами. Комплекс інтегровано до спектрометричного програмного забезпечення, яке постачається під маркою «ІСРМ» – відомого виробника програмних продуктів у галузі спектрометрії та радіометрії.

Мета роботи: ознайомитись із структурою програмного комплексу GammaLab та його можливостями.

Теоретична частина: Скорочений опис GammaLab. Структура та можливості програмного комплексу

Комплекс GammaLab це набір програмних модулів та баз даних, які працюють під керуванням єдиної графічної оболонки. На рис. 4.7 зображена функціональна схема GammaLab із зазначенням призначення базових програмних одиниць, що входять до його складу.

За допомогою GammaLab можна моделювати гамма-спектри для напівпровідникових та сцинтиляційних детекторів. Передбачені випадки, коли для зниження рівня зовнішнього фону або вхідної загрузки детектори розташовуються у спеціальних захисних коліматорах. При моделюванні використовуються реалістичні моделі детекторів та коліматорів. Спеціально розроблена графічна оболонка дозволяє задавати геометричні розміри та матеріали конструкційних елементів детектора та коліматора. В якості матеріалів може задаватися будь-яка суміш хімічних елементів та сполук.

За допомогою GammaLab можуть проводитись розрахунки модельних гамма-спектрів, як для точкових, так і об'ємних циліндричних джерел випромінювання. Є можливість розгляду важливих з точки зору практики ситуацій розташування джерела у багатосферному захисному контейнері. Як і у випадку детектора та коліматора, спеціальна графічна оболонка дозволяє специфікувати геометричні розміри та матеріали джерела та оболонок контейнера.



Рисунок 4.7 – Функціональна схема комплексу GammaLab

Процес моделювання гамма-спектрів за допомогою GammaLab складається з двох етапів. На першому етапі генеруються так звані шаблони спектрів – набір гамма-спектрів, розрахованих для даного радіонуклідного складу джерела випромінювання та даної геометрії вимірювання, вміщуючи геометрію джерела, контейнера, детектора та коліматора. Шаблони розраховуються для сукупності точок простору навколо джерела та набору орієнтувань детектора у кожній такій точці. Також враховуються характеристики енергетичної шкали та роздільної здібності за енергією віртуального гамма-спектрометра. У другому етапі, на підставі отриманих шаблонів відбувається моделювання гамма-спектра у реальному часі для конкретного розташування та взаємного орієнтування детектора та джерела із відображенням процесу набору спектра у штатній спектрометричній програмі (SpectraLine).

Розрахунок шаблонів гамма-спектрів

В основі методики розрахунку шаблонів покладено метод статистичних випробувань (метод Монте-Карло), як найбільш адекватний для розв'язку даної задачі. Застосована схема розрахунку схематично надається на рис. 4.8. Вона базується на оптимізованому підході, який дозволяє використовувати один і той самий набір стандартизованих функцій відгуку детектора для моделювання спектрів від довільних джерел

випромінювання.

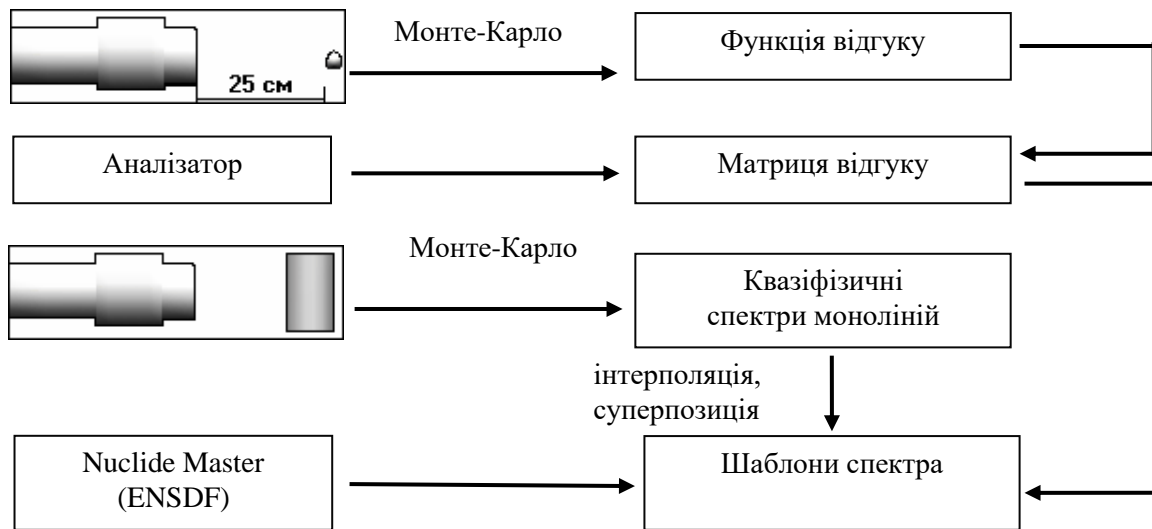


Рисунок 4.8 – Схема розрахунку шаблонів спектрів

Напочатку із використанням імітаційної схеми Монте-Карло відбувається розрахунок нормалізованих функцій відгуку детектора для стандартизованої геометрії вимірювання – точкове джерело розташоване на осі обертання детектора на відстані 25 см від його вхідного вікна. Функції відгуку розраховуються для завданого енергетичного діапазону (наприклад: 30 кеВ – 3 МеВ) та логарифмічною/лінійною сіткою за енергією гамма-променів, що реєструються. У кожній розрахунковій точці функція відгуку являє собою сукупність ефективностей реєстрації за піком повного поглинання, пікам одиночного та подвійного виліту, піком 511 кеВ, піками вильоту рентгенівських характеристичних квантів, а також параметрів кусково-безперервної поліноміальної апроксимації форми безперервного комптонівського розподілу. Транспорт фотонів відбувається із урахуванням основних типів взаємодії – когерентного розсіяння, фотоефекта, ефекту народження пар та комптонівського розсіяння. Для оптимізації розрахунків застосовується моделювання джерела за цінністю, коли випромінювання гамма-променів моделюється у межах тілесного кута детектора. На підставі отриманих функцій відгуку та параметрів аналізатора (кількість каналів, ціна каналу та роздільна здатність за енергією для ліній 122 кеВ та 1.33 МеВ) розраховується матриця відгуку детектора з енергетичним кроком, що дорівнює енергетичній ціні каналу аналізатора.

Далі, методом Монте-Карло розраховуються квазіфізичні спектри випромінювання для заданого діапазону енергій гамма-променів, для заданої енергетичної сітки та для заданого набору точок розташування спектрометра (детектор + коліматор) та його орієнтації відносно джерела (контейнер + зразок). Квазіфізичні спектри уявляють собою згортку реального фізичного спектру випромінювання, що утворюється контейнеризованим джерелом, та повної ефективності реєстрації детектуємої системи. Для збільшення ефективності моделювання використовується локальна оцінка потоку фотонів у місці розташування детектора (метод точкового детектора), при якому враховується внесок кожного фотону, емітованого джерелом, та кожного фотону, який провзаємодіє. При розрахунку спектрів для сильноекранованих джерел додатково застосовується ще один метод зменшення дисперсії – так зване експоненціальне перетворення. Квазіфізичні спектри у кожній розрахунковій точці, які характеризуються енергією гамма-променів, взаємним розташуванням і орієнтацією спектрометра та джерела, уявляють собою сукупність інтенсивностей прямого (нерозсіяного) випромінювання джерела, інтенсивностей анігиляційного випромінювання, а також параметрів кусково-безперервної поліноміальної параметризації безперервного розподілу розсіяних фотонів.

По закінченні розрахунків методом Монте-Карло, із використанням розроблених процедур інтерполяції проводиться суперпозиція квазіфізичних спектрів моноліній у відповідності з інтенсивностями ліній випромінювання джерела для отримання сумарного спектру. Інтенсивності ліній випромінювання розраховуються для заданої активності та радіонуклідного складу джерела на підставі оригінальних даних бібліотеки оцінених ядерних даних по структурі ядра ENSDF, які містяться у пакеті NuclideMaster. Отриманий сумарний квазіфізичний спектр уподальшому згортається з матрицею відгуку детектора для отримання шаблону апаратурного спектра для заданих параметрів спектрометра (детектор + коліматор + аналізатор) та джерела (контейнер + зразок + радіонукліди). Ця процедура виконується для кожної розрахункової точки простору та кожної орієнтації детектора відносно джерела.

Моделювання апаратурних гамма-спектрів у реальному часі

Для моделювання апаратурних спектрів у реальному часі використовується алгоритм швидкого моделювання, який полягає у перенормуванні розрахованих шаблонів з урахуванням конкретного

розташування та орієнтації спектрометра відносно джерела випромінювання. Оскільки у загальному випадку вони відрізняються від розташування та орієнтації спектрометра, для яких були проведені розрахунки, застосовується спеціальна процедура інтерполяції та перенормування шаблонів. Перенормування полягає у врахуванні фактичної відстані між джерелом та детектором, а також оцінці відносної частини розгорнутої до детектора (із урахуванням використаного коліматора) поверхні джерела при заданому розташуванні та орієнтації спектрометра.

На рис. 4.9 демонструється процес емуляції набору спектра джерел Cs-137 у контейнерах КТ1-10 та КТ1-5 сцинтиляційним детектором.

Процес генерації апаратного спектра у реальному часі схематично можна описати наступним чином. На макеті робочого місця оператора відображаються детектор та вимірюємо джерело (одне або декілька). Трьохвимірний графік дозволяє оператору імітувати переміщення детектора та джерел, а також задавати зручнішу орієнтацію робочого стола. Після генерації «ідеального» апаратного спектра за допомогою описаного вище алгоритму швидкого моделювання, він перетворюється на «реальний», враховуючи умови проведення вимірювань та текучий стан апаратури. Розроблені алгоритми генерації «реального» спектра дозволяють імітувати статистичний процес накопичування спектра, вплив оточуючого радіаційного фону (у тому числі і від інших джерел), а також стан апаратури та відповідні апаратні ефекти (уширення піків, зсув піків, шуми електроніки, прорахунки) в залежності від завантаження, часу прогріву апаратури та наявності/відсутності високої напруги. Отриманий «реальний» спектр передається до штатної програми спектрометра із використанням протоколу передачі спектрометричних даних до вікна аналізатора, реалізований засобами операційної системи (технологія відкритого інтерфейсу).

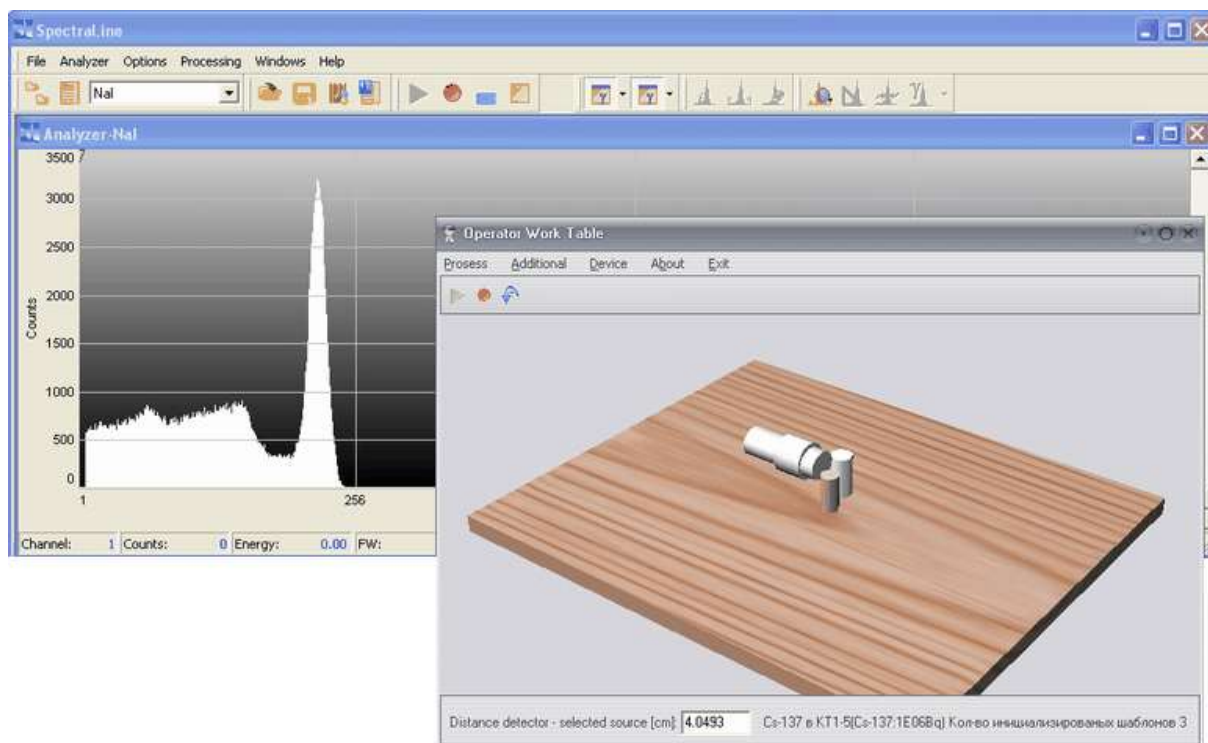


Рисунок 4.9 – Емуляція спектра джерел Cs-137 у режимі реального часу

Практичні питання використання емуляції гамма-спектрів.

Калібровочні процедури.

Моделювання апаратурних гамма-спектрів виглядає особливо перспективним для аналізу складних гамма-спектрів, потребуючих знання функції відгуку детектора у широкому діапазоні енергій. Така потреба виникає при застосуванні методів обробки спектрів, які використовують повну форму лінії, або при обробці безперервних гамма-спектрів. При аналізі сцинтиляційних спектрів суттєву роль відіграє також правильний опис комптонівського розподілу, форму якого важко однозначно оцінювати за вимірним спектром. Важливе практичне застосування модельних спектрів пов'язане із використанням метода обробки на базі еталонних гамма-спектрів. Експериментальне отримання еталонних спектрів для низки важливих прикладних задач практично неможливе. Зокрема, це стосується гамма-спектрів для окремих радіонуклідів, які знаходяться у ланцюжку розпадів. В деяких випадках важко отримати еталонні спектри для чистих радіонуклідів, особливо короткоживучих, наприклад, ізотопів йоду. Все це сильно обмежує можливості метода еталонних спектрів.

Слід підкреслити, що отримання функції відгуку детектора у

широкому діапазоні енергій є не тривіальною експериментальною задачею. Перш за все, це пов'язано з тим, що кількість придатних для калібрування радіонуклідів, які мають умовно моноенергетичне випромінювання – обмежена (це добре відомі джерела з набору ОСГІ – Am-241, Ce-139, Hg-203, Sn-113, Cs-137, Mn-54, Zn-115), а отримання функцій відгуку з використанням багатореперних джерел потребує застосування складних інтерполяційних процедур, які вносять додаткову невизначеність. У той ж час, розрахунок функцій відгуку та отримання еталонних спектрів можливе із застосуванням програмного комплексу GammaLab. Це, однак, потребує використання верифікованої математичної моделі детектора, для чого необхідна розробка спеціальної процедури.

Тестування програм обробки гамма-спектрів.

Практично важливою областю використання пакета GammaLab, може бути тестування методів, алгоритмів та програм обробки лінійчатих гамма-спектрів. Традиційний підхід до тестування має низку недоліків, серед яких:

- Потрібна наявність стандартних сертифікованих калібровочних зразків з завданним радіонуклідним складом та властивостями матриці.
- Результати тестування часто залежать від вибору апаратури, оскільки до виміряного гамма-спектру накладаються неконтрольовані апаратурні ефекти.
- У той ж час, за допомогою пакета GammaLab можна підготувати набір тестових спектрів для різних джерел, типів детекторів та умов вимірювання. Використання таких спектрів з метою тестування програм обробки має низку переваг:
 - Модельні спектри лишені неконтрольованих апаратурних ефектів. З іншого боку ці ефекти можуть бути накладені контрольованим чином.
 - Можуть бути змодельовані спектри для джерел з довільним точно завданним радіонуклідним складом та активністю, чого неможна сказати про реальні зразки.
 - Можуть бути отримані як калібровочні спектри, так і спектри зразків, що вимірюються, з потрібними властивостями (густина, матеріал).

Процес навчання.

Приклад роботи GammaLab у режимі навчання для випадку точкового джерела Th-232 та напівпровідникового детектора наведено на

рис. 4.10.

Програмний комплекс GammaLab може використовуватись для навчання роботі із спектрометричним устаткуванням. До складу комплексу входить програмна оболонка WorkMaster, яка призначена для формування та виконання завдань у режимі адміністратора або оператора. Завдання уявляє собою запис, який містить перелік зразків та їх початкові координати на робочому столі, демонстраційний відеоролик та коментарії.

У режимі адміністратора WorkMaster дозволяє створювати нові завдання, доповнюючи або змінюючи базу шаблонів гамма-спектрів. У режимі оператора з пропонуємого списку вибирається існуюче завдання, після чого відображається робочий стіл та запускається штатна програма спектрометра. Після запуску аналізатора у режимі реального часу емулюється набір спектра.

Практична частина

- 1) Ознайомитись з роботою спектрометричного комплексу за допомогою демонстраційних відеороликів.
- 2) Провести калібрування спектрометра.
- 3) Виміряти активність невідомої суміші ізотопів.
- 4) Скласти звіт спектрометричних досліджень.

Контрольні запитання

- 1) Дати визначення γ -спектру.
- 2) Схематично зобразити γ -спектри ^{137}Cs та ^{60}Co .
- 3) Порівняти сцинтиляційні та напівпровідникові γ -спектрометри?
- 4) За який час до початку вимірів відбувається заправлення напівпровідникового детектора рідким азотом?

Як відбувається підключення та зняття високої напруги з напівпровідникового детектора?

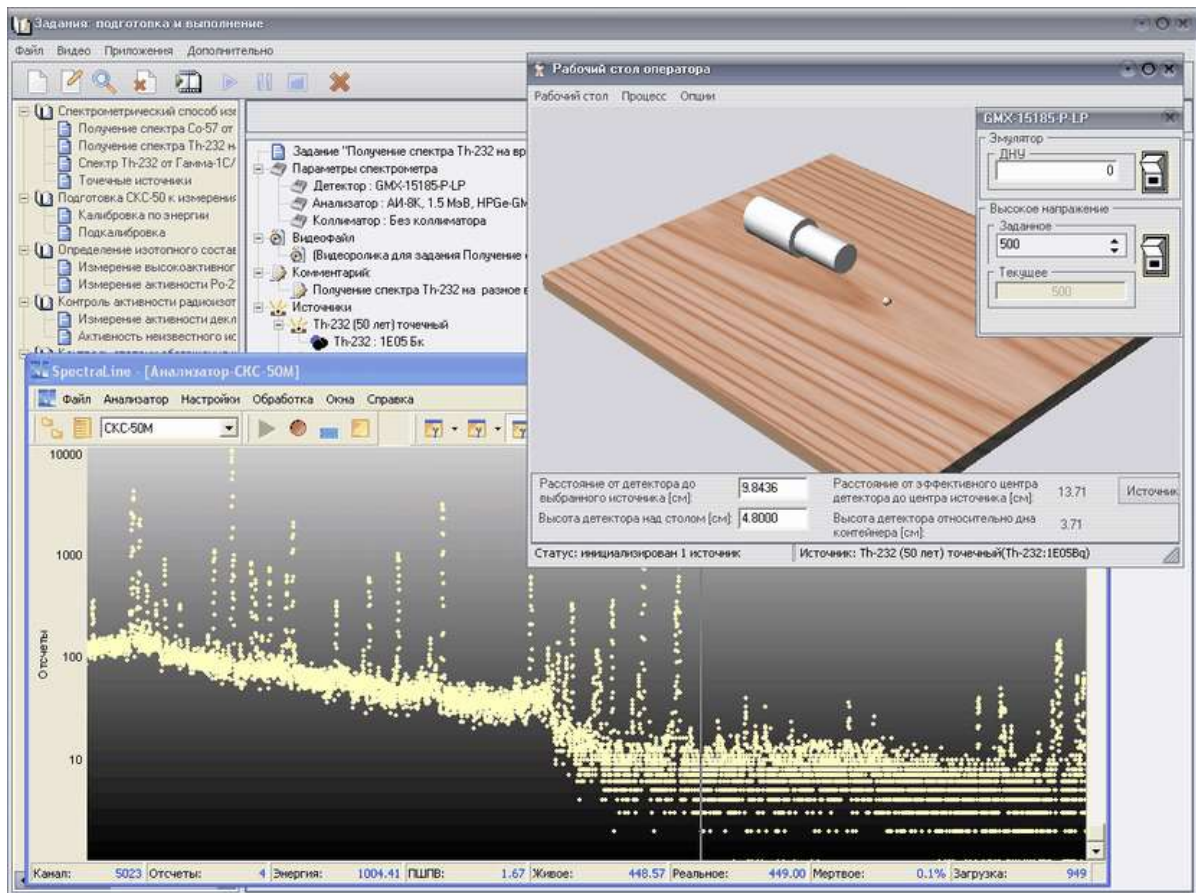


Рисунок 4.10 – Оболонка програми WorkMaster

ВИКОРИСТАНІ ДЖЕРЕЛА

1. Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку: Закон України від 08.02.95 № 39/95-ВР. URL: <http://zakon2.rada.gov.ua/laws/show/39/95-вр>. (дата звернення 22.06.2022)
2. Про введення в дію Державних гігієнічних нормативів Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97), Допустимі рівні вмісту радіонуклідів стронцію і цезію у продуктах харчування (ДР-97): Постанова Головного державного санітарного лікаря України від 1 грудня 1997 року N 62.
3. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97) ДГН 6.6.1.-6.5.001. Київ: МЗУ, 1998. 135 с (каф. заг. та теор. фізики).
4. Про забезпечення санітарного і епідеміологічного благополуччя населення: Закон України від 07.02.02 № 3037-III URL: <http://zakon0.rada.gov.ua/laws/show/4004-12>. (дата звернення 22.06.2022)
5. Про захист людини від впливу іонізуючого випромінювання: Закон України від 14.01.98. № 15/98-ВР URL: <http://zakon2.rada.gov.ua/laws/show/15/98-вр>. (дата звернення 22.06.2022)
6. Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України (ОСПУ). ДСП 6.177-2005-09.02. Київ, 2005.
7. Державні гігієнічні нормативи. Допустимі рівні вмісту радіонуклідів ^{137}Cs і ^{90}Sr у продуктах харчування та питної води (ДР-2006). *Офіційний вісник України*. 2006. № 29. С. 142–150.
8. Серія норм МАГАТЄ по безпеки. Внешние события техногенного происхождения в оценке площадки для атомных электростанций. Руководства № NS-G-3.1 МАГАТЭ. Австрия, STI/PUB/1126, 2004. 61 с.
9. Герасимов, О. І. та Андріанова, І. С. та Курятников, В. В. та Співак, А. Я. (2021) Посібник для пошукувачів рівня підготовки доктор філософії за спеціальністю Технології захисту навколишнього середовища : навчальний посібник. Одеський державний екологічний університет, Одеса, Україна. ISBN 978-966-186-180-9 <http://eprints.library.odeku.edu.ua/id/eprint/9742>
10. Звіт про стратегічну екологічну оцінку (СЕО). Київ, 2021. 95 с.

11. Герасимов О. І. Радіоекологія за галузями: підручник. Одеса: ТЕС, 2016. 100с.
12. Андріанова І. С. Радіаційна безпека: конспект лекцій. Одеса, 2017. 51 с.
13. Ядерна енергія: міф і реальність / Юрген Кройш та ін. Лютий 2006р. № 3, українська версія. С. 1–48.
14. Герасимов О.І., Худинцев М.М., Клименков О.А. Новітні матеріали і технології в задачах захисту систем навколишнього середовища : монографія. Одеса, ОДЕКУ, 2021. 100 с.
15. Мальцева Т. В., Шишута А. М., Лукашин С. О. Сучасні методи радіохімічної переробки відпрацьованого ядерного палива. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2019. № 1(81). С. 52–57.
16. Тимошенко М. М., Мінчук Г.Я. Робочий зошит з питань радіаційного контролю. Київ : ВАІТЕ, 2013. 52 с.
17. Сайт компанії «Екотест». URL: <http://ecotest.ua/products>. (дата звернення: 26.04.2022).
18. Zephyris. Власна робота, CC BY-SA 3.0. URL: <https://commons.wikimedia.org/w/index.php?curid=15027555>.
19. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97); Державні гігієнічні нормативи. Київ: Відділ поліграфії Українського центру держсанепіднагляду МОЗ України, 1997. 121с.
20. Герасимов О.І., Андріанова І.С., Сідлецька Л.М., Співак А.Я., Курятников В.В., Кільян А.М. Технології радіаційного захисту з використанням гранульованих матеріалів // *Фізика аеродисперсних систем*. 2021. № 59. С. 194-200. <https://doi.org/10.18524/0367-1631.2021.59.227384> (Опубліковано 2021-11-08)
21. Герасимов О. І. Технології захисту навколишнього середовища: підручник. Одеса: ТЕС, 2019. 268с.
22. Герасимов О. І. Радіоекологія: іонізуюче випромінювання і навколишнє середовище. Конспект лекцій. Одеса: ТЕС, 2009. 40 с.
23. Gerasymov O. I., Andrianova I. S. Radiation safety : Textbook | Радіаційна безпека: підручник (англійською мовою). Одеса: ОДЕКУ, 2020. 148с. ISBN 978-966-186-138-0
24. Герасимов О. І. Теоретичні основи технологій захисту навколишнього середовища: навчальний посібник. Одеса: ТЕС, 2018. 228 с.

- 25.Герасимов О. І. Елементи фізики довкілля : навчальний посібник. Одеса: ТЕС, 2004. 144 с.
- 26.Герасимов О.І., Сідлецька Л.М. Розповсюдження плоскої хвилі в неоднорідному одновимірному силовому ланцюжку: ефект прозорості // *Екологічна безпека і природокористування*. 2022. № 41. С. 102-110.
- 27.Андріанова І.С., Герасимов О.І., Курятников В.В., Співак А.Я. Концептуальні питання освітньо-професійної підготовки фахівців з спеціальності «Технології захисту навколишнього середовища» // *Фізика аеродисперсних систем*. 2021. № 59. С. 184 -193. <https://doi.org/10.18524/0367-1631.2021.59.227380> (Опубліковано 2021-11-08)
- 28.Герасимов О. І., Кільян А. М. Елементи фізики довкілля. Радіоекологія : конспект лекцій. Одеса: ОДЕКУ, 2003. 134 с.
- 29.Герасимов О.І., Андріанова І.С., Затовська А.О., Співак А.Я. Радіоекологія : методичні вказівки до розв'язання задач. Одеса: Екологія, 2012. 60 с.
- 30.Курятников В. В., Кільян А. М. Радіоекологія : методичні вказівки до лабораторних робіт. Одеса: ОДЕКУ, 2002. 35с.
- 31.Курятников В. В., Співак А. Я., Кільян А. М. Фізичні основи радіометрії та дозиметрії : збірник методичних вказівок до лабораторних робіт. Одеса: ОДЕКУ, 2008. 34 с.

ПРЕДМЕТНИЙ ПОКАЖЧИК

Аберация (хромосом)	46	Контрольні рівні	66,67
Активність	14,112	Кюри (одиниця)	15,137
- питома	74,76	Ліміт дози	67,72
Альфа-випромінювання	30	Лічильники пропорційні	34,138
Альфа-частинка	18,22	- газорозрядні	140
Бекерель (одиниця)	15,45	Людино-бер	33
Бер	30	Людино-зіверт	33
Бета-випромінювання	28,149	Норми радіаційної безпеки (НРБ)	64
Бета-розпад	16,130	- України (НРБУ)	121
Втручання	66,115	Період піврозпаду	40,137
Гамма-випромінювання	20,107	Питома активність	74,129
Грей (одиниця)	29,148	Потужність дози	32,67
Дезактивація	60,93	Потужність амбієнтного еквівалента дози (ПЕД)	120,126
Детектори іонізуючих випромінювань	34,143	Принцип виправданості	77,78
- напівпровідникові	177	- неперевищення	77,78
- сцинтиляційні	34,144	- оптимізації	77,78
Доза відвернута	72	Радіоактивні відходи	102,115
- еквівалентна	30,71	Радіоактивність	13,137
- ефективна	30,82	Рад (одиниця)	29
- експозиційна	28,148	Радіаційна аварія	94
- поглинена	29	- комунальна	96
- річна ефективна	67	- промислова	95
Дозиметр	38,120	Радіаційно-гігієнічні регламенти	65
- МКС-05 «ТЕРРА»	148	Рівень дії	66
Закон радіоактивного розпаду	137	Рентген (одиниця)	28,148
Зіверт (одиниця)	30	Стала розпаду	137
Коефіцієнт якості	29,148	Спектрометр	38
Комптон-ефект	24	- гамма- (GammaLab)	170

Навчальне електронне видання

ГЕРАСИМОВ Олег Іванович
КУРЯТНИКОВ Владислав Володимирович
КУДАШКІНА Лариса Сергіївна
СПІВАК Андрій Ярославович
КІЛЬЯН Андрій Миколайович

МЕТОДИ ОРГАНІЗАЦІЇ РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ

Навчальний посібник

Видавець і виготовлювач

Одеський державний екологічний університет

вул. Львівська, 15, м. Одеса, 65016

тел./факс: (0482) 32-67-35

E-mail: info@odeku.edu.ua

Свідоцтво суб'єкта видавничої справи

ДК № 5242 від 08.11.2016