

Київський національний університет
імені Тараса Шевченка

Ю.Оніщук

Методичні рекомендації до курсу

Основи захисту від
іонізуючого випромінювання

для студентів кафедри ядерної фізики фізичного факультету

Київ
2016

Методичні рекомендації до курсу “Основи захисту від іонізуючого випромінювання” / Упорядник: Ю.М.Оніщук – К.: 2016. – 69 с.

Рецензенти: І.В.Плющай, канд. фіз.-мат. наук, доцент
М.С.Борисова, канд. фіз.-мат. наук, ст..наук.співр.

Затверджено
Радою фізичного факультету
_____ 2016 року

Навчальне видання

Методичні рекомендації до курсу “Основи захисту від іонізуючого випромінювання” для студентів кафедри ядерної фізики фізичного факультету

Упорядник: ОНІЩУК Юрій Миколайович

Зміст

1 Вступ.....	4
2 Основні поняття з області захисту від ІВ.....	10
3 Характеристики поля ІВ.....	11
4 Характеристики джерел ІВ.....	27
5 Класифікація захистів.....	34
6 Характеристика взаємодії ІВ з речовиною.....	36
7 Норми радіаційної безпеки.....	39
8 Радіаційні аварії, методи їх запобігання та усунення наслідків.....	46
Література.....	67

1 ВСТУП

Існування людини на Землі нерозривно пов'язане з неперервною дією на неї іонізуючого випромінювання (ІВ). Можна сказати, що вона знаходиться у полі ІВ як природного (земного), так і космічного походження. Пильну увагу на дію ІВ почали звертати ще на початку ХХ сторіччя, коли почали використовувати у промисловості природні радіоактивні матеріали: солі урану, радію і т. інше. Цей інтерес спонукав до створення нової науки – радіології, яка почала займатися дослідженням усього комплексу проблем, пов'язаних з дією ІВ на людину та інші живі істоти.

Поява у 50-60 роки потужних джерел ІВ привела до необхідності розробки спеціальних методів захисту від ІВ та в більш загальному вигляді – розв'язанню проблем радіаційної безпеки (РБ) та радіаційного захисту (РЗ). Ці проблеми перетворилися на одні з найактуальніших соціальних проблем сучасності (особливо після аварії на Чорнобильській АЕС). При цьому наука про захист від ІВ стала самостійною областю прикладної ядерної фізики.

Сьогодні джерела ІВ використовуються у багатьох галузях народного господарства, науки, техніки, медицини. Можна виділити такі три основні напрямки:

1. Застосування штучних радіонуклідів у радіаційній дефектоскопії; використання ядерно-фізичних методів контролю технологічних процесів та аналізу складу речовини; радіаційна терапія та діагностика у медицині; радіаційна генетика та селекція сільськогосподарських культур і т.п.
2. Генератори ІВ та прискорювачі заряджених частинок, що генерують потужні потоки випромінювання різного типу.
3. Ядерно-енергетичні пристрої і перш за все АЕС.

На сьогодні існує більш менш загальноприйнята методологія розрахунку РЗ для довільних ядерно-технічних пристроїв, мета якої – отримання оціночного результату розрахунку.

Можна виділити **чотири** основних задачі, пов'язаних з проблемами РЗ (рис.1):

1. **Розробка методів, створення алгоритмів та програм розрахунків** (рис.2).
Всі розрахункові методи можна розділити на дві великі групи: 1) так звані "*точні*" *методи* розв'язку рівняння переносу ІВ – метод Монте Карло, метод дискретних ординат, метод сферичних гармонік; 2) *інженерні методи*, що ґрунтуються на загальних властивостях проходження ІВ в середині РЗ і вони використовують такі узагальнюючі поняття як фактор накопичення, переріз виведення, довжина релаксації, альbedo випромінювання і т. інше.
2. **Створення константного забезпечення розрахунків** (рис.3). Сюди відноситься: збирання та проведення оцінки ядерних даних, отриманих з експериментів по вимірам перерізів взаємодії ІВ з речовиною; створення бібліотек оцінених ядерних даних (в тому числі бібліотек групових

констант), що використовуються “точними” та інженерними (бібліотеки макроконстант) методами.

3. **Проведення макроскопічних (інтегральних) реперних та параметричних експериментів.** На рис.4 приведена класифікація інтегральних експериментів. Слід зауважити, що в останній час перевага віддається проведенню реперних експериментів.
4. **Визначення як чутливості результатів розрахунків до точності ядерних даних, що використовуються, так і похибок результатів, що отримуються.** Такі похибки обумовлені невизначеністю вхідних параметрів (перерізів взаємодії, функцій відгуку детекторів, характеристик джерел і т. інше). Сюди відноситься видача рекомендацій про припустимі зміни в проектах; корегування перерізів взаємодії ІВ; визначення точності вхідних даних, що потрібна, і т. інше.

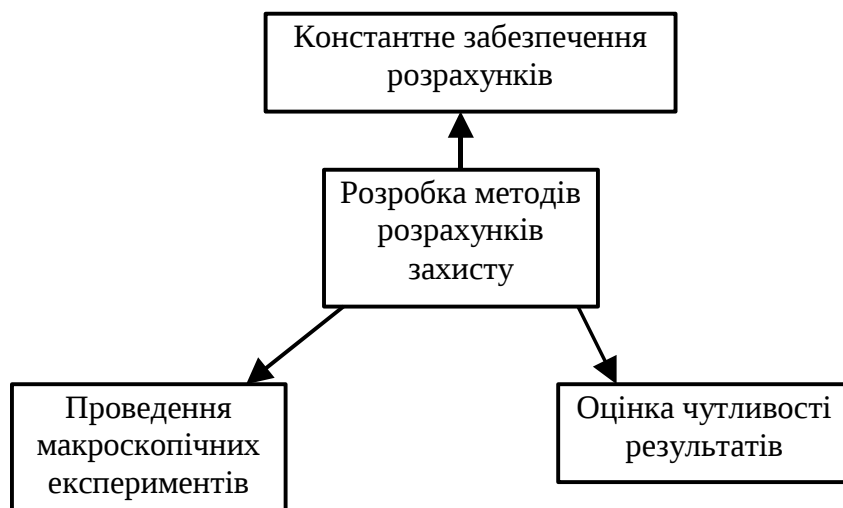


Рис. 1. Основні задачі РЗ.

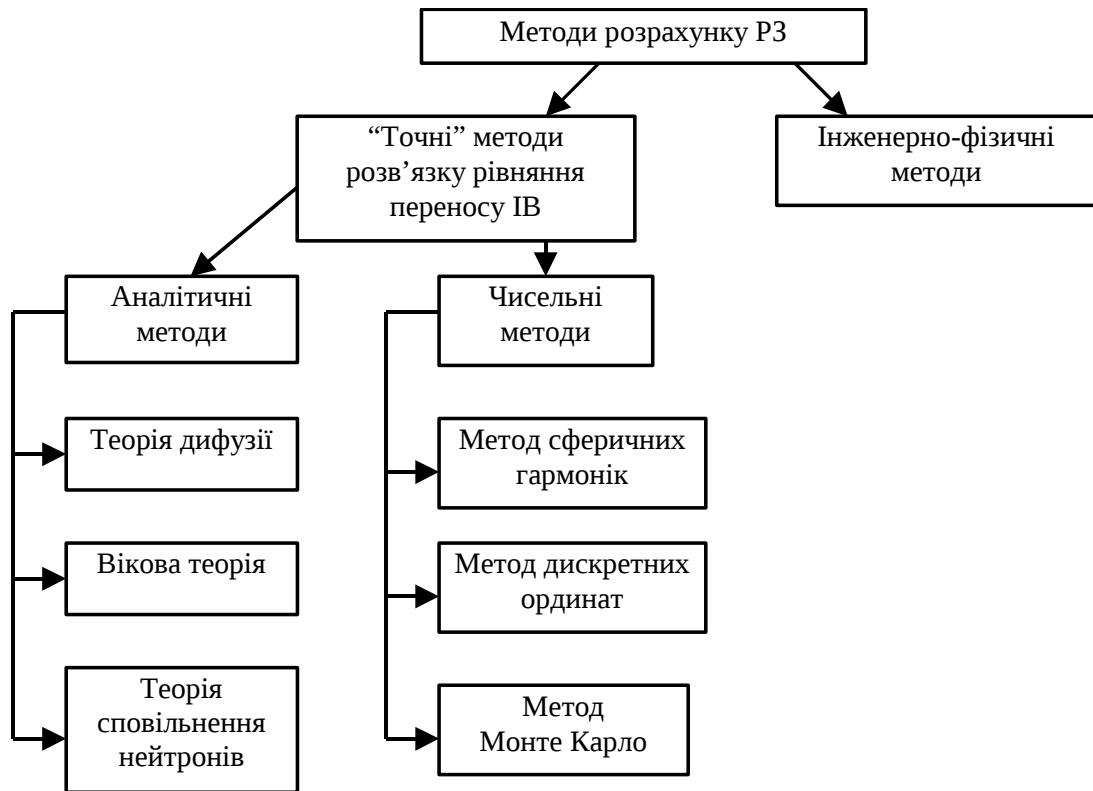


Рис. 2. Структура методів розрахунку РЗ.

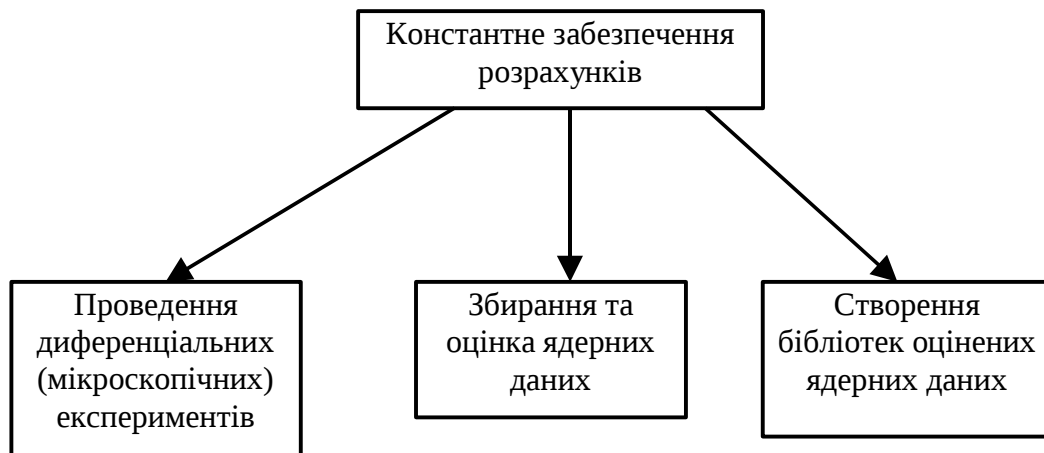


Рис. 3. Константне забезпечення розрахунків.

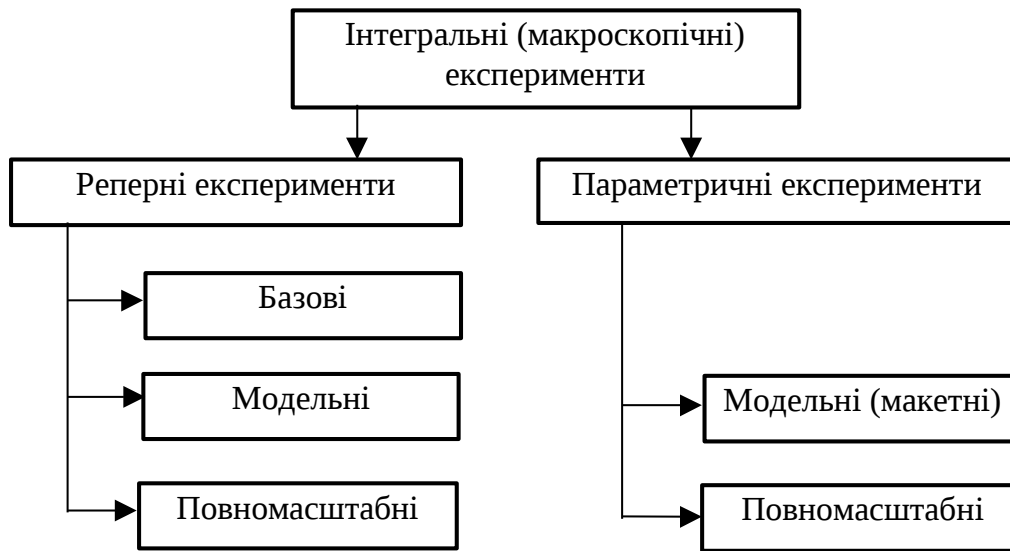


Рис. 4. Класифікація інтегральних експериментів.

Зрозуміло, що точність ядерно-фізичного розрахунку напряму пов'язаний з точністю перерізів взаємодії, що використовуються, та спектрів вторинних частинок.

Невизначеність ядерних даних веде до надто великого розкиду розрахункових значень ядерно-фізичних параметрів захисту, а це у свою чергу веде до дорогоцінних запасів у проектах захисту.

Очевидним способом розв'язку даної проблеми являється необхідність проведення у подальшому додаткових мікроскопічних вимірів, які будуть уточнювати і доповнювати вже накопичену експериментальну інформацію. Однак слід мати на увазі, що процес накопичення мікроскопічних даних надто тривалий і дорогий. Тому бажано використовувати й інші, альтернативні йому, підходи до розв'язку даної проблеми. Таким способом являється інтегральний експеримент, який дозволяє як тестувати існуючі константи, вибираючи з них найбільш достовірні, так і безпосередньо здійснювати їхнє корегування.

Під диференціальним розуміють такий експеримент, в якому вивчається взаємодія частинки або кванта випромінювання, що падає, з окремим атомним ядром чи іншим елементарним об'єктом. При цьому реєструються безпосередньо продукти реакції частинки, що налітає, з ядрами мішені. Важливою умовою є відсутність додаткової взаємодії продуктів реакції на шляху до детектора з іншими ядрами мішені, тобто багатократною взаємодією. Для запобігання викривлення інформації, яке спричинюється багатократною взаємодією, використовують невеликі за масою зразки матеріалів або коліматори випромінювання, або і те і інше разом.

На відміну від диференціальних експериментів в інтегральних вивчається взаємодія випромінювання не з мікро-, а з макрооб'єктами. При цьому реєструються продукти багатократної (в основному) і однократної взаємодії, а також первинне випромінювання, яке пройшло без взаємодії. Тому в інтегральному експерименті головну роль грає не тільки елементний склад матеріалу, але й його структура, густина, просторова конфігурація. На

результати експерименту виявляють великий вплив розташування, геометрична форма джерела, його тип, енергетичний і кутовий спектр випромінювання джерела.

Таким чином, основною задачею інтегрального експерименту є вивчення характеристик макросистеми, яка складатися з джерела випромінювання і власне макрооб'єкту, що досліджується. Ці характеристики можуть бути як інтегральними (флюенс, потік, доза і тому подібне), так і диференціальними (енергетичні, просторові і кутові розподіли густини потоку частинок). У деяких випадках (наприклад, середовища, що розмножує нейтрони) сам макрооб'єкт може бути джерелом випромінювання. Якщо детектори достатньо великі і вносять помітні викривлення в характеристики, що вивчаються, їх також слід розглядати як компонент макросистеми.

Можна навести таку класифікацію інтегральних експериментів (рис.4). До недавнього часу, а при проектуванні реакторів ділення і зараз, переважним типом інтегрального експерименту був експеримент, направлений на отримання інформації про проходження випромінювання крізь моделі конкретних середовищ або реальні середовища заради самої цієї інформації. Це слугувало матеріалом для отримання емпіричних або напівемпіричних залежностей з метою деякого розширення кола задач, що вирішуються. Такі експерименти запропоновано називати інтегральними параметричними, щоб відокремити їх від інтегральних реперних експериментів.

Основні зусилля приділяються розробці програм розрахунку проходження випромінювання і точності бібліотек ядерних констант. Тому задача інтегральних реперних або опорних експериментів полягає в отриманні інформації для перевірки і корегуванні констант взаємодії, засобів і програм розрахунку.

За кордоном такі експерименти часто називають експериментами типу benchmark, хоча цей термін часто вживають і в більш вузькому сенсі для позначення експериментів в найпростішій геометрії.

Реперні експерименти можна поділити на експерименти трьох типів.

1) **Базові експерименти.** Їх задачею є перевірка ядерно-фізичних констант і засобів розрахунку. Ці експерименти повинні проводитися на однорідних за складом матеріалах (перевірка констант) і в умовах простої геометрії (перевірка алгоритмів) при неодмінному виконанні вимоги, щоб похибки розрахунків, зумовлені спрощенням геометрії, а також похибки у визначенні характеристик експериментальної установки були малі в порівнянні з похибками вимірів.

Для дослідження ядерно-фізичних констант найбільш підходять експерименти в одновимірній геометрії (плоскій або сферичній), тому що методи розрахунку в подібній геометрії найбільш розвинуті і вільні від похибок, які вносить сам алгоритм. Більш прийнятною слід вважати сферичну геометрію, оскільки при цьому легше уникнути впливу крайових ефектів при значній товщині матеріалу, що досліджується і більш точно виконується умова одновимірності.

Перевірку самих алгоритмів і програм розрахунку зручніше проводити або в одновимірній геометрії зі складними композиціями матеріалів, або в 2-х, 3-х вимірній геометрії зі зборками у вигляді циліндра або куба.

2) Основна мета **модельних реперних експериментів** – апробація програм і групових констант з урахуванням геометричного чинника реальних вузлів захистів. Тому і вимога до експерименту: геометрія повинна бути максимально простою для розрахунків, але разом з тим, умови проходження випромінювання в макеті повинні якомога ближче відповідати реальним умовам.

3) **Повномасштабні реперні експерименти** повинні проводитися у відповідності до конкретної програми досліджень на реальних ядерно-технічних пристроях у процесі їхніх іспитів або експлуатації.

В похибках ядерно-фізичного розрахунку можна виділити дві основні компоненти. Методична компонента пов'язана з наближеністю методів розв'язку рівняння переносу нейтронів і неадекватністю реальних систем і моделей, що застосовуються в розрахунках. Константна – з неточністю ядерно-фізичних даних, що використовуються.

Для реакцій, що представляють практичний інтерес для розробки захисту від нейтронів, таких як $(n,2n)$, $(n,3n)$, (n,f) , (n,p) , (n,α) в енергетичному діапазоні до 20 МеВ експериментальна інформація для багатьох ядер часто або недостатня, або взагалі відсутня. Типова ситуація, коли виміри різних авторів істотно різняться поміж собою і ці відмінності виходять за межі заявлених експериментальних похибок. Модельні уявлення про характер протікання ядерних реакцій, що використовуються для аналізу експериментальної інформації, також можуть істотно впливати на точність розрахунків.

Задачею нейтронно-фізичних досліджень є підбір оптимальних композицій і розмірів кожної з зон захисту.

В найбільш повному обсязі питання, пов'язані з оцінкою досягнутої і необхідної точності ядерних даних, вибором перспективних матеріалів, визначенням потреб в додаткових вимірах мікроскопічних даних, розглядаються на нарадах консультативної групи МАГАТЕ з нейтронних даних.

Як вже згадувалося, зручним засобом перевірки точності ядерних констант є інтегральний експеримент, що проводиться в простій геометрії з чистими матеріалами, коли з'являється можливість перевірити дані в повному обсязі і виявити похибки в широкому діапазоні енергій.

Важливою характеристикою ядерних констант для певної енергії налітаючого нейтрона слугує повний спектр емісії вторинних нейтронів з непружної взаємодії, нормований на один акт зіткнення нейтрона з ядром. Такий спектр являє собою суму енергетичних спектрів усіх непружних процесів, що беруться з відповідною вагою, за умови, що непружно розсіяні нейтрони вилітають ізотропно. Сучасні бібліотеки оцінених даних не можуть точно відтворити усі особливості спектрів емісії нейтронів. Не завжди береться до уваги те, що при енергії налітаючого нейтрона 14 МеВ існує значний внесок прямих процесів, внаслідок чого спектр вторинних нейтронів стає більш жорстким у порівнянні із

спектром випаровування. Внесок прямих процесів може сягати 20-30% від перерізу непружної взаємодії.

Досі існує деяка невизначеність в ядерних даних для елементів, що широко використовуються при конструюванні захистів. Це стосується як перерізів взаємодії, так і спектрів вторинних нейтронів.

Така істотна розбіжність між досягнутою і необхідною точністю ядерних даних ставить фахівців, що займаються розрахунками проєктованих захистів в складне положення. Великі невизначеності ведуть до значних і дорогих запасів в проєктах.

З усього вище сказаного слідує висновок про необхідність проведення як диференціальних експериментів з накопичуванням мікроскопічної інформації про кожне ядро, так і інтегральних – що дозволить одночасно і перевіряти, і корегувати отримані раніше ядерні константи. Досвід, накопичений в фізиці швидких реакторів, показує, що проблему вдосконалення ядерних даних можна достатньо швидко вирішити тільки при оптимальному співвідношенні результатів інтегральних і диференціальних ядерно-фізичних експериментів.

2 ОСНОВНІ ПОНЯТТЯ З ОБЛАСТІ ЗАХИСТУ ВІД ІВ

Сформулюємо основні поняття, які використовуються в області захисту від ІВ:

ІВ – випромінювання, яке при взаємодії з речовиною приводить до утворення іонів різних знаків. При цьому фотони видимого та ультрафіолетового світла не включають в поняття “ІВ”.

Безпосередньо ІВ – ІВ, яке складається із заряджених частинок: електронів, позитронів, протонів, α -частинок та інших, що мають достатню кінетичну енергію для іонізації у речовині.

Непряме ІВ – ІВ, що складається із незаряджених частинок: нейтронів та фотонів, які спроможні у свою чергу утворювати безпосередньо ІВ чи вступати у ядерні перетворення.

Фотонне ІВ – γ -випромінювання (виникає при зміні енергетичних станів ядер чи при анігіляції частинок), гальмівне випромінювання (виникає при зменшенні кінетичної енергії заряджених частинок), характеристичне випромінювання (виникає при зміні енергетичних станів електронів атомних оболонок), рентгенівське випромінювання (складається з гальмівного та характеристичного випромінювання).

Корпускулярне випромінювання – випромінювання, яке складається з частинок з масою відмінною від нуля.

Змішане ІВ – випромінювання, яке складається з частинок різного сорту.

Первинне ІВ – випромінювання, що в процесах взаємодії з речовиною розглядається як початкове, чи випромінювання, яке генерує інші види ІВ.

Вторинне ІВ – випромінювання, яке виникає в результаті взаємодії первинного ІВ. Воно у свою чергу може й само генерувати вторинні по відношенню до

нього іонізуючі частинки і так далі, тобто випромінювання третього, четвертого і так далі поколінь.

Радіонуклід – нуклід, який має властивість радіоактивності.

Активність радіонукліда в джерелі – відношення числа dN спонтанних ядерних перетворень до інтервалу часу dt

$$A = \frac{dN}{dt} . \quad (1)$$

Активність вимірюється в бекерелях $1 \text{ Бк} = 1 \text{ розпад} / 1 \text{ сек}$ чи в Кюрі $1 \text{ Кі} = 3.7 \cdot 10^{10} \text{ Бк}$. Вводять також похідні від активності величини: питому A_m – відношення до маси; об'ємну A_V – відношення до об'єму (для об'ємних джерел ІВ); поверхневу A_S – відношення до поверхні (для поверхневих джерел ІВ); лінійну A_L – відношення до довжини (для лінійних джерел ІВ)

$$A_m = \frac{dA}{dm}; \quad A_V = \frac{dA}{dV}; \quad A_S = \frac{dA}{dS}; \quad A_L = \frac{dA}{dL} . \quad (2)$$

Закон радіоактивного розпаду

$$A(t) = A_0 \exp(-\lambda t) = A_0 \exp\left(-0.693 \frac{t}{T_{1/2}}\right) = A_0 \exp\left(-\frac{t}{\tau}\right), \quad (3)$$

де A_0 – активність в початковий момент часу; λ – постійна радіоактивного розпаду; $T_{1/2}$ – період напіврозпаду; τ – середній час життя радіонукліда; $0.693 = \ln 2$; $\lambda = 1/\tau$. Звідси можна вивести зв'язок між активністю речовини A та кількістю радіоактивних ядер N у ньому:

$$A = \lambda N = N/\tau . \quad (4)$$

3 ХАРАКТЕРИСТИКИ ПОЛЯ ІВ

Поле ІВ може описуватися як диференціальних характеристиками з аргументами – енергією E та напрямком руху частинок $\vec{\Omega}$, так і інтегральними характеристиками, що не залежать від E та $\vec{\Omega}$.

Потокові характеристики поля ІВ

Найбільш повна характеристика поля ІВ задається **просторово-часовою енергетично-кутовою густиною потоку частинок** $\phi(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega})$ (рис.5), що представляє собою відношення числа частинок dN з енергією в інтервалі від E до $E+dE$, які розповсюджуються в напрямку $\vec{\Omega}$ в межах елементарного тілесного кута $d\vec{\Omega}$ і які перетинають у момент часу t за інтервал dt елементарну площадку dS у точці \vec{r} , нормаль до якої співпадає з вибраним напрямком розповсюдження частинок $\vec{\Omega}$, до площі dS , інтервалу часу dt , енергетичного інтервалу dE та тілесного куту $d\vec{\Omega}$:

$$\phi(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega}) = \frac{dN}{dS dt dE d\vec{\Omega}} \vec{i} . \quad (5)$$

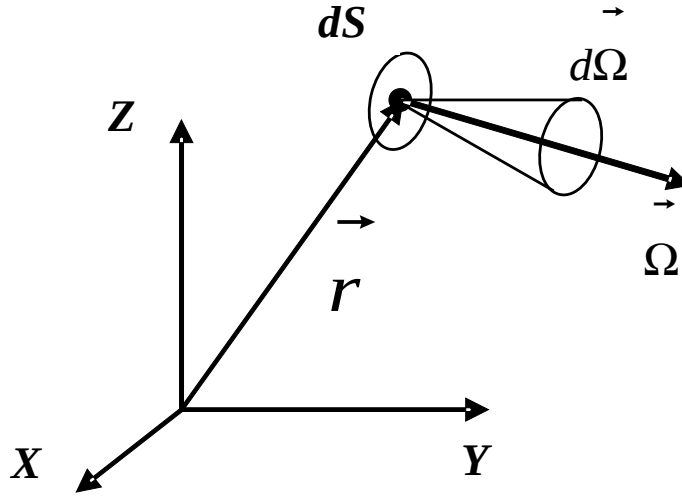


Рис. 5. До визначення просторово-часової енергетично-кутової густини потоку частинок $\phi(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega})$.

Функція $\phi(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega})$ являється величиною скалярною, яка залежить від семи змінних. У практичних задачах звичайно кількість змінних буває значно менше, що пов'язано із спрощенням задачі завдяки симетрії.

Якщо нас цікавить не потік частинок, а потік енергії частинок, то зручніше оперувати **просторово-часовою енергетично-кутовою густиною потоку енергії частинок** $I(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega})$

$$I(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega}) = E\phi(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega}). \quad (6)$$

У подальшому будемо розглядати стаціонарні за часом задачі, якими є практично всі задачі РЗ. У цьому випадку можна перейти до **просторової енергетично-кутової густини потоку частинок** $\phi(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega}) \rightarrow \phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega})$ та **потоку енергії частинок** $I(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega}) \rightarrow I(\vec{r}, E, \vec{\Omega})$.

Інтегрування за енергією веде до **просторово-кутової густини потоку**

$$\phi(\vec{r}, \vec{\Omega}) = \int_0^{\infty} \phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) dE, \quad I(\vec{r}, \vec{\Omega}) = \int_0^{\infty} I(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) dE. \quad (7)$$

Якщо поле вимірюють ізотропним детектором (частинки реєструються з однаковою ефективністю для довільного напрямку руху у точці розташування такого детектора), то можна оперувати **просторово-енергетичною густиною потоку**

$$\phi(\vec{r}, E) = \int_{4\pi} \phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) d\vec{\Omega}, \quad I(\vec{r}, E) = \int_{4\pi} I(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) d\vec{\Omega}. \quad (8)$$

Інтегрування $\phi(\vec{r}, \vec{\Omega})$, $I(\vec{r}, \vec{\Omega})$ за всіма можливими напрямками $\vec{\Omega}$ чи $\phi(\vec{r}, E)$, $I(\vec{r}, E)$ за енергією E визначає **просторову густину потоку**:

$$\phi(\vec{r}) = \int_{4\pi} \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}) d\vec{\Omega} = \int_0^{\infty} \phi(\vec{r}, E) dE, \quad I(\vec{r}) = \int_{4\pi} I(\vec{r}, \vec{\Omega}) d\vec{\Omega} = \int_0^{\infty} I(\vec{r}, E) dE. \quad (9)$$

Величини $\phi(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega})$, $I(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega})$, $\phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega})$, $I(\vec{r}, E, \vec{\Omega})$, $\phi(\vec{r}, \vec{\Omega})$, $I(\vec{r}, \vec{\Omega})$, $\phi(\vec{r}, E)$, $I(\vec{r}, E)$ у формулах (5-8) називають диференціальними, а $\phi(\vec{r})$ та $I(\vec{r})$ – інтегральними характеристиками поля ІВ.

При вирішенні практичних задач, коли досліджується радіаційна стійкість матеріалів до ІВ чи визначається ресурс корпусу ядерного реактора, використовують поняття **флюенсу іонізуючих частинок** Φ – відношення числа іонізуючих частинок dN , що потрапляють в елементарну сферу з площиною центрального перерізу dS , до цієї площі dS :

$$\Phi = \frac{dN}{dS} = \int_0^t \phi(\vec{r}, t) dt . \quad (10)$$

Це поняття еквівалентне проінтегрованому у деякому визначеному інтервалі часу густині потоку іонізуючих частинок.

Користуються також поняттям диференційної густини частинок, яка визначає кількість частинок в одиниці об'єму:

$$n(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega}) = \frac{1}{v} \phi(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega}) , \quad (11)$$

де $v = (2E/m)^{1/2}$ - швидкість частинок. Інтегральні величини, які зв'язують концентрацію і потік частинок в певній точці простору, виражаються наступним чином:

$$n(\vec{r}) = \frac{1}{\langle v \rangle} \phi(\vec{r}) , \quad (12)$$

де $\langle v \rangle$ - усереднена за енергетичним спектром швидкість частинок.

У більшості випадків величина густини потоку $\phi(\vec{r}, \vec{\Omega})$ може бути представлена як функція тільки одного кута θ , який відраховується від "осі розподілу", відносно якої поле має аксіальну симетрію (рис.6).

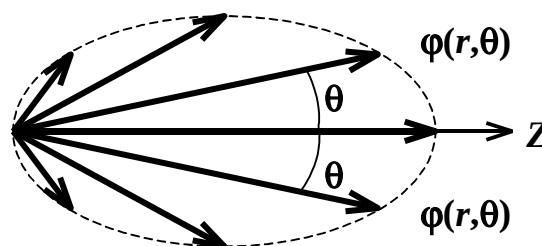


Рис. 6. Густина потоку $\phi(\vec{r}, \vec{\Omega})$ у випадку аксіальної симетрії.

Тоді $\phi(\vec{r}, \vec{\Omega})$ може бути розкладена по поліномам Лежандра:

$$\phi(\vec{r}, \vec{\Omega}) = \frac{1}{4\pi} \sum_{l=0}^{\infty} (2l+1) \phi_l(\vec{r}) P_l(\cos \theta) . \quad (13)$$

де коефіцієнт ϕ_l визначається співвідношенням

$$\phi_l(\vec{r}) = 2\pi \int_0^\pi \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}) P_l(\cos \theta) \sin \theta d\theta \quad (14)$$

У випадку $l=0$:

$$\phi_0(\vec{r}) = 2\pi \int_0^\pi \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}) \sin \theta d\theta = \int_{4\pi} \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}) d\vec{\Omega} = \phi(\vec{r}) . \quad (15)$$

Струмові характеристики поля ІВ

Аналогічно до потокової характеристики $\phi(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega})$ визначається **просторово-часова енергетично-кутова густина струму частинок** $\vec{J}_\phi(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega})$, яка за модулем співпадає з $\phi(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega})$, але є вектором, напрямком якого співпадає з напрямком розповсюдження частинок $\vec{\Omega}$

$$\vec{J}_\phi(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega}) = \vec{\Omega} \phi(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega}) . \quad (16)$$

Аналогічно також визначається **просторово-часова енергетично-кутова густина струму енергії частинок** $\vec{J}_I(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega})$

$$\vec{J}_I(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega}) = \vec{\Omega} I(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega}) = \vec{\Omega} E \phi(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega}) . \quad (17)$$

Для стаціонарних задач можна ввести $\vec{J}_\phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega})$, $\vec{J}_\phi(\vec{r}, E)$, $\vec{J}_\phi(\vec{r})$.

На практиці часто цікавляться переносом не через поверхню, яка визначена однозначно вектором $\vec{\Omega}$, а виток через поверхню dS , що довільно орієнтована в просторі і визначається одиничним вектором \vec{k} (рис.7). Тоді вводять **проекцію струму ІВ на напрямок, який задається вектором \vec{k} (скалярний струм)**:

$$J_{\phi_k}(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega}) = \vec{J}_\phi(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega}) \vec{k} = (\vec{\Omega} \vec{k}) \phi(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega}) = \phi(\vec{r}, t, E, \vec{\Omega}) \cos(\vec{\Omega}, \vec{k}) . \quad (18)$$

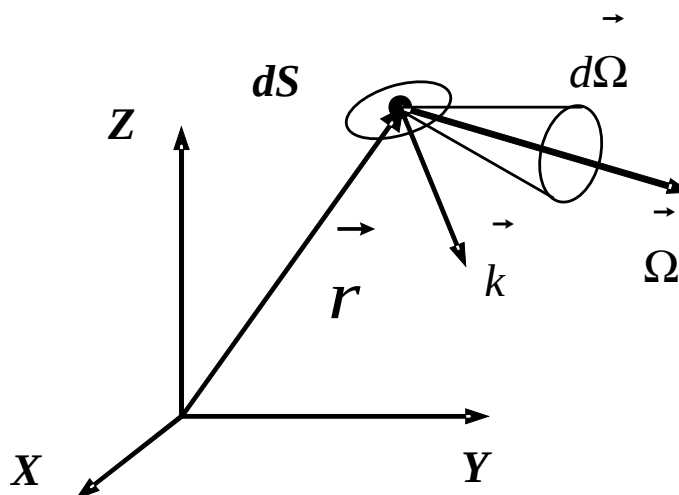


Рис. 7. Виток через поверхню dS , що довільно орієнтована в просторі і визначається одиничним вектором \vec{k} .

Стационарні **диференціальні та інтегральні характеристики проєкції струму ІВ на напрямок \vec{k}** :

$$J_{\phi_k}(\vec{r}, \vec{\Omega}) = \vec{J}_\phi(\vec{r}, \vec{\Omega}) \vec{k} = (\vec{\Omega} \vec{k}) \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}) = \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}) \cos(\vec{\Omega}, \vec{k}) ; \quad (19)$$

$$J_{\phi_k}(\vec{r}, E) = \vec{J}_\phi(\vec{r}, E) \vec{k} = \int_{4\pi} (\vec{\Omega} \vec{k}) \phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) d\vec{\Omega} = \int_{4\pi} \phi(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) \cos(\vec{\Omega}, \vec{k}) d\vec{\Omega} ; \quad (20)$$

$$J_{\phi_k}(\vec{r}) = \vec{J}_\phi(\vec{r}) \vec{k} = \int_{4\pi} (\vec{\Omega} \vec{k}) \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}) d\vec{\Omega} = \int_{4\pi} \phi(\vec{r}, \vec{\Omega}) \cos(\vec{\Omega}, \vec{k}) d\vec{\Omega} . \quad (21)$$

Фізичний зміст поняття потоку

Потік ϕ (см⁻²·сек⁻¹) практично є основною характеристикою, яку використовують для описання поля ІВ, наприклад нейтронного. З'ясуємо трохи його фізичний зміст.

Розглянемо коло з площею $\pi R^2 = 1$ см² з центром у точці \vec{r} . Функція $\phi(\vec{r}, \vec{\Omega}) d\vec{\Omega}$ чисельно дорівнює кількості частинок, які за 1 сек перетинають це коло в межах тілесного кута $d\vec{\Omega}$. Тоді фізично процес інтегрування, в результаті якого отримуємо повний потік, можна представити, як обертання кола у всіх напрямках відносно точки \vec{r} . При такому обертанні коло описує сферу з поверхнею $4\pi R^2 = 4$ см². Таким чином функція ϕ представляє собою число частинок, які входять в цю сферу за 1 сек з усіх боків. Оскільки в ізотропному полі поверхню площею 4 см² перетинає 2ϕ частинок (кожна частинка двічі перетинає сферу), то число частинок, які перетинають 1 см² за 1 сек, дорівнює $\phi/2$.

Ще одна корисна формула для аксиально-симетричного поля, яку зручно використовувати на практиці. Якщо у розкладенні (13) обмежитися першими двома членами, то для векторного потоку $\phi(\vec{r}, \vec{\Omega})$ можна з урахуванням $|\vec{J}_\phi(\vec{r})| = \phi_1(\vec{r})$ записати

$$\phi(\vec{r}, \vec{\Omega}) = \frac{1}{4\pi} (\phi(\vec{r}) + 3J_\phi(\vec{r}) \cos \theta) . \quad (22)$$

Відмінність поточкових означень поля ІВ від струмових

З приведених вище означень виходить, що одиниці виміру струмових характеристик співпадають з одиницями виміру відповідних поточкових. Але фізична суть цих характеристик суттєво відрізняється. Пояснимо це на прикладі.

Знайдемо залежність модуля густини струму $J_\phi(\theta)$ та потоку $\phi(\theta)$ в деякій точці простору з симетричним по вісі кутовим розподілом частинок, пропорційним $\cos^n \theta$ для кутів $0 \leq \theta \leq \pi/2$ (для $\pi/2 < \theta < \pi$ випромінювання відсутнє):

$$J_{\phi_k}(\theta) = C \cos^n \theta . \quad (23)$$

Тут кут θ відраховується від напрямку сумарного струму частинок. Визначимо константу C . Для симетричного по вісі кутового розподілу можна вважати, що результуючий вектор \vec{k} направлений вздовж осі. Тому

$$\cos(\vec{\Omega}, \vec{k}) = \cos \theta \quad (24)$$

і використовуючи формули (19) та (21) можна записати

$$J_{\phi} = \int_0^{2\pi} \int_0^{\pi/2} \frac{C \cos^n \theta}{\cos \theta} \cos \theta \sin \theta d\theta d\phi = -2\pi C \int_0^{\pi/2} \cos^n \theta \cdot d(\cos \theta) = \frac{2\pi C}{n+1}. \quad (25)$$

Звідси

$$C = \frac{n+1}{2\pi} J_{\phi} \quad (26)$$

і

$$J_{\phi_k} = \frac{n+1}{2\pi} J_{\phi} \cos^n \theta \quad (27)$$

Для густини потоку частинок згідно формул (9), (19) та (27) запишемо

$$\phi = \int_0^{2\pi} \int_0^{\pi/2} \frac{(n+1) J_{\phi} \cos^n \theta}{2\pi} \frac{1}{\cos \theta} \sin \theta d\theta d\phi = -(n+1) J_{\phi} \int_0^{\pi/2} \cos^{n-1} \theta \cdot d(\cos \theta) = \frac{n+1}{n} J_{\phi}. \quad (28)$$

Таким чином

$$\frac{J_{\phi}}{\phi} = \frac{n}{n+1}. \quad (29)$$

У випадку ізотропного кутового розподілу ($n=0$) $J_{\phi}=0$. Це пояснюється тим, що для ізотропного поля випромінювання нема виділеного напрямку чи, іншими словами, кожна частинка, що пролетіла зліва направо, компенсується частинкою, що пролетіла у зворотному напрямку. Для косинусоїдального кутового розподілу ($n=1$) $J_{\phi}/\phi=1/2$. Із збільшенням анізотропії кутового розподілу ($n \rightarrow \infty$) модуль густини струму J_{ϕ} наближається до густини потоку ϕ . Граничний випадок мононаправленого джерела дає

$$\frac{J_{\phi}}{\phi} = \lim_{n \rightarrow \infty} \frac{n}{n+1} = 1. \quad (30)$$

Дозові характеристики поля ІВ

Основною фізичною характеристикою, яка визначає ступінь впливу радіації на біологічні об'єкти, є **поглинена доза** ІВ D (ПД). Доза визначається як відношення середньої енергії \overline{dW} , що була передана речовині в елементарному об'ємі до маси dm речовини в цьому об'ємі:

$$D = \frac{\overline{dW}}{dm}. \quad (31)$$

Одиниця виміру в системі СІ Грей=Джоуль/Кг, в СГС – рад=100 ерг/г. Таким чином 1 Гр = 100 рад.

ПД є величиною нестохастичною, що визначається як середнє значення пов'язаної з нею стохастичною. Передана енергія dW піддається статистичним флуктуаціям, які можуть бути значними, якщо маса dm мала та малий флюенс заряджених частинок.

При визначенні ПД під переданою енергією розуміють

$$W = W_{in} - W_{out} + \sum \varepsilon , \quad (32)$$

де W_{in} - енергія усіх заряджених та незаряджених частинок (без урахування мас покою), які входять у об'єм, що розглядається; W_{out} - аналогічно для енергії усіх частинок, які виходять з об'єму; $\sum \varepsilon$ - сума усіх змін енергії, пов'язаних з масою спокою ядер чи частинок у ядерних перетвореннях.

Наприклад, фотон з енергією $E_{\gamma,in}$ у деякому об'ємі комптонівськи розсіявся. Тоді внесок ΔW у передану енергію W буде дорівнювати:

$$\Delta W = E_{\gamma,in} - E_{\gamma,out} - E_{e,out} - \varepsilon , \quad (33)$$

де $E_{\gamma,out}$ - енергія фотона після розсіяння; $E_{e,out}$ - кінетична енергія електрона віддачі, з якою той вилітає з об'єму; ε - енергія зв'язку електрона віддачі.

В умовах рівноваги заряджених частинок (коли енергія заряджених частинок, що уноситься з об'єму, дорівнює енергії, залишеній в об'ємі частинками, утвореними зовні) енергія $E_{e,out}$ компенсується такою ж за величиною енергією, яка вноситься іншою зарядженою частинкою. Тоді формулу (33) можна записати таким чином:

$$\Delta W = E_{\gamma,in} - E_{\gamma,out} - \varepsilon . \quad (34)$$

Слід відзначити деяку різницю понять переданої енергії та поглиненої енергії ІВ. Остання представляє собою повну енергію випромінювання, втрачену у взаємодіях. Ці дві величини однакові, якщо $\sum \varepsilon = 0$. У багатьох практичних задачах цією різницею нехтують.

Для оцінки дії на середовище непрямого ІВ використовують поняття **керми** (kerma – Kinetic Energy Released in MAterial). Керма K – відношення суми початкових кінетичних енергій dW_K усіх заряджених іонізуючих частинок, утворених під дією непрямого ІВ в елементарному об'ємі речовини, до маси dm речовини у цьому об'ємі:

$$K = \frac{dW_K}{dm} . \quad (35)$$

Одиниця виміру керми – грей – співпадає з одиницею виміру ПД.

Керма визначається кінетичною енергією вторинних заряджених частинок, утому числі тою її частиною, яка витрачається у подальшому на гальмівне випромінювання. Таким чином, керма для моноенергетичного фотонного випромінювання може бути представлена у вигляді суми двох членів:

$$K = K_1 + K_2 = \mu_{en,m} \Phi_W + (\mu_{tr,m} - \mu_{en,m}) \Phi_W = \mu_{tr,m} \Phi_W , \quad (36)$$

де K_1 - компонент керми, обумовлений кінетичною енергією заряджених частинок, витраченою на іонізацію та збудження; K_2 – компонент керми, обумовлений кінетичною енергією заряджених частинок, витраченою на гальмівне випромінювання; $\mu_{en,m}$, $\mu_{tr,m}$ – масові коефіцієнти поглинання енергії та

передачі енергії фотонного випромінювання; Φ_w – флюенс енергії випромінювання.

Доля енергії вторинних заряджених частинок, що переходить у гальмівне випромінювання

$$g = K_2 / K = (\mu_{tr,m} - \mu_{en,m}) / \mu_{tr,m} \quad (37)$$

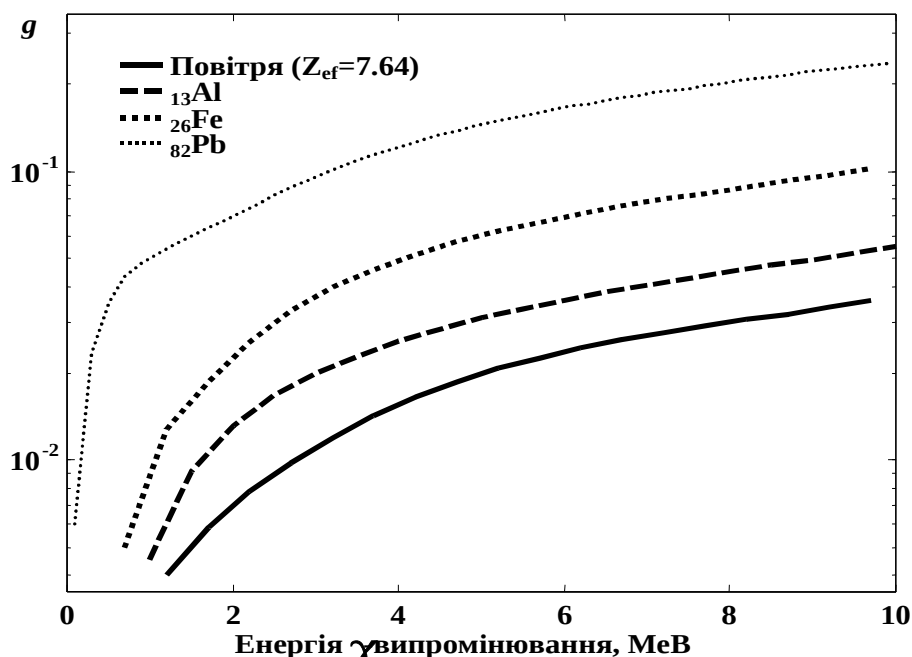


Рис. 8. Залежність долі енергії вторинних заряджених частинок, що переходить у гальмівне випромінювання, g від енергії фотонного випромінювання для різних середовищ.

На рис.8 відображена залежність g від енергії фотонного випромінювання та атомного номера матеріалу Z . Для малих та середніх Z величина g достатньо мала, але для важких середовищ може стати помітним. Можна вважати, що для легких середовищ керма для фотонів в умовах електронної рівноваги співпадає з ПД. Для енергій фотонів радіонуклідних джерел ($E_0 < 3$ MeV) керма в повітрі може перевищувати величину ПД не більше чим на 1%.

Експозиційна доза (ЕД) X – кількісна характеристика фотонного ІВ, що ґрунтується на його іонізуючій дії в сухому атмосферному повітрі. Представляє собою відношення сумарного заряду dQ усіх іонів одного знаку, створених в повітрі при умові, що всі електрони та позитрони, звільнені в елементарному об'ємі повітря з масою dm , повністю зупинилися, до маси цього об'єму dm

$$X = dQ / dm \quad (38)$$

Поняття ЕД рекомендовано використовувати для фотонного ІВ з енергіями до 3 MeV. В зв'язку з тим, що ефективні атомні номери повітря та біологічної тканини практично співпадають, прийнято вважати повітря тканиноеквівалентним середовищем. Одиниця виміру в СІ – кулон на кілограм (Кл/кг). Позасистемна одиниця – рентген (Р). Рентген – це така одиниця ЕД фотонного випромінювання, яка визначає утворення однієї електростатичної

одиниці кількості електрики одного знаку в результаті завершення всіх іонізаційних процесів при проходженні 1 см^3 сухого повітря при нормальних умовах (температура 0°C , тиск $1 \text{ атм}=1013 \text{ гПа}=760 \text{ мм.рт.ст}$). Маса 1 см^3 сухого повітря вміщує 0.001293 г . Співвідношення одиниць $1\text{Р}=2.58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/кг}$ (точно). ЕД не враховує іонізацію, обумовлену гальмівним випромінюванням електронів та позитронів, але цією величиною для повітря можна і знехтувати.

Знайдемо співвідношення між одиницями ПД та ЕД. Прийmemo середню енергію утворення однієї пари іонів в повітрі рівною 33.85 еВ . Тоді $1\text{Р} \rightarrow 2.58 \cdot 10^{-4} \cdot 33.85 / 1.6 \cdot 10^{-19} \text{ еВ/кг} \rightarrow 2.58 \cdot 10^{-4} \cdot 33.85 \text{ Дж/кг} \rightarrow 0.873 \cdot 10^{-2} \text{ Гр} \rightarrow 0.873 \text{ рад}$. Для біологічної тканини 1Р відповідає 0.95 рад . Тому з похибкою у 5% ЕД в рентгенах та ПД в радах можна вважати такими, що співпадають.

Для порівняння біологічних ефектів від дії ІВ різного виду використовують поняття **відносної біологічної ефективності (ВБЕ)** ІВ та коефіцієнт якості k . Еквівалентна доза ІВ H визначається через середній коефіцієнт якості \bar{k} та ПД D :

$$H = \bar{k}D; \quad \bar{k} = \frac{\int_0^{\infty} D(L)k(L)dL}{\int_0^{\infty} D(L)dL} . \quad (39)$$

Тут через L позначено лінійну передачу енергії (ЛПЕ). Одиниці вимірювання Екв.Д: в СІ – зіверт (Зв), в СГС – бер.

В основу сучасного підходу до опису дозиметрії покладена концепція ефективної дози. Встановлено, що співвідношення між імовірністю виникнення стохастичних ефектів і еквівалентною дозою H також неоднаково для різних опромінених органів і тканин. Тому зручно визначити величину, отриману з еквівалентної дози H , і робить таке поєднання різноманітних доз в декількох різних тканинах, що, певно, могло б добре відповідати сумі всіх стохастичних ефектів. Така величина, що характеризує вплив іонізуючого випромінювання на все тіло людини, отримала назву ефективної дози E . Раніше подібна величина називалася ефективним еквівалентом дози (або в російськомовній літературі ефективною еквівалентною дозою) H_E .

Для розрахунку ефективної дози E , що характеризує опромінення зовнішнім іонізуючим випромінюванням усього організму людини, зручно використовувати методологію, розроблену для розрахунку доз внутрішнього опромінення. При такому підході ефективна доза E визначається як деяка сума по всім T органам (тканинам) людського організму еквівалентних доз H_T , які отримуються цими органами, зважена з ваговими множниками w_T :

$$E = \sum_T w_T H_T . \quad (40)$$

Вибір в якості індексу літери “ T ” акцентує нашу увагу на тому, що підсумовування проводиться по різним органам (скорочення від англійського слова “tissue” – тканина). Множник w_T характеризує відносний вклад окремого органу T в загальну дозу E , що характеризує повну шкоду внаслідок

стохастичних ефектів при опроміненні всього тіла людини. Чисельні значення w_T , що рекомендуються МКРЗ для 12 основних органів і залишку, куди включено ще 10 менш значущих органів, наведені в табл.1. Значення w_T вибрані такими, щоб рівномірне по всьому тілу опромінення в даній еквівалентній дозі давало б значення ефективної дози, чисельно рівне цій еквівалентній дозі. Отже, сума тканинних вагових множників повинне дорівнювати одиниці. Величини w_T вибирають незалежними від виду і енергії випромінювання, що падає на тіло.

Табл. 1. Значення тканинних вагових множників w_T

Тканина або орган	w_T
Гонади	0.20
Кістковий мозок (червоний)	0.12
Товста кишка	0.12
Легені	0.12
Шлунок	0.12
Сечовий міхур	0.05
Молочна залоза	0.05
Печінка	0.05
Стравохід	0.05
Щитовидна залоза	0.05
Шкіра	0.01
Поверхня кістки	0.01
“Решта органів”	0.05 ^{1,2}

¹ При розрахунках в список “Решта органів” включають наступні тканини і органи: наднирники, головний мозок, дихальні шляхи позагрудної області, тонку кишку, нирки, м'язи, підшлункову залозу, селезінку, вилочкову залозу і матку.

² У випадку, коли одна тканина або орган з тих що входять в список “Решта органів” одержує еквівалентну дозу, що перевищує дозу в будь-якому з дванадцяти органів, для яких вказано ваговий множник, до цієї тканини або органу застосовується ваговий множник 0.025. При цьому множник 0.025 використовується із середньою дозою в органах, що залишилися з цього списку.

Еквівалентна доза H_T в органі T визначається як сума поглинених доз $D_{T,R}$, зважена з урахуванням радіаційних вагових множників w_R :

$$H_T = \sum_R w_R D_{T,R} \quad (41)$$

Радіаційний множник w_R характеризує біологічний вплив малих доз опромінення R -го типу на людський організм. Використання в якості індексу літери “R” вказує на підсумовування за різними типами радіації (від англійського “radiation”). Числові значення множника w_R для деяких типів іонізуючого випромінювання наведені в табл.2.

Табл. 2. Значення радіаційних вагових множників w_R

Вид випромінювання	w_R
Фотони, всі енергії	1
Електрони і мюони, всі енергії	1
Протони з енергією > 2 MeV	5

Нейтрони з енергією < 10 кеВ	5
з енергією 10-100 кеВ	10
з енергією від 100 кеВ до 2 МеВ	20
з енергією 2-20 МеВ	10
з енергією > 20 МеВ	5
Альфа-опромінення, ядра віддачі	20

Крім того, для зручності в розрахунках для нейтронів можна використовувати наступну аналітичну апроксимацію множника w_R (рис.9):

$$w_R = 5 + 17 \exp\left[\frac{-\ln(2E_n)^2}{6}\right], \quad (42)$$

де енергія нейтронів E_n виражена в МеВ. Слід відзначити, що математичний вираз для неперервної апроксимації (42) не має під собою жодного біологічного обґрунтування і використовується тільки як зручний засіб в аналітичних розрахунках.

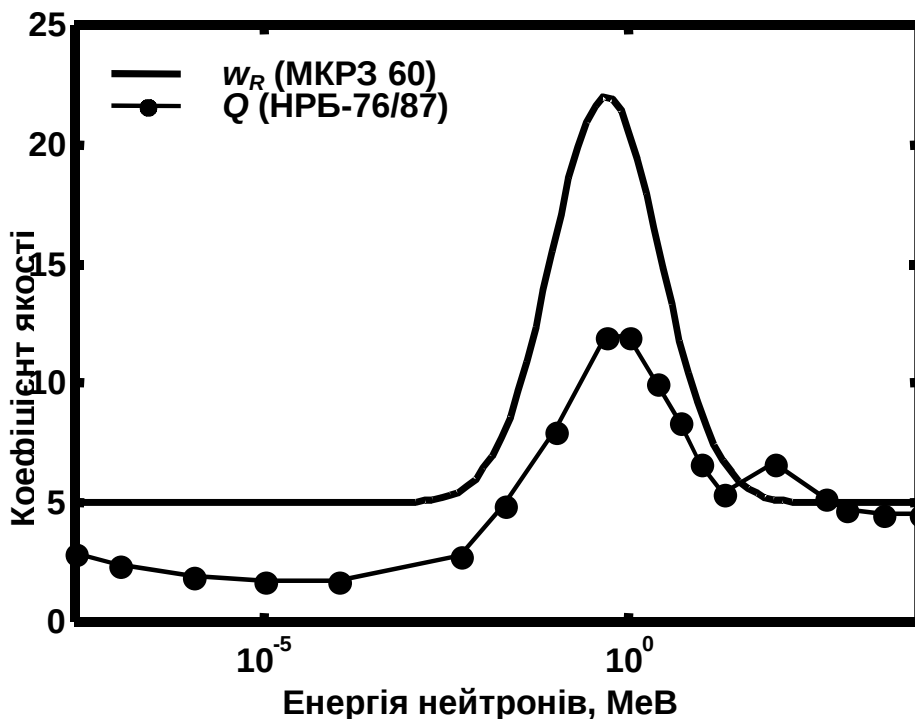


Рис. 9. Залежність радіаційного множника w_R від енергії нейтронів.

Значення w_R залежать тільки від виду і енергії випромінювання і не залежать від тканини або органу.

Поглинена доза $D_{T,R}$ в T -му органі при опроміненні випромінюванням R -го типу визначається як середня поглинена доза D_R в межах цього органу (або як відношення повної енергії $\epsilon_{T,R}$, що виділяється в межах T -го органу при опроміненні випромінюванням R -го типу, до маси m_T цього органу):

$$D_{T,R} = \frac{1}{m_T} \int_{m_T} D_R dm = \frac{\varepsilon_{T,R}}{m_T} \quad (43)$$

Обмеження ефективної дози, навіть в припущенні, ще ці значення граничні для тривалих періодів часу, достатні, щоб бути впевненим в попередженні детермінованих ефектів майже в усіх тканинах і органах тіла. Але існують дві тканини, що не завжди будуть захищені границею ефективної дози, в основному при зовнішньому опроміненні. Це кристалик ока, не що дають внеску в ефективну дозу, і шкіра, що цілком може піддаватися локальному опроміненню. Для цих тканин введені окремі межі дози.

В принципі, значення чинника w_R являють собою апроксимацію усереднення коефіцієнта якості \bar{Q} на глибині 10 мм у шаровому фантомі МКРЗ:

$$\bar{Q} = \frac{1}{D} \int_0^{\infty} Q(L) D(L) dl \quad (44)$$

де $D(L)dL$ – поглинена доза на глибині 10 мм від випромінювання з ЛПЕ в діапазоні від L до $L+dL$, а $Q(L)$ — коефіцієнт якості для L на глибині 10мм. Залежність коефіцієнта якості Q від L у відповідності до попередніх (МКРЗ 26) і сучасних рекомендацій (МКРЗ 60) наведена на рис.10.

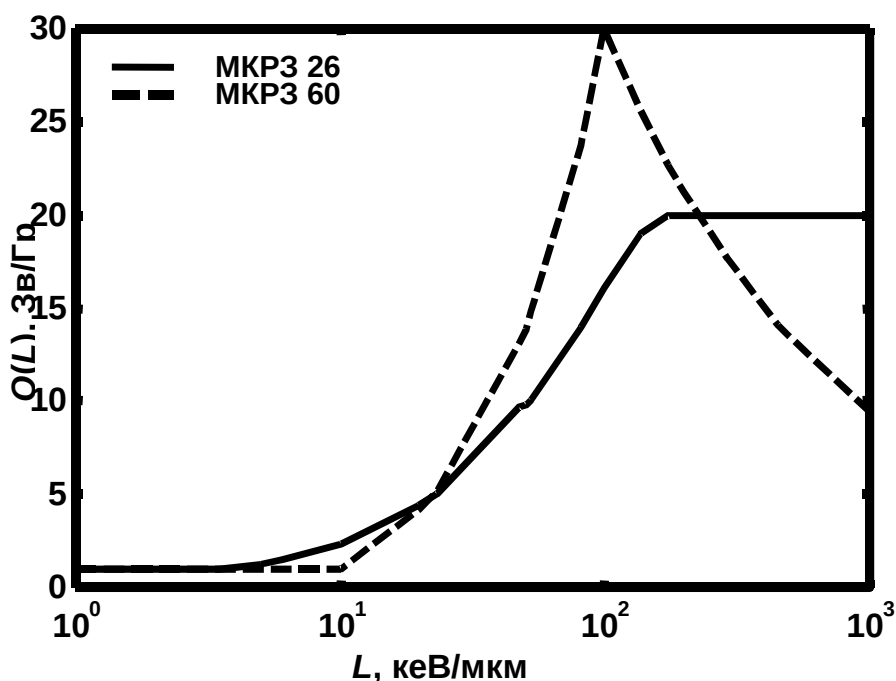


Рис. 10. Залежність коефіцієнта якості Q від лінійної передачі енергії L у відповідності з попередніми (МКРЗ 26) і сучасними рекомендаціями (МКРЗ 60).

Основними фізичними величинами, що використовуються при визначенні індивідуальної дози від зовнішнього випромінювання, є енергетичний спектр частинок, флюенс, кутовий розподіл. Перехід від флюенсу до поглиненої дози відбувається через конверсійні коефіцієнти. В даному випадку конверсійні коефіцієнти не що інше, як відношення поглиненої дози до флюенсу частинок,

що формує поглинену дозу. Розрахунок коефіцієнтів проводиться методом Монте-Карло для моноенергетичних частинок. Кутовий розподіл частинок зведений до шести стандартних геометрій. При моделюванні процесу формування поглиненої дози був використаний математичний фантом людини (MIRD).

В результаті проходження крізь біологічну тканину початкового моноенергетичного потоку частинок їхній енергетичний розподіл (спектр) істотно змінюється. Спектр насичується нейтронами менших енергій і стає неперервним. При цьому органи опромінюються частинками, спектр яких залежить від розміщення органу в тілі і від геометрії опромінення. Рівноважний спектр нейтронів визначає найбільш інтенсивні ядерні реакції, що супроводжуються появою вторинних заряджених частинок і гама-квантів.

З метою нормування впливу на організм зовнішнього іонізуючого випромінювання використовуються величини, що характеризують дозу в окремих органах: поглинена D_T , еквівалентна H_T або у всьому організмі – ефективна E . Однак ці величини є розрахунковими і безпосередньо не вимірюються в реальних умовах опромінення. Тому для цілей оперативної дозиметрії в 80-х роках МКРЕ виходячи з побажань МКРЗ розробило нові величини, що дозволили достатньо адекватно оцінювати величини D_T , H_T , E . Взаємозв'язок між величинами обох типів, що використовуються для радіаційного захисту від зовнішнього іонізуючого випромінювання представлено на рис.11.

Всі ці величини безпосередньо зв'язані з базисними фізичними величинами, що описуються поле ІВ поза тілом людини: флюенсом Φ , повітряною кермою в повітрі K_a і поглиненою дозою в тканиноеквівалентному матеріалі D . Фізичні і оперативні величини є основою для проведення дозиметрії зовнішнього ІВ. В кожній країні повинні існувати свої лабораторії метрології, де є установки, що створюють стандартизовані нейтронні і гама-поля. Такі поля використовують для калібрування дозиметрів.

Зв'язок оперативних величин $H^*(d)$, $H'(d)$, $H_p(d)$ з фізичними визначений розрахунковим шляхом для фантомів з використанням програм, що моделюють перенос випромінювання в речовині. Перехід від поглиненої дози $D(L)$ до еквівалентної $H(L)$ в довільній точці фантома d здійснюється з використанням відомої залежності коефіцієнта якості від ЛПЕ $Q(L)-L$.

З використанням подібних програм були розраховані конверсійні коефіцієнти E/Φ , H/Φ , E/K_a , H/K_a , що дозволило зв'язати між собою величини всіх трьох типів (рис.11).



Рис. 11. Взаємозв'язок між величинами, що використовуються з метою радіаційного захисту від зовнішнього іонізуючого випромінювання.

Для того, щоби в розрахунках дозового навантаження від γ -випромінювання на людину швидко переходити від однієї величини до іншої можна користуватися наведеною нижче таблицею (табл.3), в якій приведений зв'язок між потужністю експозиційної дози, кермою в повітрі та потужністю ефективної дози. Така таблиця рекомендована для користування основним регламентуючим документом з радіаційної безпеки в Україні НРБУ-97.

Табл. 3. Перехід між потужністю експозиційної дози, кермою в повітрі та потужністю ефективної дози

Потужність експозиційної дози	Керма в повітрі			Потужність ефективної дози		
	нГр·год ⁻¹	мкГр·год ⁻¹	пГр·с ⁻¹	нЗв·год ⁻¹	мкЗв·год ⁻¹	мЗв·рік ^{-1 6}
1	8,73	8,73·10 ⁻³	2,43	6,46	6,46·10 ⁻³	5,67·10 ⁻²
0.115	1	10 ⁻³	0.278	0.74	7,4·10 ⁻⁴	6,49·10 ⁻³
115	1000	1	278	740	0.74	6,49
0.412	3,6	3,6·10 ⁻³	1	2,66	2,66·10 ⁻³	2,34·10 ⁻²
0.155	1,35	1,35·10 ⁻³	0.375	1	10 ⁻³	8,77·10 ⁻³
155	1350	1,35	375	1000	1	8,77
17,7	154	0.154	42,8	114	0.114	1

Слід відмітити, що при переході величин, які характеризують дозове навантаження в повітрі (експозиційна доза і керма в повітрі), до величини ефективної дози не повністю враховані деякі фактори: по-перше, енергія γ -випромінювання; а по-друге, геометрія опромінення людини.

В принципі, кількість різноманітних геометрій опромінення тіла людини може бути необмежено великим. На практиці розрахунки проводять в припущенні, що тіло опромінюється широким мононаправленим пучком частинок. В Публікації 74 МКРЗ приводяться результати розрахунків для антропоморфного фантома при використанні наступних шести типових геометрій (рис.12):

- AP – опромінення спереду (з боку грудної клітини).
- PA – опромінення ззаду.
- LAT – опромінення з боків. Виділяють окремо опромінення з лівого (LLAT) і правого (RLAT) боків.
- ROT – опромінення при обертанні тіла відносно осі, що проходить крізь тіло людини згори донизу.
- ISO – ізотропне опромінення (рівномірне з усіх боків).

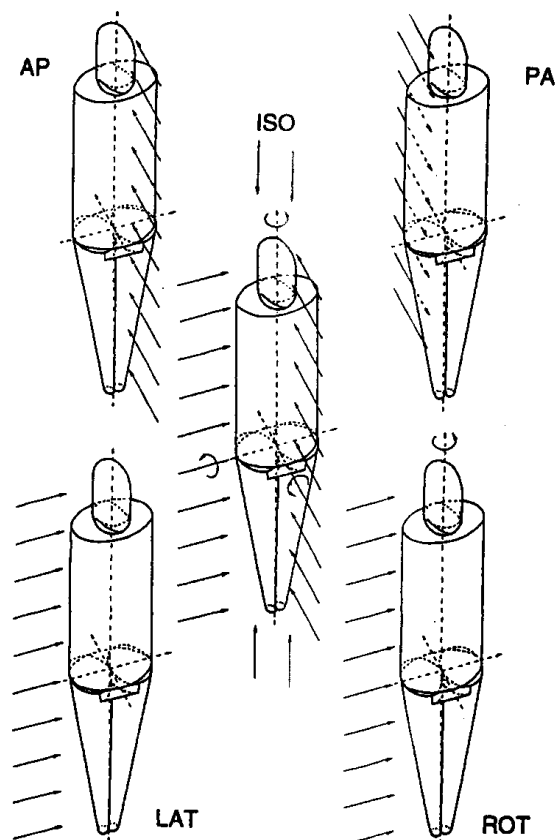


Рис. 12. Геометрії, що використовуються для модельних розрахунків опромінення зовнішнім випромінюванням антропоморфного фантома.

На рис.13 і 14 наведені референтні значення конверсійних коефіцієнтів E/Φ для ефективної дози E в залежності від енергії нейтронів і фотонів для описаних

вище шести геометрій опромінення. Розрахунки були проведені для антропоморфного фантома і усереднені за статевими ознаками.

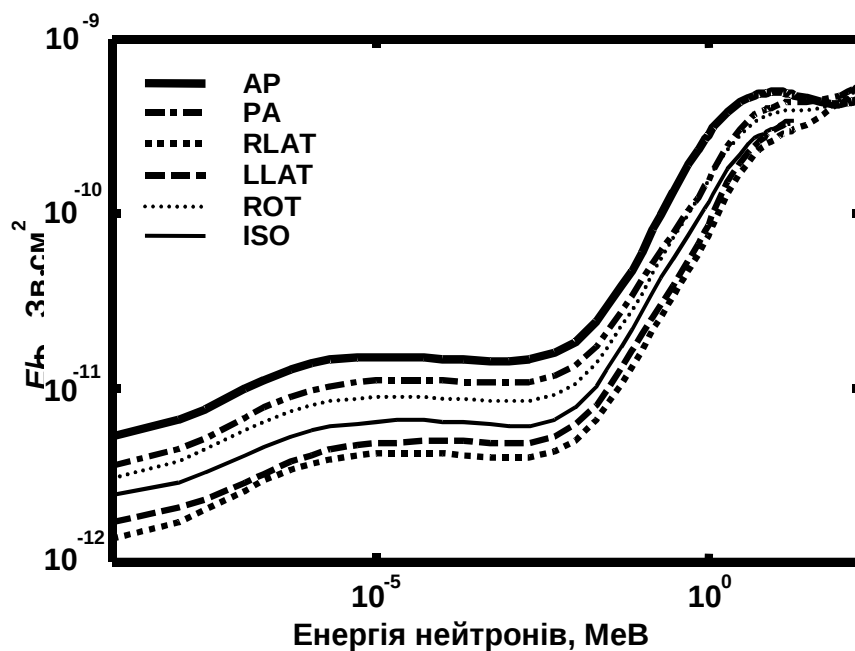


Рис. 13. Референтні значення конверсійних коефіцієнтів для ефективної дози E в залежності від енергії нейтронів для різних геометрій опромінення.

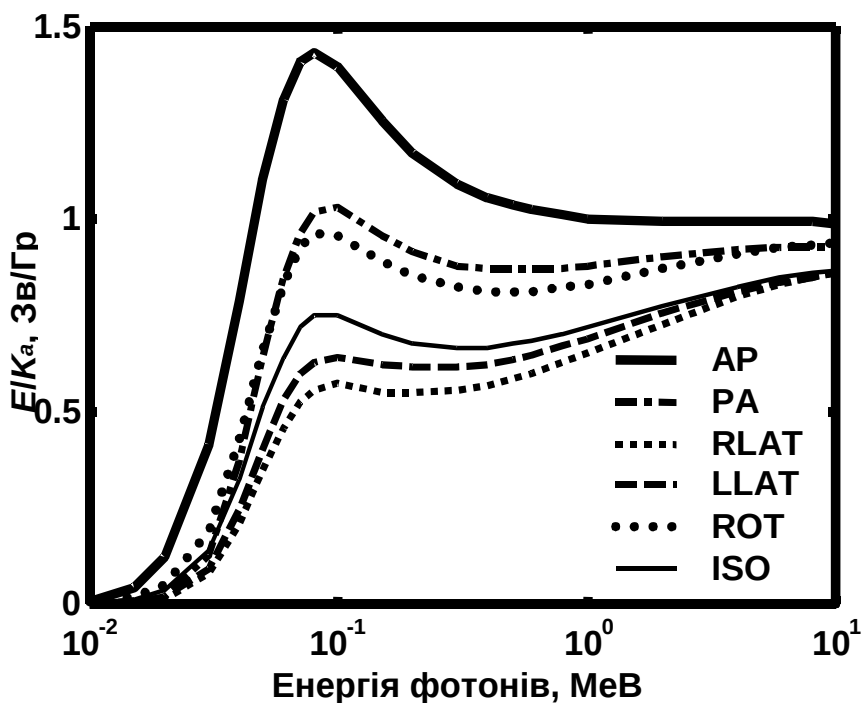


Рис. 14. Референтні значення конверсійних коефіцієнтів для ефективної дози E в залежності від енергії фотонів для різних геометрій опромінення.

4 ХАРАКТЕРИСТИКИ ДЖЕРЕЛ ІВ

Класифікація джерел ІВ

Сучасні ядерно-фізичні пристрої представляють достатньо складні ДІВ. Наприклад, для ядерного реактора джерелом можуть бути не тільки активна зона, але й система охолодження, захисні матеріали, обладнання і таке інше. В принципі, поля реальних складних ДІВ можна представляти у вигляді суперпозиції полів достатньо елементарних джерел.

ДІВ можна характеризувати за такими ознаками:

1. **Вид випромінювання.** Найбільше на практиці зустрічається фотонне, нейтронне, α -, β - випромінювання.
2. **Геометрія джерела** (форма та розміри). За геометрією можуть бути точкові та розподілені джерела. Розподілені ДІВ можуть бути лінійними, поверхневими, об'ємними з обмеженими, напівнескінченими чи нескінченими розмірами. Форми джерел: лінійні; кругові; поверхневі нескінчені площинні, дискові, прямокутні, сферичні, напівсферичні, циліндричні; об'ємні нескінченні, напівнескінченні, пластини скінчених розмірів, кулеподібні, циліндричні, зрізаний конус. Критерії точковості (рис.15): 1) розміри джерела набагато менше відстані до точки детектування; 2) послаблення випромінювання в джерелі відсутнє (довжина вільного пробігу набагато більше розмірів джерела). Для лінійних ДІВ поперечні розміри повинні бути набагато менше відстані до детектора. Для поверхневих це стосується товщини джерела.
3. **Потужність** та **розподіл потужності** (для розподілених джерел). Найбільш часті випадки розподілу: рівномірний, експоненціальний, косинусоїдальний.
4. **Енергетичний спектр.** Може бути моноенергетичним чи немонаенергетичним. Останній може бути дискретним чи неперервним.
5. Часовий розподіл: імпульсний, стабільний чи нестабільний.
6. Кутовий розподіл.
7. Характеристики супутнього випромінювання (для ДІВ змішаного випромінювання).

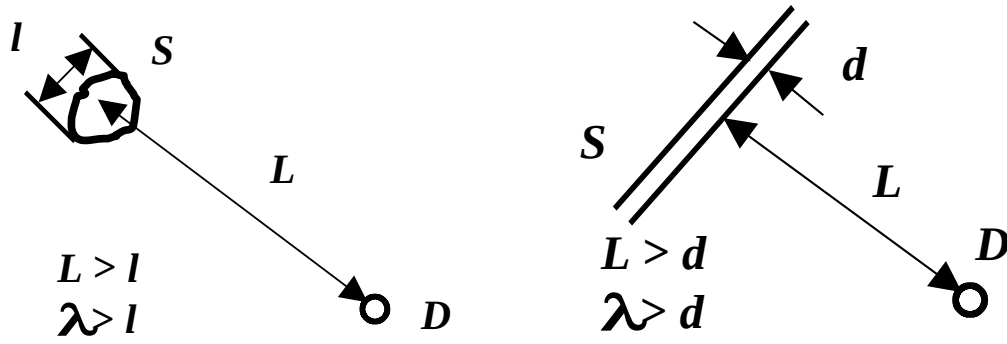


Рис. 15. Пояснення критеріїв точковості та лінійності ДІВ.

Найбільш детально випромінювання стаціонарного за часом ДІВ характеризується функцією $q(\vec{r}_0, E_0, \vec{\Omega}_0)$, яка представляє собою відношення числа частинок dN з енергією в інтервалі від E_0 до $E_0 + dE_0$, які випромінюються у напрямку $\vec{\Omega}_0$ в межах елементарного тілесного кута $d\vec{\Omega}_0$ і які перетинають за інтервал часу dt елементарну площадку dS в точці \vec{r}_0 , нормаль до якої співпадає з вибраним напрямком розповсюдження частинок $d\vec{\Omega}$, до площі dS , інтервалу часу dt , енергетичному інтервалу dE_0 та тілесному куту $d\vec{\Omega}_0$:

$$q(\vec{r}_0, E_0, \vec{\Omega}_0) = \frac{dN}{dS dt dE_0 d\vec{\Omega}_0}. \quad (45)$$

Для лінійного, поверхневого, об'ємного джерел вводять також похідні величини:

$$q_L = \frac{dq}{dL}; \quad q_S = \frac{dq}{dS}; \quad q_V = \frac{dq}{dV}. \quad (46)$$

Функція джерела задається в усьому просторі, яке займає джерело.

Для аксиально-симетричного джерела:

$$q(\theta_0) = q_0 f(\theta_0), \quad (47)$$

де $f(\theta_0)$ – число частинок, які випромінюються в одиницю часу в одиничний тілесний кут у напрямку θ_0 .

На практиці найчастіше використовують наступні розподіли:

- ізотропне

$$f(\theta_0) = 1/2\pi; \quad (48)$$

- косинусоїдальне, пропорційне косинусу

$$f(\theta_0) = \cos \theta_0 / \pi; \quad (49)$$

- косинусоїдальне, пропорційне косинусу в степені n

$$f(\theta_0) = (n+1) \cos^n \theta_0 / 2\pi; \quad (50)$$

- мононаправлене

$$f(\theta_0) = \delta(\cos \theta_0 - 1). \quad (51)$$

Функція кутового розподілу $f(\theta_0)$ нормована на одиницю:

$$\int_{4\pi} f(\theta_0) d\vec{\Omega} = \int_0^{2\pi} \int_0^{\pi/2} f(\theta_0) \sin\theta_0 d\theta_0 d\psi_0 = 1. \quad (52)$$

Приклад 1. Випромінювання точкового моноенергетичного джерела одиничної потужності з енергією E_0 , розміщеного у точці , описується виразом:

$$q(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) = f(\vec{\Omega}) \delta(\vec{r} - \vec{r}_0) \delta(E - E_0). \quad (53)$$

Приклад 2. Для плоского моноенергетичного джерела з енергією E_0 , площина якого перпендикулярна деякому одиничному вектору \vec{k} і проходить через точку , а випромінювачі рівномірно розподілені по поверхні, можна записати наступним чином:

$$q(\vec{r}, E, \vec{\Omega}) = f(\vec{\Omega}) \delta(\vec{r} \vec{k} - \vec{r}_0 \vec{k}) \delta(E - E_0). \quad (54)$$

Радіонуклідні γ -джерела. Керма- і гама-постійні

Радіонуклідні точкові γ -джерела представляють собою досить розповсюджений випадок ДІВ.

Розглянемо точкове γ -джерело активністю A , яке випромінює n груп γ -квантів з енергіями E_{0i} і квантовими виходами ω_i , де $i=1, \dots, n$. Для потоків частинок $\phi(r)$ і енергії $I(r)$ на відстані r від такого джерела можна записати відповідно:

$$\phi(r) = \frac{A}{4\pi r^2} \sum_{i=1}^n \omega_i, \quad I(r) = \frac{A}{4\pi r^2} \sum_{i=1}^n \omega_i E_{0i}. \quad (55)$$

В цих виразах знехтувано поглинанням фотонів у повітрі.

Таким чином, між потоковими величинами, а значить і величиною потужності поглиненої дози і керми в повітрі, і активністю точкового γ -джерела існує лінійна залежність. Для потужності керми, яка утворюється фотонами з енергіями, що перевищує певну порогову величину δ , можна записати:

$$\dot{K} = \Gamma \frac{A}{\delta r^2}. \quad (56)$$

Тут коефіцієнт пропорційності Γ_δ називається **керма-постійною**. Одиниця виміру Γ_δ – $\text{Гр} \cdot \text{м}^2 / (\text{с} \cdot \text{Бк})$. Однак для практичного використання більш зручніше підходить похідна одиниця $\text{аГр} \cdot \text{м}^2 / (\text{с} \cdot \text{Бк})$. Чисельно керма-постійна дорівнює повітряній кермі, що утворюється точковим радіонуклідним джерелом в результаті одного розпаду нукліду на відстані 1 м від джерела. Порогова енергія δ , яку за звичай рекомендують використовувати в розрахунках, дорівнює 30 кеВ. Фотони з меншими енергіями практично не дають ніякого внеску в дозу внаслідок їхнього сильного поглинання як в повітрі, так і в матеріалі фільтра ДІВ та інших факторів.

З використанням формул (36) і (55) після підстановки чисельних значень для керма-постійної точкового γ -джерела, яке випромінює n груп γ -квантів, можна записати:

$$\Gamma_{\delta} = 12750 \sum_{i=1}^n [E_{0i} [\text{MeV}] \omega_i \mu_{tr,m}^{nog}(E_{0i})], \quad \text{aГр} \cdot \text{м}^2 / (\text{с} \cdot \text{Бк}) . \quad (57)$$

Поряд з поняттям керма-постійною для характеристики точкових радіонуклідних γ -джерел використовують термін **гама-постійної** Γ , яка зв'язує величину потужності експозиційної дози \dot{X} з активністю аналогічно до виразу (56):

$$\Gamma = \dot{X} \frac{r^2}{A} . \quad (58)$$

Одиниця вимірювання гама-постійної – $\text{Р} \cdot \text{см}^2 / (\text{год} \cdot \text{мКі})$. Аналогічно до виразу (57) можна записати:

$$\Gamma = 194,5 \sum_{i=1}^n [E_{0i} [\text{MeV}] \omega_i \mu_{tr,m}^{nog}(E_{0i})], \quad \text{Р} \cdot \text{см}^2 / (\text{год} \cdot \text{мКі}) . \quad (59)$$

Відношення величини керма-постійної Γ_{δ} [$\text{aГр} \cdot \text{м}^2 / (\text{с} \cdot \text{Бк})$] до гама-постійної Γ [$\text{Р} \cdot \text{см}^2 / (\text{год} \cdot \text{мКі})$] дорівнює 6,55.

Відрізняють повні величини Γ_{δ} і Γ від **диференційних керма-** і **гама-постійних** $\Gamma_{\delta i}$ і Γ_i . Останні визначаються випромінюванням γ -квантів з енергіями E_{0i} :

$$\Gamma_{\delta} = \sum_{i=1}^n \Gamma_{\delta i}, \quad \Gamma = \sum_{i=1}^n \Gamma_i . \quad (60)$$

Вихідними даними для розрахунку керма- і гама-постійних Γ_{δ} і Γ конкретних нуклідів може слугувати схеми розпаду цих нуклідів, що приводяться у довідниковій літературі. При аналізі β^+ -розпадників необхідно враховувати утворення двох анігіляційних фотонів з енергіями 0.511 МеВ. Це веде до збільшення величини керма-постійної Γ приблизно на 40 $\text{aГр} \cdot \text{м}^2 / (\text{с} \cdot \text{Бк})$. Анігіляція позитронів з електронами в межах джерела відбувається за тієї умови, що максимальний пробіг позитронів не перевищує товщини або джерела, або фільтра.

При роботі з радіонуклідними джерелами часто використовують **відсікаючі** або **вирівнюючі фільтри**. Фільтрами також являються стінки ампул або ємностей, в яких знаходяться радіонукліди. Тому потрібно знати величину послаблення γ -випромінювання такими фільтрами. Відкориговану величину керма-постійної можна розрахувати за формулою:

$$\Gamma_{\delta}(d, Z) = \sum_{i=1}^n \Gamma_{\delta i} e^{-\mu_i d} B_K^{m, \text{джс}}(E_{0i}, \mu_i d, Z), \quad (61)$$

де d – товщина фільтру, μ – коефіцієнт послаблення γ -квантів з енергією в матеріалі фільтру з номером Z , $B_K^{m, \text{джс}}(E_{0i}, \mu_i d, Z)$ – фактор накопичення повітряної керми від точкового джерела (з урахуванням бар'єрності фільтру).

Важливим випадком являється ситуація, коли дочірнє ядро є також радіоактивним і випромінює у свою чергу γ -кванти. Продукт розпаду дочірнього ядра також може бути радіоактивним і так далі. Тому інформація про схему

розпаду тільки материнського ядра в такому випадку буде недостатньою. Необхідно враховувати розпад усього радіоактивного ланцюгу (або ряду). В довідниковій літературі приводяться дані для материнських радіонуклідів як окремо, так і з урахуванням розпаду усіх дочірніх елементів у рівноважному стані. Час встановлення рівноважного стану визначається максимальним періодом напіврозпаду $T_{1/2}^{доch}$ одного із дочірніх ядер (необхідно, щоб період $T_{1/2}^{доch}$ був значно менше від часу розпаду материнського ядра $T_{1/2}^{mat}$ $T_{1/2}^{доch} \leq (4-5)T_{1/2}^{mat}$).

Найбільший практичний інтерес викликає джерело із вмістом ^{226}Ra , схема розпаду якого зображена на рис.16. Серед дочірніх елементів найдовший час життя має ^{222}Rn ($T_{1/2}^{Rn} = 3,82$ доби). Можна вважати, що приблизно через 20 діб після приготування свіжого джерела з ^{226}Ra у герметичному контейнері (наприклад, запаяній ампулі) настає рівновага в активності материнського і усіх дочірніх ядер. У цьому випадку керма-постійна Γ_{δ} дорівнює сумі керма-постійних дочірніх ядер $\Gamma_{\delta i}$ $\Gamma_{\delta} = 59,1 \text{ аГр}\cdot\text{м}^2/(\text{с}\cdot\text{Бк})$. Власне окремо материнський нуклід має значення $\Gamma_{\delta 1} = 0,06 \text{ аГр}\cdot\text{м}^2/(\text{с}\cdot\text{Бк})$. Слід також привести значення керма-постійної для радієвого джерела в рівновазі з дочірніми нуклідами після платинового фільтру товщиною 0.5 мм $\Gamma_{\delta} = 55,0 \text{ аГр}\cdot\text{м}^2/(\text{с}\cdot\text{Бк})$.

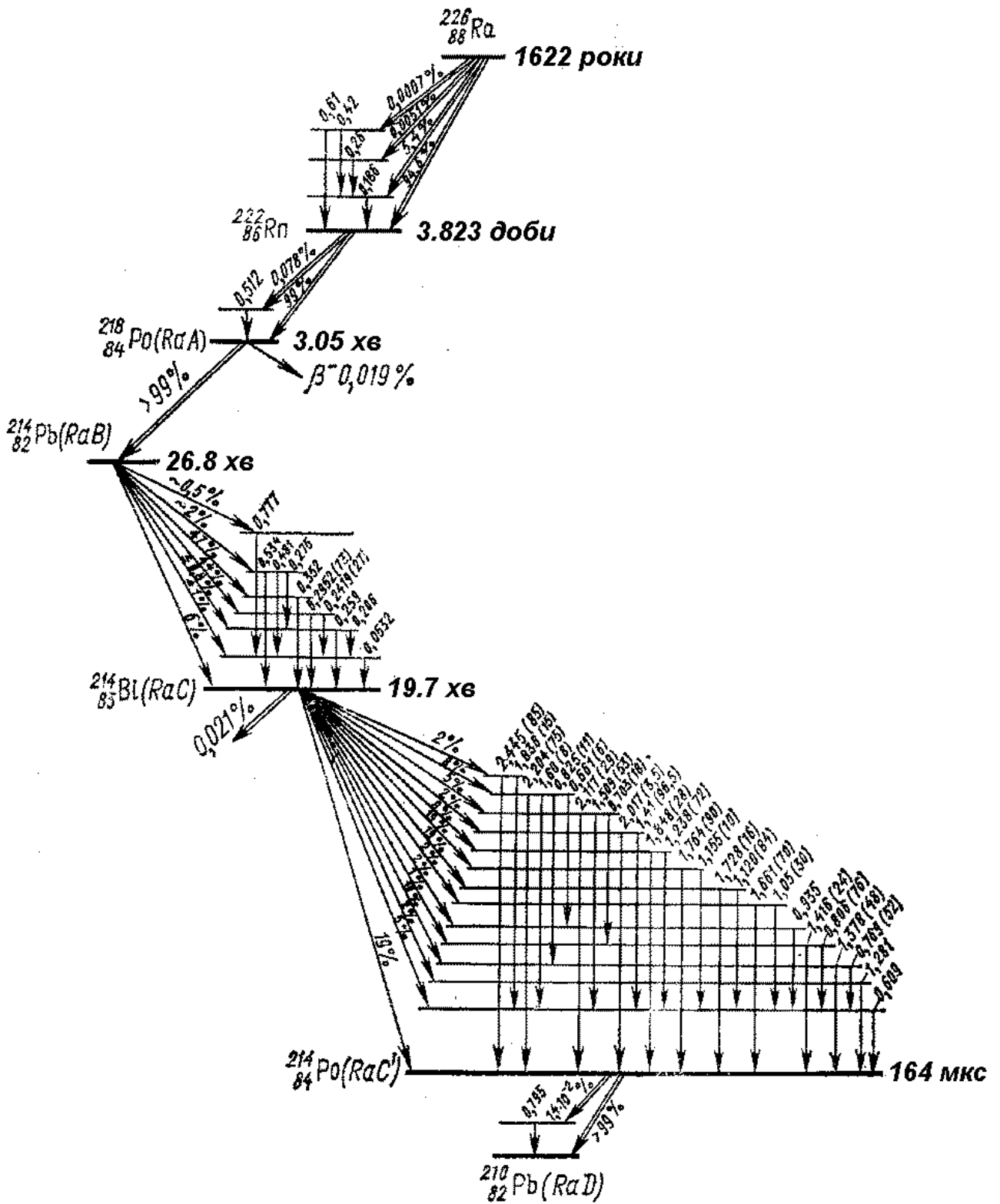


Рис. 16. Схема розпаду ^{226}Ra .

Керма-еквівалент і гама-еквівалент

Керма-еквівалент радіонуклідного джерела k_e визначається як потужність повітряної керми \dot{K} у вакуумі, помножена квадрат відстані джерела r^2 :

$$k_e = \dot{K} r^2 = A \Gamma_{\delta} . \quad (62)$$

Одиницею виміру керма-еквіваленту є Гр·м²/с. Керма-еквівалент k_e чисельно дорівнює потужності керми \dot{K} на відстані 1 м від джерела.

Поняттям керма-еквіваленту зручно користуватися для характеристики радіонуклідних точкових джерел, тому що в тотожних умовах γ -джерела, які створюють однакову потужність керми, мають також і однакові керма-еквіваленти.

Аналогічно до визначення терміну керма-еквіваленту оцінку поля γ -випромінювання за потужністю експозиційної дози використовують поняття **гама-еквіваленту**. В якості стандарту оперують радієвим гама-еквівалентом, який визначається γ -випромінюванням джерела ^{226}Ra в рівновазі з дочірніми нуклідами після платиного фільтру товщиною 0.5 мм. Для довільного γ -джерела з активністю A_0 [мКі] і гама-постійною Γ [Р·см²/(год·мКі)] гама-еквівалент дорівнює:

$$m = A_0 \frac{\Gamma}{8,4} . \quad (63)$$

Одиниця виміру – мг-екв Ra. Зрозуміло, що гама-постійна для радієвого джерела з платиновим фільтром чисельно дорівнює 8,4 (без фільтру – 9,03).

Врахування гальмівного випромінювання радіонуклідних джерел

Звичайно дані керма- та гама-постійних для конкретних радіонуклідів, які приводяться в довідниках, не враховують внесок у зовнішній потік ІВ від гальмівного випромінювання, що утворюється при гальмуванні β -частинок або електронів внутрішньої конверсії в матеріалі джерела (або стінках ампули чи фільтру). Якщо для багатьох радіонуклідів цим внеском можна знехтувати в порівнянні з основним γ -випромінюванням, то в окремих випадках, наприклад для ізотопів ^{86}Rb , ^{140}Ba , ^{140}La , ^{156}Eu , ^{170}Tm , ^{198}Au , внесок від гальмівного випромінювання буде вже суттєвим.

Для моноенергетичних електронів з енергією E_0 вихід з джерела гальмівного випромінювання I , МеВ/част, за умов повного поглинання у матеріалі з номером Z можна привести таку напівемпіричну формулу:

$$I(E_0) \approx c \cdot 10^{-4} Z E_0^b [\text{MeV}], \text{ MeV}. \quad (64)$$

Значення коефіцієнтів b і c наведені в табл.4.

Табл. 4. Значення коефіцієнтів b і c , які використовуються у формулі (64) для матеріалу з номером Z .

Z	b	c
4	2.16	3.5
13	2.02	3.5
26	1.91	3.3
50	2.07	3.2
79	1.90	3.0

У випадку складної хімічної сполуки номер Z визначають за формулою:

$$Z = \frac{\sum_{i=1}^n \alpha_i Z_i^2}{\sum_{i=1}^n \alpha_i Z_i} . \quad (65)$$

де α_i – внесок атомів з номером Z_i у сполуку, n – кількість елементів у сполуці.

Для β -частинок з неперервним спектром потрібно проводити операцію інтегрування від 0 до граничної енергії β -спектру $E_{\beta, \max}$:

$$I_{\beta} = \int_0^{E_{\beta, \max}} I(E_0) n(E_0) dE_0 . \quad (66)$$

Табл. 5. Вихід β -частинок для β -спектру, подібного до ^{32}P .

Енергетичний інтервал в частках $E_{\beta, \max}$	Частка повного виходу, %	Енергетичний інтервал в частках $E_{\beta, \max}$	Частка повного виходу, %
0–0.1	43.5	0.5–0.6	2.0
0.1–0.2	25.8	0.6–0.7	0.7
0.2–0.3	15.2	0.7–0.8	0.2
0.3–0.4	8.3	0.8–0.9	0.03
0.4–0.5	4.3	0.9–1.0	0.0

5 КЛАСИФІКАЦІЯ ЗАХИСТІВ

Захист – сукупність матеріалів, які розміщують між ДІВ та зоною, яка захищається, для послаблення потоку ІВ. Захист класифікують за наступними ознаками:

- призначенням;
- типом;
- компоновкою;
- формою;
- геометрією.

Задача захисту – забезпечення допустимого рівня:

1. опромінення робочого персоналу;
2. радіаційних пошкоджень конструкційних та захисних матеріалів;
3. енерговиділення та температурного розподілу в конструкційних та захисних матеріалах.

В залежності від задачі, яку виконує захист, поділяють на **біологічний**, **радіаційний** та **тепловий**. Останніх два типи захисту практично використовують тільки на ядерно-енергетичних установках.

Типи захисту:

- **Суцільний** – повністю оточує ДІВ.
- **Роздільний** – найбільш потужні джерела оточує первинний захист, а між первинним та вторинним знаходяться також додаткові менш потужні ДІВ.
- **Тіньовий** – встановлюється між джерелом та зоною, яка захищається, таким чином, щоб зона знаходилася у “тіні”, яку утворює захист.

Компоновка:

- **Гомогенна** – постійний переріз взаємодії по всьому захисту.
- **Гетерогенна** – переріз змінюється.

Форми, які найбільше вживаються: **плоска**, **сферична**, **циліндрична**.

Геометрія:

- **Нескінчена** (рис.17а).
- **Напівнескінчена** з детектором D на границі середовища та джерелом S у середовищі (рис.17б).
- **Напівнескінчена** з джерелом S на границі середовища та детектором D у середовищі (рис.17в).
- **Бар’єрна** (рис.17г).
- **Обмежена** (рис.17д).

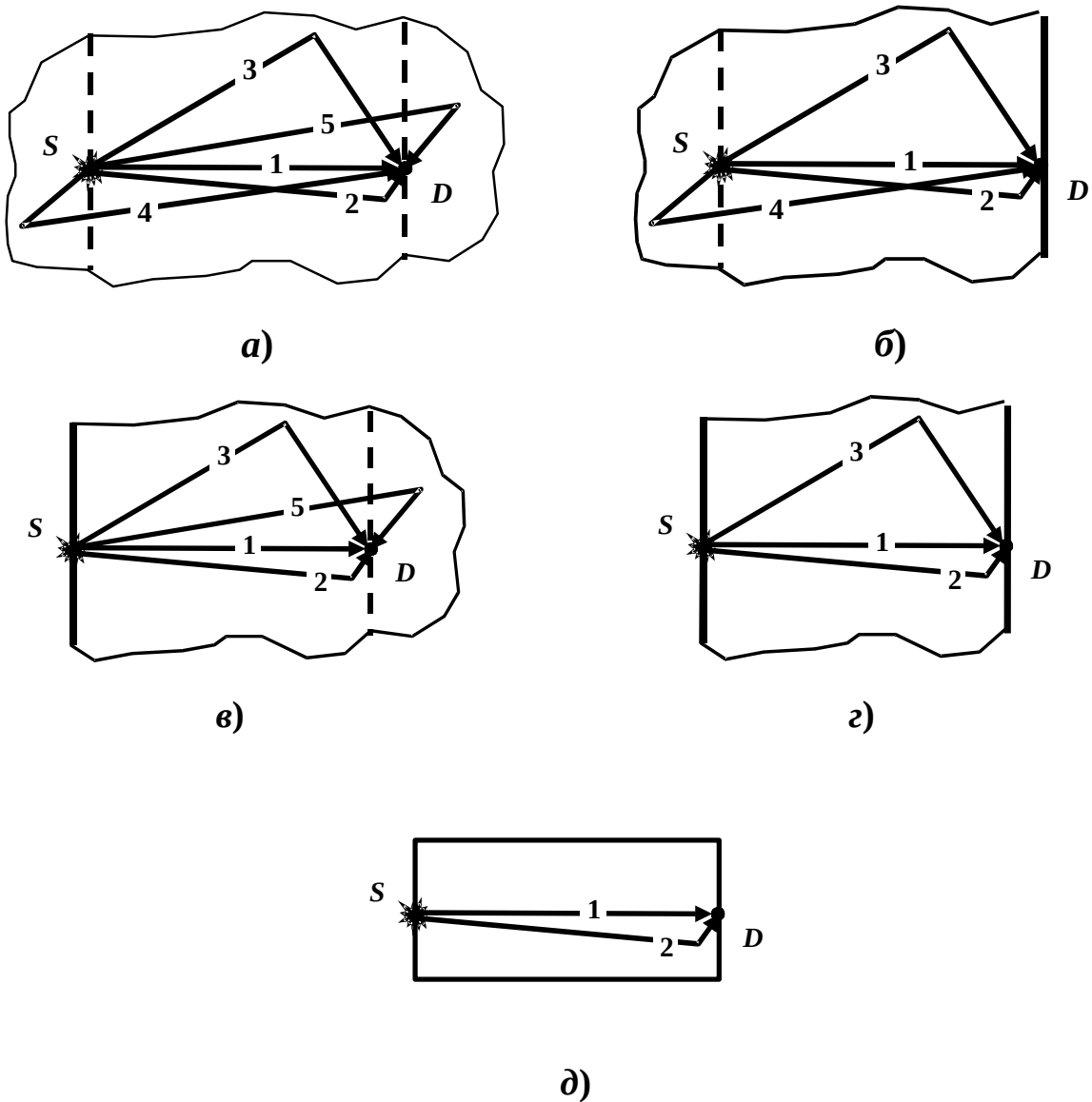


Рис. 17. Пояснення впливу геометрії захисту на розсіяне і нерозсіяне ІВ.

Критерій нескінченності – якщо усяке додаткове оточення виділеного захисту не змінює показань детектора. Фізично це означає – імовірність частинки, що провзаємодіяла за межами означеного захисту, потрапити у детектор дорівнює нулю.

6 ХАРАКТЕРИСТИКА ВЗАЄМОДІЇ ІВ З РЕЧОВИНОЮ

Перерізи взаємодії ІВ

Повний переріз взаємодії є сумою парціальних перерізів, що відповідають різним процесам. Часто всі перерізи об'єднують у дві групи: **розсіяння** та **поглинання**

$$\sigma = \sigma_s + \sigma_a \quad (67)$$

Розсіяння розділяють на **пружне** та **непружне**

$$\sigma_s = \sigma_{el} + \sigma_{in} \quad (68)$$

Перерізи типу (67) та (68) описують імовірність окремих процесів взаємодії без характеристики енергетичних та кутових розподілів частинок після акту взаємодії. Така інформація описується **диференціальним енергетично-кутовим розподілом** $\sigma_s(E' \rightarrow E, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega})$. Для аксиально-симетричного випадку

$$\sigma_s(E' \rightarrow E, \vec{\Omega}' \rightarrow \vec{\Omega}) = \sigma_s(E' \rightarrow E, (\vec{\Omega}' \cdot \vec{\Omega})) = \sigma_s(E' \rightarrow E, \theta_s) \quad (69)$$

Після інтегрування по E та $\vec{\Omega}$ отримуємо **диференціальний кутовий переріз** $\sigma_s(E', \theta_s)$ та **диференціальний енергетичний переріз** $\sigma_s(E' \rightarrow E)$:

$$\sigma_s(E', \theta_s) = \int_0^{E'} \sigma_s(E' \rightarrow E, \theta_s) dE; \quad (70)$$

$$\sigma_s(E' \rightarrow E) = 2\pi \int_{-1}^1 \sigma_s(E' \rightarrow E, \theta_s) d\mu_s, \quad (71)$$

де $\mu_s = \cos\theta_s$.

В багатьох випадках справедливе представлення

$$\sigma_s(E' \rightarrow E, \theta_s) = \sigma_s(E') g(E' \rightarrow E) f(E', \mu_s). \quad (72)$$

Тут функції g і f характеризують енергетичний і кутовий розподіл (**індикатрису розсіяння**) частинок після процесу розсіяння. Для цих функцій можна записати умови нормування:

$$\begin{aligned} 2\pi \int_0^{E_{\max}} dE \int_{-1}^1 d\mu_s \cdot \sigma_s(E' \rightarrow E, \theta_s) &= \sigma_s(E'), \\ \int_0^{E_{\max}} dE \cdot g(E' \rightarrow E) &= 1, \\ 2\pi \int_{-1}^1 d\mu_s \cdot f(E', \mu_s) &= 1. \end{aligned} \quad (73)$$

Процеси непружного розсіяння можуть супроводжуватися народженням частинок іншого типу. Наприклад, непружне розсіяння нейтронів супроводжується вильотом γ -квантів. При поглинанні частинок можуть утворюватися інші види ІВ, збільшуватися кількість частинок і так далі (розмноження нейтронів в реакціях типу $(n,2n)$, $(n,3n)$, (n,f) і подібних).

Поряд перерізами, що описують взаємодію ІВ з окремими об'єктами (ядрами, атомами, молекулами, електронами) і які позначаються малою грецькою літерою σ , користуються також перерізами, що характеризують взаємодію ІВ з речовиною при проходженні певних відстаней. Подібні перерізи позначаються великою літерою Σ . **Мікроскопічний σ і макроскопічний перерізи Σ** зв'язані між собою через концентрацію атомів (ядер) речовини n_a :

$$\Sigma = n_a \sigma \quad (74)$$

Одиниця виміру макроперерізу – m^{-1} .

Взаємодія γ -квантів з речовиною

Взаємодію γ -квантів з речовиною визначають в основному три процеси:

- Фотоефект.
- Комптонівське (некогерентне) розсіяння.
- Утворення пари електрон-позитрон.

Деякий внесок при малих енергіях (менше 100 кеВ) дає когерентне (пружне) розсіяння. Також, при значних енергіях (більше 6-8 МеВ) можливий внесок від фотоядерних процесів. Якщо знехтувати цими процесами, то повний переріз взаємодії сумою парціальних перерізів трьох вище згаданих процесів:

$$\sigma = \sigma_{\text{фото}} + \sigma_{\text{компт}} + \sigma_{\text{пар}} \quad (75)$$

Макропереріз для γ -квантів традиційно позначають літерою μ і називають **лінійним коефіцієнтом послаблення**. Поряд з лінійним користуються **масовим коефіцієнтом послаблення** $\mu_m = \mu/\rho$, де через ρ позначено густину речовини.

При комптонівському розсіянні фотони можуть розсіюватися під довільними кутами. Диференційний переріз комптонівського розсіяння добре описується формулою Клейна-Нішини-Тамма. Для високоенергетичних фотонів розсіяння відбувається в основному вперед. Із зменшенням енергії розсіяння набуває ізотропного характеру і слабо залежить від кута розсіяння.

Важливою характеристикою розсіяння, яка необхідна для розрахунку енерговиділення у середовищі, є середня відносна втрата енергії фотонів при розсіянні:

$$\frac{E' - E}{E} = \frac{\alpha' - \alpha}{\alpha} = 2\pi \int_{-1}^1 d\mu_s \cdot \frac{\alpha' - \alpha(\theta_s)}{\alpha} \frac{\sigma_{\text{компт}}(\alpha', \theta_s)}{\sigma_{\text{компт}}(\alpha')} \quad (76)$$

Ця величина визначає середню енергію, яка передається комптонівськими електронами середовищу. Для цього використовують термін **перерізу комптонівського поглинання енергії**:

$${}_a \sigma_{\text{компт}}(\alpha') = \frac{\alpha' - \alpha}{\alpha} \sigma_{\text{компт}}(\alpha') \quad (77)$$

Також користуються поняттям **перерізу дійсного комптонівського розсіяння**:

$${}_s \sigma_{\text{компт}} = \sigma_{\text{компт}} - {}_a \sigma_{\text{компт}} \quad (78)$$

Таким чином, якщо врахувати також втрати енергії за рахунок фотоефекту і утворення пар, то можна ввести **переріз переданої енергії**:

$$\sigma_{\text{пер}} = \sigma_{\text{фото}} + \sigma_{\text{пар}} + {}_a \sigma_{\text{компт}} = \sigma - {}_s \sigma_{\text{компт}} \quad (79)$$

і переріз поглиненої енергії

$$\sigma_{\text{погл}} = \sigma_{\text{пер}}(1 - g), \quad (80)$$

де g – доля енергії вторинних частинок, що йде на гальмівне випромінювання.

Цим мікроперерізам можна співставити макровеличини – масові коефіцієнти переданої і поглиненої енергії (рис.):

$$\mu_{tr,m} = \sigma_{nep} \frac{n_a}{\rho}, \quad \mu_{en,m} = \sigma_{нозл} \frac{n_a}{\rho}, \quad (81)$$

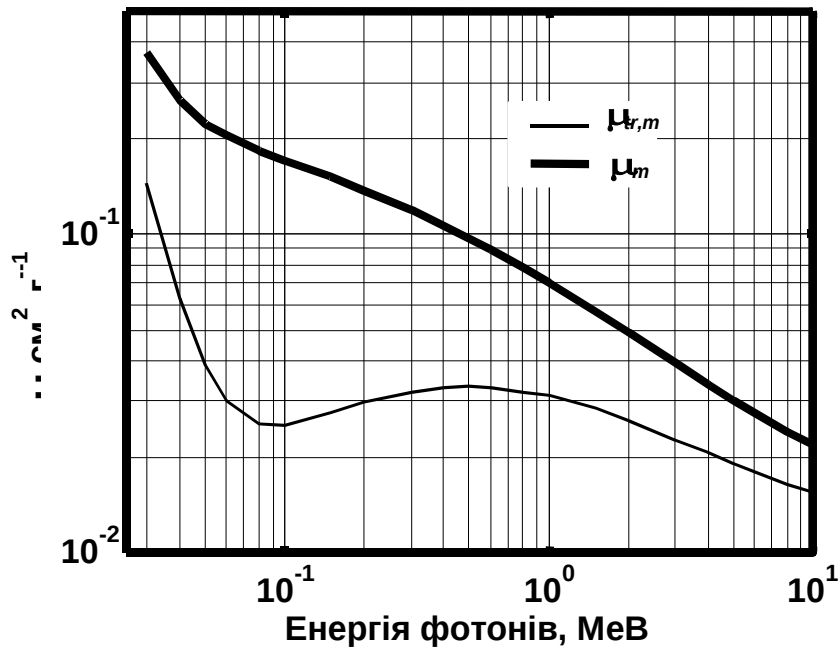


Рис. 18. Енергетична залежність масового коефіцієнта послаблення μ_m і масового коефіцієнта переданої енергії $\mu_{tr,m}$.

Таким чином диференційний енерго-кутовий переріз при розсіянні фотонів:

$$\sigma_s(E' \rightarrow E, \theta_s) = \sigma_{компт}(E' \rightarrow E, \theta_s) + \sigma_{коз}(E', \theta_s) \delta(E' - E) + \frac{1}{2\pi} \sigma_{пар}(E') \delta(E - mc^2) \quad (82)$$

7 НОРМИ РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ

Норми радіаційної безпеки України НРБУ-97 є основним державним документом, що встановлює систему радіаційно-гігієнічних регламентів для забезпечення прийнятних рівнів опромінення як для окремої людини, так і суспільства взагалі. Метою НРБУ-97 є визначення основних вимог до:

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

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

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

В основу НРБУ-97 покладено:

- рекомендації Міжнародної комісії з радіологічного захисту (МКРЗ), видані у 1989-1996 рр.;
- Міжнародні основні норми безпеки для захисту від іонізуючих випромінювань та безпеки джерел випромінювання (МАГАТЕ 1994, 1996, 1997, Серія "Безпека" № 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.

Історичний розвиток нормування дозових лімітів

По тому як розвивалася радіаційна техніка, радіобіологія, вдосконалювався радіаційний захист, ліміти дози опромінення працівників, які працювали з ДІВ, поступово знижувалися (табл.6).

Табл. 6. Динаміка дозових лімітів

Рік	Автор, країна, організація	Ліміт професійного опромінення	Причина чи критерій встановлення
1902	В.Роллінз (Англія)	10 Р/доба	Почорніння фотопластинки
1925	А.Матчеллер (США)	0.2 Р/доба	Променеве враження
1925	Р.Зиверт (Швеція)	0.2 Р/доба	—
1931	Комітет США	0.2 Р/доба	—
1934	МКРЗ	0.2 Р/доба	—
1936	Комітет США	0.1 Р/доба	Методика вимірів
1948	МКРЗ	0.05 Р/доба	Поява джерел жорсткого γ -випромінювання
1953	Мінздрав СРСР	0.05 Р/доба	—
1958	МКРЗ	5 бер/рік	генетична небезпека

1960	ПДУ-60 СРСР	5 бер/рік	—
1969	НРБ-69 СРСР	5 бер/рік	—
1976	МКРЗ	5 бер/рік	ефективна доза, стохастичні ефекти
1990	МКРЗ	2 бер/рік	—

Як видно з табл., з 1958 року на протязі 30 років ліміт дози для професіоналів залишався на рівні 5 бер/рік, однак у 1990 році МКРЗ рекомендувало знизити цей ліміт до 2 бер/рік. Цьому сприяло декілька причин, серед яких можна навести такі:

- Вдосконалення радіаційних технологій, розповсюдження методів оптимізації захисту привело до зниження в більшості випадків експлуатаційних доз опромінення настільки, що існуючий ліміт доз виявився занадто великим.
- Широкого визнання набула доктрина безпорогової дії ІВ по відношенню до стохастичних ефектів.
- В період 1976-90 років були накопичені нові і переглянуті попередні дані по когорті японців, які постраждали внаслідок ядерного бомбардування Хіросими і Нагасаки у 1945 році. Виявилось, що раніше ці дози були завищені у два рази (за рахунок нейтронної компоненти). До того, за останні роки подвоїлися виявлені випадки важких захворювань. Це разом збільшило ризик смертельного захворювання у чотири рази на одиницю дози.

Принципи радіаційної безпеки

Радіаційна безпека та протирадіаційний захист стосовно практичної діяльності будуються з використанням наступних основних принципів:

- будь-яка практична діяльність, що супроводжується опроміненням людей, не повинна здійснюватися, якщо вона не приносить більшої користі опроміненню особам або суспільству в цілому у порівнянні зі шкодою, яку вона завдає (**принцип виправданості**);
- рівні опромінення від усіх значимих видів практичної діяльності не повинні перевищувати встановлені ліміти доз (**принцип неперевищення**);
- рівні індивідуальних доз та(або) кількість опромінюваних осіб по відношенню до кожного джерела випромінювання повинні бути настільки низькими, наскільки це може бути досягнуто з врахуванням економічних та соціальних факторів (**принцип оптимізації**).

Радіаційна безпека та протирадіаційний захист в ситуаціях втручань будуються на наступних основних принципах:

- будь-який контрзахід повинен бути виправданим, тобто отримана користь (для суспільства та особи) від відвернутої цим контрзаходом дози повинна бути більша, ніж сумарний збиток (медичний, економічний,

соціально-психологічний тощо) від втручання, пов'язаного з його проведенням (**принцип виправданості**);

- повинні бути застосовані всі можливі заходи для обмеження індивідуальних доз опромінення на рівні, нижчому за поріг детермінованих радіаційних ефектів, особливо порогів гострих клінічних радіаційних проявів (**принцип неперевищення**);
- форма втручання (контрзахід або комбінація декількох контрзаходів), його масштаби та тривалість повинні вибиратися таким чином, щоб різниця між сумарною користю та сумарним збитком була не тільки додатною, але і максимальною (**принцип оптимізації**).

Основні терміни

Втручання – такий вид людської діяльності, що завжди спрямований на зниження та відвернення некерованого та непередбачуваного опромінення або імовірності опромінення в ситуаціях:

- аварійного опромінення (гострого, короткочасного або хронічного);
- хронічного опромінення від техногенно-підсиленних джерел природного походження.
- інших ситуаціях тимчасового опромінення, визначених регулюючим органом, як таких, що вимагають втручання.

Нормами радіаційної безпеки встановлюються наступні категорії осіб, які зазнають опромінювання :

- **Категорія А (персонал)** – особи, які постійно чи тимчасово працюють безпосередньо з джерелами іонізуючих випромінювань.
- **Категорія Б (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 В** – все населення.

Структура НРБУ-97

Під терміном "**регламенти**" в НРБУ-97 розуміють скорочення від "радіаційно-гігієнічні регламентовані величини". Структура НРБУ-97 складається з опису радіаційно-гігієнічних регламентів 4-х груп:

1. Регламенти щодо обмеження опромінення при практичній діяльності.
2. Регламенти обмеження медичного опромінення.

3. Регламенти аварійного опромінення населення.
4. Регламенти опромінення від техногенно-підсилених джерел природного походження.

Регламенти першої групи

Перша група - регламенти для контролю за практичною діяльністю, метою яких є підтримування опромінення персоналу та населення на прийнятному для індивідууму та суспільства рівні.

До цієї групи входять:

- Ліміти доз.
- Похідні рівні: допустимі рівні; контрольні рівні.

Числові значення лімітів доз встановлюються на рівнях, що виключають можливість виникнення детермінованих 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 А і Б ліміти доз встановлюються в термінах індивідуальної річної ефективної дози зовнішнього та внутрішнього опромінення та еквівалентних доз зовнішнього опромінення (ліміт річної ефективної дози та ліміти еквівалентної дози зовнішнього опромінення). Обмеження опромінення осіб категорії В (населення) здійснюється введенням лімітів річної ефективної та еквівалентних доз у критичній групі осіб категорії В. Останнє означає, що значення річної дози опромінення осіб, які входять в критичну групу, не повинно перевищувати ліміту дози, встановленого для категорії В.

Додатково до ліміту річної ефективної дози встановлюються ліміти річної еквівалентної дози зовнішнього опромінення окремих органів і тканин:

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

Числові значення лімітів доз опромінення для різних категорій наведені в табл.7.

Табл. 7. Ліміти дози опромінення (мЗв·рік⁻¹)

	Категорія осіб, які зазнають опромінювання		
	А ^{а) б)}	Б ^{а)}	В ^{а)}
DL_E (ліміт ефективної дози)	20 ^{б)}	2	1
Ліміти еквівалентної дози зовнішнього опромінення:			
- DL_{lens} (для кришталика ока)	150	15	15
- DL_{skin} (для шкіри)	500	50	50

- DL_{extrim} (для кистей та стіп)	500	50	-
--------------------------------------	-----	----	---

Примітки:

- ^{a)} - розподіл дози опромінення протягом календарного року не регламентується;
^{b)} - для жінок дітородного віку (до 45 років) та вагітних жінок діють обмеження пункту 5.6;
^{в)} - в середньому за будь-які послідовні 5 років, але не більше 50 мЗв за окремий рік (DL_{max}).

При контролі величини річного надходження радіонуклідів і дози зовнішнього опромінення ліміт дози не буде перевищено, якщо **одночасно** виконуються наступні нерівності:

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{E_{ext}}{DL_E} + \sum_i \frac{I_i^{inhal}}{ALI_i^{inhal}} + \sum_i \frac{I_i^{ingest}}{ALI_i^{ingest}} \leq 1 \quad (a) \\ \frac{H_{lens}}{DL_{lens}} \leq 1 \quad (b) \\ \frac{H_{skin}}{DL_{skin}} \leq 1 \quad (c) \\ \frac{H_{extrim}}{DL_{extrim}} \leq 1 \quad (d) \end{array} \right. , \quad (83)$$

де E_{ext} – ефективна доза зовнішнього опромінення; DL_E – ліміт ефективної дози для категорії, що розглядається; I_i^{inhal} – річне інгаляційне надходження i -го радіонукліду; ALI_i^{inhal} – допустиме надходження через органи дихання для i -го радіонукліду та категорії, що розглядається; I_i^{ingest} – річне пероральне надходження i -го радіонукліду; ALI_i^{ingest} – допустиме надходження через органи травлення для i -го радіонукліду та категорії що розглядається; H_{lens} – річна еквівалентна доза зовнішнього опромінення в кришталику ока; DL_{lens} – ліміт еквівалентної дози зовнішнього опромінення кришталика ока; H_{skin} – річна еквівалентна доза зовнішнього опромінення шкіри; DL_{skin} – ліміт еквівалентної дози зовнішнього опромінення шкіри; H_{extrim} – річна еквівалентна доза зовнішнього опромінення кистей та стіп; DL_{extrim} – ліміт еквівалентної дози зовнішнього опромінення кистей та стіп.

Підвищене опромінювання персоналу, що планується – це опромінення персоналу (категорія А) вище встановлених лімітів доз в непередбачуваних ситуаціях при практичній діяльності. Такі непередбачувані ситуації:

- не можуть бути усунені без проведення технологічних операцій, пов'язаних з перевищення лімітів доз;
- потребують термінового усунення;
- можуть призвести до розвитку радіаційної аварії або до значного соціально-економічного збитку.

Обґрунтування підвищеного опромінення персоналу, що планується полягає в тому, що шкода від перевищення лімітів доз у окремих осіб з персоналу буде значно меншою, ніж можлива шкода у випадку розвитку радіаційної аварії.

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

Значення КР повинні бути нижче відповідних допустимих рівнів. Їм повинні відповідати:

- при опроміненні населення – доза критичної групи населення, менше відповідної квоти ліміту дози;
- при опроміненні персоналу – індивідуальні дози, менші відповідних лімітів доз.

Допускається встановлювати КР для окремого радіонукліду та (або) шляху його надходження. Можуть бути введені КР вмісту радіонукліду в окремому продукті харчування або на окремій території. КР регулярно переглядаються (у відповідності з ОСПУ), враховуючи поточний радіаційний стан на об'єкті.

Регламенти другої групи

Друга група – регламенти, що мають за мету обмеження опромінення людини від медичних джерел. До цієї групи входять рекомендовані рівні.

Медичне опромінення – це опромінення пацієнтів, внаслідок медичних обстежень чи лікування та добровольців. Медичне опромінення спрямовано тільки на досягнення очевидної користі для конкретної людини (пацієнта), або суспільства у вигляді отримання необхідної діагностичної, наукової інформації або терапевтичного ефекту.

Враховуючи особливості цього виду практичної діяльності, протирадіаційний захист базується на наступних принципах:

- опромінення повинно бути обґрунтованим і призначеним тільки лікарем для досягнення корисних діагностичних та терапевтичних ефектів, які неможливо 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 детермінованих ефектів в здорових тканинах та в організмі в цілому (***принцип неперевищення***).

При проведенні профілактичного обстеження населення річна ефективна доза не повинна перевищувати 1 мЗв.

Регламенти третьої групи

Третя група – регламенти, що визначають величину дози опромінення населення, яку відвертають внаслідок втручання в умовах радіаційної аварії. До цієї групи регламентів входять:

- рівні втручання;
- рівні дії.

Більш детально про радіаційні аварії, методи їх запобігання та усунення наслідків таких аварій буде розказано пізніше.

Регламенти четвертої групи

Четверта група – регламенти, що визначають величину дози опромінення населення від техногенно-підсилених джерел природного походження, яку відвертають внаслідок втручання. До цієї групи входять:

- рівні обов'язкових дій;
- рівні дії.

Відмінність НРБУ-97 від попередніх норм

У порівнянні з попередніми діючими нормами радіаційної безпеки НРБ-76/87 у НРБУ-97 були введені наступні сучасні концептуальні положення:

- концепція ефективної дози;
- нова система обґрунтування допустимих рівнів з використанням вік-залежних дозиметричних моделей;
- дві групи категорій осіб, які зазнають опромінювання (персонал та населення);
- система чотирьох груп радіаційно-гігієнічних регламентів.

8 РАДІАЦІЙНІ АВАРІЇ, МЕТОДИ ЇХ ЗАПОБІГАННЯ ТА УСУНЕННЯ НАСЛІДКІВ

Види радіаційних аварій

У відповідності з прийнятими у даному документі визначеннями, незапланована подія на будь-якому об'єкті з радіаційною чи радіаційно-ядерною технологією кваліфікується як радіаційна аварія, якщо при виникненні цієї події виконуються дві необхідні і достатні умови:

- (а) втрата регулюючого контролю над джерелом;
- (б) реальне (або потенційне) опромінення людей, пов'язане з втратою регулюючого контролю над джерелом.

Під визначення радіаційної аварії підпадає широкий спектр таких подій, як крадіжки чи втрати поодиноких закритих джерел гамма-випромінювання, неконтрольовані розгерметизації джерел, що містять гамма-, бета- і альфа-випромінювачі, включаючи радіонуклідні нейтронні джерела.

У випадку, якщо подібна аварія виникла з одночасною втратою контролю над ланцюговою ядерною реакцією і виникненням реальної чи потенційної загрози самочинної ланцюгової реакції, то така подія кваліфікується як аварія радіаційно-ядерна. Найчастіше ядерна аварія є і радіаційно-ядерною, але радіаційна аварія на ядерному реакторі не завжди пов'язана з втратою контролю над ланцюговою ядерною реакцією.

Усі радіаційні аварії поділяються на дві групи:

1. Аварії, які не супроводжуються радіоактивним забрудненням виробничих приміщень, проммайданчику об'єкту та навколишнього середовища;
2. Аварії, внаслідок яких відбувається радіоактивне забруднення середовища виробничої діяльності і проживання людей.

У результаті аварії першої групи втрата регулюючого контролю над джерелом може супроводжуватися додатковим зовнішнім рентгенівським, гамма-, бета- і нейтронним опроміненням людини. В принципі, можна собі уявити аварію подібного типу, коли джерелом зовнішнього опромінення є потоки протонів, інших заряджених частинок і ядер (наприклад, при втраті регулюючого контролю над пучком прискорювача).

До аварій другої групи належать:

- аварії на об'єктах, де проводяться роботи з радіоактивними речовинами у відкритому виді, які супроводжуються локальним радіоактивним забрудненням об'єктів виробничого середовища;
- аварії, пов'язані з радіоактивним забрудненням виробничого та навколишнього середовища, викликані проникненням у них радіоактивних речовин внаслідок розгерметизації закритих джерел гамма-, бета- і альфа-випромінювання;
- радіаційні аварії на об'єктах ядерно-енергетичного циклу, експериментальних ядерних реакторах і критичних збірках, а також на складах радіоактивних речовин і на пунктах поховання радіоактивних відходів, де можливі аварійні газоаерозольні викиди та(або) рідинні скиди радіонуклідів в навколишнє середовище.

Класифікація радіаційних аварій за масштабами

Масштаб радіаційної аварії визначається розміром територій, а також чисельністю персоналу і населення, які втягнені до неї. За своїм масштабом радіаційні аварії поділяються на два великих класи: промислові і комунальні.

До класу промислових відносяться такі радіаційні аварії, наслідки яких не поширюються за межі територій виробничих приміщень і промайданчика об'єкту, а аварійного опромінювання може зазнавати лише персонал.

До класу комунальних відносяться радіаційні аварії, наслідки яких не обмежуються приміщеннями об'єкту і його промайданчиком, а поширюються на оточуючі території, де проживає населення. Останнє стає, таким чином, об'єктом реального чи потенційного аварійного опромінювання. У загальному випадку можлива така "чисто комунальна аварія", яка не утягує ні персонал, ні виробниче середовище. Проте, реально подібні сценарії є вкрай рідкими, і нема сенсу вводити їх як окрему класифікаційну категорію.

За масштабом комунальні радіаційні аварії більш детально поділяються на:

- локальні, якщо в зоні аварії проживає населення загальною чисельністю до десяти тисяч чоловік;
- регіональні, при яких в зоні аварії опиняються території декількох населених пунктів, один чи декілька адміністративних районів і навіть областей, а загальна чисельність утягненого в аварію населення перевищує десять тисяч чоловік;
- глобальні – це комунальні радіаційні аварії, в наслідки яких втягується значна частина (чи уся) території країни і її населення. До особливого типу глобальних радіаційних аварій відносяться трансграничні, коли зона аварії поширюється за межі державних кордонів.

Фази аварії

Радіаційні аварії, при яких відсутнє У розвитку комунальних радіаційних аварій виділяють три основних часових фази:

1. рання (гостра) фаза аварії;
2. середня фаза аварії, чи фаза стабілізації;
3. пізня фаза аварії, чи фаза відновлення.

Період ранньої фази включає наступні події:

- газо-аерозольні викиди і рідинні скиди радіоактивного матеріалу із аварійного джерела;
- процеси повітряного переносу і інтенсивної наземної міграції радіонуклідів;
- радіоактивні опади і формування радіоактивного сліду.

Усі види втручань в період ранньої фази аварії носять терміновий характер.

До особливостей середньої фази належать:

- порівняно швидке зниження потужності поглинутої у повітрі дози зовнішнього гамма-випромінювання на місцевості (майже у 10 разів за період тривалістю 1 рік після початку цієї фази);

- переважання над поверхневим кореневого типу забруднення сільськогосподарської продукції (зелені овочі, злакові, ягоди, молоко і м'ясо за рахунок кореневого переходу радіонуклідів у траву пасовищ).

Усі види втручань в період середньої фази аварії, у більшості випадків, відносяться до довгострокових.

Пізня фаза починається через 1-2 роки після початку аварії. Втручання на пізній фазі аварії носять виключно довгостроковий характер.

проникнення радіоактивних речовин за межі промайданчику, але має місце забруднення навколишнього середовища, розвиваються за наступною трьохфазною схемою:

1. рання фаза - фаза проникнення радіоактивних речовин у навколишнє середовище, яка завершується формуванням радіоактивно-забруднених приміщень і територій;
2. середня фаза - період стабілізації радіоактивного забруднення;
3. пізня фаза - період зниження рівнів радіоактивного забруднення (до "фонових") як за рахунок фізичних і екологічних процесів, так і внаслідок контрзаходів.

Умовно можна виділити три фази і для тих радіаційних аварій, які не супроводжуються радіоактивним забрудненням навколишнього середовища (наприклад, втрати і крадіжки закритих джерел альфа- бета-, гамма-випромінювання):

- до ранньої фази відноситься період (момент) встановлення факту радіаційної аварії цього типу і час, необхідний для планування і реалізації термінових контрзаходів;
- середня і пізня фази об'єднують весь період ліквідації наслідків подібної аварії (видалення і знешкодження аварійного джерела, відновлення нормальної життєдіяльності населення і функціонування території).

Період ранньої фази тривалістю від декількох годин до одного-двох місяців після початку аварії має наступні особливості:

- присутність у навколишньому середовищі короткоживучих радіонуклідів, включаючи радіоактивні благородні гази, які обумовлюють високі інтенсивності і градієнти гамма-полів;
- при значних викидах радіоізотопів йоду в ранній фазі аварії виділяється так званий йодний період, на протязі якого існує серйозна загроза надходження інгаляційно і з продуктами харчування в організм людини цих радіонуклідів і, як наслідок, опромінення щитовидної залози осіб з населення, особливо дітей;
- поверхнєве забруднення пасовищ, сінокосів, а також сільськогосподарської продукції.

Середня фаза аварії починається через один-два місяці і завершується через 1-2 роки після її початку. На цій фазі аварії у навколишньому середовищі вже відсутні (через радіоактивний розпад) короткоживучі осколочні радіоізотопи телуру і йоду, $^{140}\text{Ba} + ^{140}\text{La}$, але у формуванні гамма-поля зростає роль $^{95}\text{Zr} + ^{95}\text{Nb}$, ізотопів рутенію і церію, ^{134}Cs , ^{136}Cs і ^{137}Cs .

Основними джерелами внутрішнього опромінення на середній фазі аварії є радіоізотопи цезію (^{134}Cs , ^{136}Cs , ^{137}Cs) і стронцію (^{89}Sr , ^{90}Sr), які надходять з продуктами харчування, що вироблені на радіоактивно-забруднених територіях.

До кінця середньої фази основним джерелом зовнішнього гамма-випромінювання було випадіння ^{134}Cs , ^{137}Cs на ґрунт, а внутрішнього - ^{134}Cs , ^{137}Cs і ^{90}Sr в продуктах харчування.

Пізня фаза починається через 1-2 роки після початку аварії, коли основним джерелом зовнішнього опромінення є ^{137}Cs у випадках на ґрунт, а внутрішнього - ^{137}Cs і ^{90}Sr в продуктах харчування, які виробляються на забруднених цими радіонуклідами територіях. Можливі такі типи комунальних радіаційних аварій, при яких основними джерелами внутрішнього опромінення є, наприклад, тільки ^{90}Sr , чи тритій, чи альфа-випромінювачі (ізотопи плутонію, ^{210}Po , ^{241}Am , ^{226}Ra та ін.).

Персонал в умовах аварії

Аварійний персонал. Дозиметричний контроль

В умовах радіаційної аварії усі роботи виконуються аварійним персоналом, до складу якого входять:

- персонал аварійного об'єкту, а також члени спеціальних, заздалегідь підготовлених аварійних бригад: медичні бригади швидкого реагування, дозиметричні аварійні групи, спеціально підготовлені для робіт в умовах радіаційної аварії пожежні команди, бригади для ремонтно-відновлювальних та будівельних робіт та інші подібні формування.
- особи, залучені до аварійних робіт - залучений персонал, який також має бути заздалегідь навчений та інформований про радіаційну ситуацію в місцях виконання робіт.

До робіт з ліквідації наслідків промислової радіаційної аварії залучається лише основний персонал як з числа робітників об'єкту, так і професійно підготовлені робітники аварійних бригад.

Обмеження опромінення основного персоналу, зайнятого на аварійних роботах, виконується таким чином, щоб не були 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. При цьому залучений персонал має бути забезпечений в однаковій мірі з основним персоналом усіма табельними і спеціальними засобами індивідуального і колективного захисту (спецодяг, засоби захисту органів дихання, зору і відкритих поверхонь шкіри, засоби

дезактивації та ін.), а також системою вимірювання і реєстрації отриманих у ході проведення робіт доз опромінення.

Аварійний персонал повинен постійно інформуватися про вже отримані та можливі (майбутні) дози опромінення і відповідні цим дозам ризику для здоров'я.

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

- здійсненням втручання для запобігання серйозних наслідків для здоров'я людей, які опинилися у зоні аварії;
- зменшенням чисельності осіб, які можуть зазнати аварійного опромінення (запобігання великих колективних доз);
- 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, DL_{max}).

При здійсненні заходів, в яких доза може перевищити максимальний ліміт дози (DL_{max}), особи з числа аварійного персоналу, які виконують ці роботи, повинні бути добровольцями, які пройшли медичне обстеження, причому, кожний з них має бути чітко і всесторонньо проінформований про ризик подібного опромінення для здоров'я, пройти попередню підготовку і дати письмову згоду на участь у подібних роботах.

У 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.

Дози, отримані внаслідок проведення аварійних робіт, не можуть служити підставою для усунення робітників, які брали участь в цих роботах, від продовження (чи початку) такої професійної діяльності, яка пов'язана з виробничим контактом з джерелами іонізуючого випромінювання.

Проте, якщо учасник аварійних робіт отримав дозу більше 500 мЗв, то подальше його професійне опромінення можливе лише після кваліфікованого медичного обстеження і всебічного інформування про можливий ризик для його здоров'я, пов'язаний з роботами у сфері радіаційних технологій.

Аварійні плани

На будь-якому об'єкті, де здійснюється практична діяльність, пов'язана з радіаційно-ядерними технологіями, повинні бути підготовлені плани аварійних заходів. Ці плани погоджуються з органами державного регулювання:

Державною санітарно-епідеміологічною службою Міністерства охорони здоров'я України та Адміністрацією ядерного регулювання Міністерства охорони навколишнього природного середовища та ядерної безпеки України. Аварійні плани є невід'ємною частиною регламенту на проведення робіт, санітарного паспорту та ліцензій.

Відповідальність за підготовку аварійних планів несе керівництво експлуатуючої організації.

При підготовці аварійних планів стосовно кожного об'єкту має бути проведено аналіз аварій та враховано експлуатаційний досвід, який було накопичено для джерел та технологій аналогічного типу.

Має бути встановлено періодичність перевірки аварійних планів регулюючими органами: плани повинні також періодично поновлюватися.

Відповідальними особами з боку експлуатуючих організацій та регулюючих органів повинні бути вжиті всі необхідні заходи для навчання персоналу, який згідно планам бере участь у проведенні аварійних заходів, а також передбачені планові тренування (навчання) цього персоналу за участю представників регулюючих органів.

Планами мають передбачатися періодичні перевірки системи попередження персоналу та населення на випадок виникнення аварії, а також системи інформування державних адміністративних органів (місцевих та центральних) та засобів масової інформації.

Типовий аварійний план повинен містити:

- розподіл обов'язків щодо інформування регулюючих органів, державних адміністративних органів та громадськості;
- розподіл обов'язків та відповідальності щодо ініціювання втручань;
- типові сценарії, в яких розглядаються різні стани аварійного джерела та варіанти розповсюдження зони аварії у приміщеннях та промайданчику об'єкта та за його межами;
- процедури щодо обміну інформацією між аварійним об'єктом та організаціями, персонал яких бере участь в аварійних роботах: пожежні, медичні бригади, органи внутрішніх справ, служби цивільної оборони і т.д.;
- затверджені Міністерством охорони здоров'я України методики проведення індивідуального дозиметричного контролю зовнішнього та внутрішнього опромінення персоналу в умовах аварії;
- методики планування дозозатрат персоналу, який зайнято на ліквідації наслідків аварії;
- затверджені Міністерством охорони здоров'я України методики оцінки масштабів та значимості аварійних викидів та скидів в навколишнє середовище, а також систему оперативного та довготривалого прогнозу дозиметричної обстановки у міру розвитку аварії.

Аварійний план повинен передбачати заходи щодо створення необхідних аварійних запасів, які включають:

- дозиметричну та радіометричну апаратуру та джерела автономного живлення до неї для умов роботи в інтенсивних полях гамма-випромінювання та інтенсивних рівнях радіоактивного забруднення;
- комп'ютеризовані засоби забезпечення індивідуального дозиметричного контролю персоналу, який зайнято на аварійних роботах (засоби автоматизованого збору даних, бази даних, програми розрахунку доз, програми планування дозових навантажень та підвищеного опромінювання персоналу, який зайнято на аварійних роботах, інформаційно-довідкові підсистеми);
- автоматизовані системи аварійного моніторингу, включаючи засоби збору та обробки первинної метеорологічної та дозиметричної інформації, засоби моделювання розповсюдження радіоактивного забруднення в навколишньому середовищі та харчових ланцюгах, засоби розрахунку доз опромінення населення і прогнозування розвитку дозиметричної обстановки;
- транспортні засоби та аварійний резерв паливно-мастильних матеріалів;
- засоби індивідуального та колективного захисту, включаючи спецодяг, респіратори і таке інше;
- засоби фармакологічного протирадіаційного захисту, у тому числі і для йодної профілактики;
- засоби зв'язку та управління;
- обмивочно-дезактиваційні засоби та прилади;
- інші ресурси для проведення аварійних робіт.

В аварійних планах, окрім організаційно-технологічних схем проведення аварійних робіт мають бути визначені:

- офіційні особи, які відповідають за організацію і загальне керівництво роботами;
- особи, які відповідають за проведення індивідуального і колективного дозиметричного контролю;
- особи, які відповідають за медичний контроль, інформування аварійного персоналу і документальне оформлення згоди робітників на участь у аварійних роботах, пов'язаних з підвищенням опроміненням, що планується.

Населення в умовах аварії

При виникненні комунальної радіаційної аварії окрім термінових робіт щодо стабілізації радіаційного стану (включаючи відновлення контролю над джерелом) мають бути одночасно здійснені заходи, спрямовані на:

- зведення до мінімуму кількості осіб з населення, які зазнають аварійного опромінення;
- запобігання чи зниження індивідуальних і колективних доз опромінення населення;
- запобігання чи зниження рівнів радіоактивного забруднення продуктів харчування, питної води, сільськогосподарської сировини і сільгоспугідь, об'єктів довкілля (повітря, води, ґрунту, рослинного покриву тощо), а також будівель і споруд.

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 соціально-побутового, господарського і культурного функціонування територій.

При плануванні і реалізації втручань, спрямованих на мінімізацію доз і чисельності осіб з населення, які потрапили у сферу дії аварійного опромінення, слід керуватися трьома головними принципами протирадіаційного захисту в умовах радіаційної аварії:

1. будь-який контрзахід повинен бути виправданим, тобто отримана користь (для суспільства та особи) від відвернутої цим контрзаходом дози повинна бути більша, ніж сумарний збиток (медичний, економічний, соціально-психологічний тощо) від втручання, пов'язаного з його проведенням (**принцип виправданості**);
2. повинні бути застосовані всі можливі заходи для обмеження індивідуальних доз опромінення на рівні, нижчому за поріг детермінованих радіаційних ефектів, особливо порогів гострих клінічних радіаційних проявів (**принцип неперевищення**);
3. форма втручання (контрзахід або комбінація декількох контрзаходів), його масштаби та тривалість повинні вибиратися таким чином, щоб різниця між сумарною користю та сумарним збитком була не тільки додатною, але і максимальною (**принцип оптимізації**).

Види контрзаходів

Усі захисні контрзаходи, які застосовуються в умовах радіаційної аварії поділяються на прямі і непрямі.

До прямих відносяться контрзаходи, реалізація яких призводить до запобігання чи зниження індивідуальних та(або) колективних доз аварійного опромінення населення.

До непрямих відносяться усі види контрзаходів, які не відвертають індивідуальні та колективні дози опромінення населення, але зменшують (компенсують) величину збитку для здоров'я, пов'язаного з цим аварійним опроміненням. До непрямих контрзаходів, зокрема, належать ті, які спрямовані на підвищення якості життя населення, яке зазнало аварійного опромінення:

введення соціально-економічних і медичних пільг і грошових компенсацій, покращення якості харчування та інші.

У залежності від масштабів і фаз радіаційної аварії, а також від рівнів прогнозних аварійних доз опромінення контрзаходи умовно поділяються на термінові, невідкладні і довгострокові.

Термінові контрзаходи

До термінових відносяться такі контрзаходи, проведення яких має за мету відвернення таких рівнів доз гострого та (або) хронічного опромінення осіб з населення, які створюють загрозу виникнення радіаційних ефектів, що виявляються клінічно.

Термін "терміновий" має на увазі не тільки безумовну виправданість втручань, що розглядаються, але й те, що будь-які затримки з рішенням та проведенням контрзаходів цього типу створюють загрозу важких радіаційних уражень для охопленого аварією населення. У цьому розумінні "термінові втручання" вимагають набагато більш швидкого реагування, ніж навіть ті, які визначені як "невідкладні".

Згідно із значеннями прогнозованих поглинених доз при гострому опроміненні (табл.8) та річних еквівалентних доз при хронічному опроміненні (табл.9), рівні безумовно виправданих термінових втручань побудовані так, щоб запобігти виникненню прямих клінічних проявів радіаційного ураження всього тіла та окремих органів та тканин.

Проведення безумовно виправданих термінових втручань є також тим винятковим випадком, коли дозволяється підвищене опромінення, що планується для аварійного персоналу, який виконує роботи, пов'язані з контрзаходами подібного типу.

Табл. 8. Рівні безумовно виправданого термінового втручання при гострому опроміненні

Орган або тканина	Прогнозована поглинена доза в органі чи тканині за період, не менше 2-х діб, Гр
Все тіло (кістковий мозок) ¹	1
Легені	6
Шкіра	3
Щитовидна залоза	5
Кришталік ока	2
Гонади	2
Плід	0,1

¹ Як правило застосовується при зовнішньому опромінюванні.

Табл. 9. Рівні річної еквівалентної дози хронічного опромінення органів та тканин, яку відвертають при яких термінове втручання безумовно виправдане

Орган або тканина	Річна еквівалентна доза, Зв·рік ⁻¹
Гонади	0,2
Кришталік ока	0,1

Кістковий мозок	0,4

Невідкладні контрзаходи

Контрзаходи кваліфікуються як невідкладні, якщо їх реалізація спрямована на відвернення детермінованих ефектів.

Основними та найбільш ефективними невідкладними контрзаходами на початковій фазі аварії є: укриття, евакуація, йодна профілактика та обмеження перебування осіб з населення на відкритому повітрі (табл.10).

Крім цих основних контрзаходів (для яких вводяться рівні виправданості та безумовної виправданості) на цій фазі аварії застосовуються ціла низка допоміжних контрзаходів, доцільність введення яких розглядається у кожному конкретному випадку, але для яких рівні втручання не вводяться. До подібних допоміжних контрзаходів відносяться:

- заходи пилоподавлення;
- часте миття доріг з твердим покриттям;
- запобігання пиленню узбіччя доріг та спеціальні обмеження для автотранспорту щодо з'їзду на узбіччя;
- спеціальний режим роботи шкіл, дитячих садків, ясел;
- зміна режиму роботи лікувально-оздоровчих закладів;
- переведення великої рогатої худоби з пасовищного на стійлове утримання;
- обмеження лісокористування, заборона полювання та рибної ловлі у місцевих водоймах;
- інші контрзаходи.

Основні невідкладні контрзаходи, маючи високу ефективність за величиною дози опромінення, яку відвертають є, у той же час, досить дискомфортними для населення та дорого коштують, а також вимагають значних організаційних зусиль для своєї реалізації. В табл.10 приведені нижні межі виправданості та рівні безумовної виправданості введення основних невідкладних контрзаходів.

У відповідності з принципами виправданості і оптимізації контрзаходів межі виправданості та рівні безумовної виправданості для основних контрзаходів трактуються наступним чином:

- укриття населення в будинках чи спеціальних спорудах (в основному, цегляних, бетонних, товстостінних) має за мету запобігання передусім дозам зовнішнього опромінення, а при відповідній герметизації - і внутрішнього опромінення, пов'язаного з інгаляційним надходженням радіоїоду, а також осадженням газоаерозолів на відкритих ділянках шкіри. При цьому, якщо доза, яку відвертають при такій акції на все тіло, щитовидну залозу та шкіру виявиться меншою за 5 мЗв, 50 мГр та 100 мГр, відповідно, то особа, яка

відповідає за прийняття рішення про проведення укриття населення, має всі підстави відмовитися від введення цього досить дискомфортного заходу. З іншої сторони, якщо дозиметричні розрахунки показують, що укриття може забезпечити відвернення доз на все тіло, щитовидну залозу та шкіру, що досягають (і навіть перевищують) 50 мЗв, 300 мГр і 500 мГр, відповідно, то введення такого контрзаходу не тільки доцільне, але і, чим швидше його буде застосовано, тим більшого ефекту можна буде досягти.

Табл. 10. Нижні межі виправданості та рівні безумовної виправданості для невідкладних контрзаходів

Контрзахід	Доза, яку відвертають за перші 2 тижні після аварії					
	Нижні межі виправданості			Рівні безумовної виправданості		
	мЗв	мГр		мЗв	мГр	
	На все тіло	На щитовидну залозу	На шкіру	На все тіло	На щитовидну залозу	На шкіру
Укриття	5	50	100	50	300	500
Евакуація	50	300	500	500	1000	3000
Йодна профілактика						
діти	-	50 ¹	-	-	200 ¹	-
дорослі	-	200 ¹	-	-	500 ¹	-
Обмеження перебування на відкритому повітрі						
діти	1	20	50	10	100	300
дорослі	2	100	200	20	300	1000

¹ Очікувана доза при внутрішньому опроміненні радіоізотопами йоду, що надходять до організму протягом перших двох тижнів після початку аварії.

- Евакуація пов'язана з терміновим переміщенням населення із зони аварії на, звичайно, обмежений строк і є однією з таких акцій, які найбільш дорого коштують, дискомфортні та організаційно важкі. Для введення цього контрзаходу необхідне виключно серйозне та коректне дозиметричне обґрунтування. Про це свідчать числові значення нижчих меж виправданості та рівнів безумовної виправданості, які в 3-10 разів вищі ніж відповідні межі та рівні для укриття населення. На практиці, якщо дози не досягають рівнів безумовної виправданості, рішення про евакуацію може бути прийнято з використанням будь-якого значення дози, яку відвертають, але при виконанні трьох умов:

- обраний виправданий рівень – більше нижчої межі виправданості;
- цей рівень встановлено внаслідок оптимізаційної процедури зважування користі та збитку, пов'язаного з евакуацією;
- при проведенні оптимізаційної процедури повинно бути враховано: кількість людей, які евакуюються, наявність транспортних засобів, підготовленість місць розміщення евакуйованих, відстань та стан

шляхів, можливість перевезення необхідного майна, нарешті, моральна та психологічна прийнятність самої евакуації для населення, яке захищається та економічні витрати, що її супроводжують.

Перераховані вище труднощі проведення евакуації повинні бути проігноровані, якщо шляхом евакуації відвертаються дози, відповідні рівням безумовної виправданості (тим більше вищі за ці рівні). Хоча евакуація розглядається як тимчасовий захід, але якщо дозиметричний прогноз показує, що реевакуація людей буде супроводжуватися опроміненням в дозах, що перевищують рівні прийнятності (п.п. 7.30, 7.48), навіть при застосуванні інших (довгострокових) контрзаходів, необхідно розглянути питання про доцільність переселення евакуйованих людей.

- Відвернення дози внутрішнього опромінення щитовидної залози шляхом масового прийому препаратів стабільного йоду (йодна профілактика) - виключно ефективний, організаційно не дуже складний і відносно не дорогий контрзахід. Проте потрібно брати до уваги, що ефективність йодної профілактики значно знижується, якщо прийом стабільного йоду затримано навіть на декілька годин після початку надходження радіоізотопів йоду в організм. Різниця в 2.5 - 4 рази між рівнями невідкладного втручання для цього контрзаходу стосовно дитячої та дорослої частин населення пов'язано з тим, що, по-перше, дози на одиницю надходження у дітей в декілька разів вищі, ніж у дорослих, а, по-друге, ризик радіаційно обумовлених раків щитовидної залози у дітей на одиницю дози приблизно у два рази вищий, ніж у дорослих.
- Важливим та відносно доступним є такий невідкладний захід, як обмеження перебування населення на відкритому повітрі. Для організованих дитячих колективів цей контрзахід реалізується шляхом збільшення тривалості "подовженого дня" у школах, скороченням чи виключенням прогулянок, для дорослих, робота яких пов'язана з перебуванням на відкритому повітрі, змінюється режим роботи. Цей контрзахід приблизно в два рази менш ефективний з точки зору дози, яку відвертають ніж, наприклад, укриття. Тому межі виправданості та рівні втручання для нього мають значення, відповідно, у 2-5 разів нижчі.

Довгострокові контрзаходи

До довгострокових належать контрзаходи, спрямовані на відвернення доз як правило хронічного опромінення, значення яких знаходяться нижче порогів індукування детермінованих ефектів.

Довгострокові контрзаходи (тимчасове відселення, постійне переселення, дезактивація території і радіоактивно-забруднених будівель та споруд, обмеження вживання радіоактивно-забрудненої води і продуктів харчування на досить тривалий час, сільськогосподарські та інші контрзаходи, включаючи індустріально-технічні) проводяться в умовах, коли:

- дані радіаційного моніторингу дозволяють зробити досить надійний прогноз розвитку ситуації;

- організації, які відповідають за проведення довгострокових контрзаходів, мають для цього достатньо ресурсів (матеріально-технічних, транспортних, запасів продовольства та ін.);
- процедура оптимізації показує і виправданість, і необхідність такої акції, тобто користь від дози, яку відвертають довгостроковим контрзаходом, перевищує збиток, яким подібне втручання супроводжується;
- є досить надійна науково-технічна експертиза ефективності довгострокових контрзаходів, які плануються.

При формуванні рішення про проведення довгострокових контрзаходів стосовно кожної конкретної аварійної ситуації в процедурі оптимізації мають бути враховані:

- масштаб аварії;
- кількість населених пунктів і загальна чисельність жителів в них, до яких планується застосування таких довгострокових контрзаходів, як тимчасове відселення чи постійне переселення;
- наявність необхідних для реалізації довгострокового контрзаходу ресурсів;
- площа угідь, на яких передбачається здійснити сільськогосподарські контрзаходи;
- стан транспортних комунікацій і засобів перевезення людей (чи підвозу продуктів, фуражу і техніки);
- інші фактори, які визначають можливість проведення відповідних контрзаходів.

Втручання слід вважати безумовно виправданим, якщо довгостроковим контрзаходом відвертають таку прогнозу дозу, яка перевищує значення рівнів, наведених у табл.11 (або пов'язаних з ними рівнів дії).

Табл. 11. Нижні межі виправданості, безумовно виправдані рівні втручання і рівні дії для прийняття рішення про переселення

Критерії для прийняття рішення	Нижні межі виправданості	Безумовно виправдані рівні втручання і рівні дії
Доза, яку відвертають за період переселення, Зв	0,2	1
Доза, яку відвертають за перші 12 місяців після аварії, Зв	0,05	0,5
Щільність радіоактивного забруднення території тривалоіснуючими радіонуклідами, кБк·м ⁻² : <ul style="list-style-type: none"> • ¹³⁷Cs • ⁹⁰Sr • α-випромінювачі (^{238,239,240}Pu, ²⁴¹Am та інші) 	400 80 0,5	4000 400 4
Потужність дози гамма-випромінювання в повітрі на відкритій радіоактивно-забрудненій місцевості,		

нГр·сек ⁻¹ :		
• мононуклідне забруднення ¹³⁷ Cs	0,3	3
• забруднення свіжою сумішшю уламків поділу (15-ий день після початку аварійних випадінь)	5	50

Значення безумовно виправданих рівнів дії, які виражені в термінах щільності випадіння ¹³⁷Cs, ⁹⁰Sr і α -випромінювачів, розраховані так, що вони відповідають дозі 1 Зв, яка може бути відвернута за період переселення, і містять коефіцієнт запасу від 2 до 10 за внутрішнім опроміненням. Цей коефіцієнт введений через варіабельність узагальнених коефіцієнтів переходу із ґрунту в місцевий раціон, а також у зв'язку з коливаннями коефіцієнтів вітрового підйому трансуранових елементів.

Значення такого рівня дії, як потужність дози зовнішнього опромінення в повітрі суттєво залежить від радіонуклідного складу випадінь. Рівні дії, наведені в табл., відповідають осколочній реакторній суміші випадінь чорнобильського типу. Проте, у випадку значної сепарації в сторону зростання частки тривалоіснуючих гамма-випромінювачів, ці рівні мають бути знижені (крайній випадок – забруднення території одним лише ¹³⁷Cs). Якщо має місце збідніння суміші тривалоіснуючих гамма-випромінювачами, то, навпаки, значення рівнів дії зростають. В силу цього необхідно попереднє ретельне вивчення радіонуклідного складу забруднення території. Тільки після такого уточнення можна використовувати рівень дії, який виражається в одиницях потужності поглинутої дози гамма-випромінювання в повітрі.

Відносно малі значення нижніх меж виправданості втручання і дії для постійного переселення, наведені в другому стовпчику табл., пов'язані з тим, що для аварій локального типу, в які залучається невелика кількість жителів (з одного-двох будинків, частини чи одного-двох населених пунктів) переселення може виявитися економічно, організаційно і психологічно одним з найбільш прийнятних контрзаходів, збиток від якого виявиться менше, ніж отримана користь від відвернення навіть не дуже великої дози.

Цілком очевидно, що при регіональних і глобальних аваріях, коли розглядається питання про переселення тисяч сімей, створення для них в місцях переселення нової соціальної інфраструктури, нових робочих місць, будівництва будинків, шкіл тощо, застосування оптимізаційної процедури приведе до значення виправданого рівня набагато більшого, ніж нижня межа виправданості.

Тимчасове відселення і евакуація передбачають переміщення людей із зони аварії на деякий обмежений час. Проте, евакуація здійснюється в режимі екстреного контрзаходу на ранній фазі аварії, тоді як тимчасове переселення проводиться лише після детального вивчення радіаційної обстановки (звичайно середня і навіть пізня фази).

Застосування такого втручання як тимчасове відселення (табл.12) вимагає поєднання ряду наступних особливостей і умов, які впливають із прогнозу динаміки розвитку радіаційної обстановки:

- відносно високий темп прогнозованого покращання радіаційної обстановки через відсутність у складі радіоактивного забруднення території таких тривалоіснуючих радіонуклідів як ^{60}Co , $^{134,137}\text{Cs}$, ^{90}Sr , ^{226}Ra , ^{210}Po , ізотопи плутонію, ^{241}Am та ін.;
- радіоактивне забруднення території будівель і споруд навіть тривалоіснуючими радіонуклідами носить досить локальний характер, так що за період тимчасового відселення виявиться можливим і виправданим здійснити ефективні дезактиваційні роботи, після чого можна повернути населення на попереднє місце проживання.

Вилучення, заміна чи обмеження вживання радіоактивно-забруднених продуктів харчування, будучи важливим довгостроковим контрзаходом, одночасно потребує для своєї реалізації значних ресурсних і економічних затрат. Тому в інтервалі значень між нижньою межею виправданості і безумовно виправданим рівнем втручання (табл.13) необхідно кожний раз проводити процедуру оптимізації. Причому треба мати на увазі, що можливості заміни важливих компонентів раціону (м'яса, молока, картоплі, хліба та ін.) звичайно далеко не безмежні.

Заборона чи обмеження споживання продуктів харчування місцевого виробництва вводиться на ранній, середній і, частково на пізній фазах аварії. Проте, застосування значень рівнів дії, вказаних у табл.13, потребує постійного застосування процедури зважування “користь–збиток”, оскільки не виключені ситуації, коли при вкрай обмежених можливостях підвозу чистих продуктів харчування, заборона чи обмеження споживання місцевих продовольчих ресурсів може визвати пряму загрозу голоду. При цьому наслідки для здоров'я людей гострого дефіциту продуктів можуть виявитися набагато тяжчими, ніж ті, які пов'язані з радіаційним фактором.

Табл. 12. Нижні межі виправданості і безумовно виправдані рівні втручання і дії для прийняття рішення про тимчасове відселення

Критерії для прийняття рішення	Нижні межі виправданості	Безумовно виправдані рівні втручання і рівні дії
Сумарна доза, яку відвертають за період тимчасового відселення ¹ , Зв	0,1	1
Середньомісячна доза на протязі періоду тимчасового відселення ¹ , мЗв·місяць ⁻¹	5	30
Потужність поглинутої дози гамма-випромінювання в повітрі на відкритій радіоактивно-забрудненій місцевості, нГр·сек ⁻¹	3	30

¹ При виконанні умови відносно високого темпу прогнозованого покращання радіаційної обстановки через відсутність у складі радіоактивного забруднення території такими тривалоіснуючими радіонуклідами як ^{60}Co , $^{134,137}\text{Cs}$, ^{90}Sr , ^{226}Ra , ^{210}Po , ізотопи плутонію, ^{241}Am та інші.

Табл. 13. Нижні межі виправданості і безумовно виправдані рівні втручання і дії для прийняття рішення про вилучення, заміну і обмеження вживання радіоактивно-забруднених продуктів харчування

Критерії для прийняття рішення	Нижні межі	Безумовно
--------------------------------	------------	-----------

	виправданості	виправдані рівні втручання і рівні дії
Доза внутрішнього опромінення, яку відвертають за рахунок вживання радіоактивно-забруднених продуктів харчування, мЗв	5	30
• за перший післяаварійний рік	1	30
• за другий і наступні роки після аварії	1	5
Радіоактивне забруднення молока ² , кБк·л ⁻¹		
• ¹³¹ I для дорослих	0,4	1
• ¹³¹ I для дітей	0,1	0,2
• ^{134,137} Cs	0,1	0,4
• ⁹⁰ Sr для дорослих	0,02	0,2
• ⁹⁰ Sr для дітей	0,005	0,05

¹ Рішення про обмеження чи про повне вилучення (або заміну) окремих продуктів харчування є об'єктом оптимізації.

² Для інших, немолочних продуктів харчування, рівні дії вдвоє вищі.

Для таких довгострокових контрзаходів, як дезактивація територій, будівель та споруд, сільськогосподарські протирадіаційні заходи (залуження, вапнування ґрунтів, спеціальні норми внесення добрив, глибоке переорювання, застосування спеціальних хімічних речовин типу берлінської блакиті, зміна структури землекористування або технології вирощування м'ясо-молочної худоби і таке інше) не вводяться ні межі виправданості, ні безумовні рівні втручання. Рішення про проведення подібних контрзаходів приймаються кожного разу на основі процедури зважування "користь–збиток".

Втручання

Основою рішення про доцільність (недоцільність) проведення того чи іншого контрзаходу є оцінка і порівняння збитку, завданого втручанням, викликаним даним контрзаходом, з користю для здоров'я, за рахунок дози, відвернутої цим втручанням.

Кількісними критеріями, які забезпечують виконання цих вимог, є регламенти третьої групи НРБУ-97: рівні втручання і 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 і виражаються в термінах таких показників радіаційної ситуації, які можуть бути виміряні: потужність експозиційної чи поглинутої дози в повітрі на відкритій місцевості, об'ємна активність радіонуклідів в повітрі, концентрації їх в продуктах харчування, щільність випадіння радіонуклідів на ґрунт та ін.

При реалізації контрзаходу, як правило, відвертають не всю дозу від даного аварійного джерела, а деяку її частину, так що завжди зберігається залишковий (невідвернутий) рівень дози. В процедурі оптимізації залишковий рівень

повинен відповідати деякій дозі опромінення, запобігання якої даним контрзаходом неприйнятне через різке зростання збитку.

Величина дози, яку відвертають визначена рівнем втручання відповідає дозі, усередненій для всієї популяції, яка опромінюється внаслідок радіаційної аварії (але не дозі найбільш опромінених осіб). Поняття “критична група” не використовується в системі рівнів втручання і рівнів дії. Проте, величина прогнозованої дози для найбільш опромінених осіб з населення не повинна перевищувати таких значень, при яких можливі гострі клінічні прояви радіаційних уражень (табл.10).

Виправданість втручання

У відповідності з принципами виправданості і оптимізації контрзаходів будь-яке втручання, пов’язане з цими контрзаходами, може бути кваліфіковано як:

- не виправдане;
- виправдане,
- безумовно виправдане.

Втручання є не виправданим, якщо величина дози, яку відвертають внаслідок такого втручання менше деякого мінімального рівня, який визначено як найнижча межа виправданості. Межі виправданості відповідає така величина дози, яку відвертають, при якій користь для здоров’я від контрзаходу, що вводиться практично рівна величині збитку, що завдається цим втручанням.

Усі рішення щодо доцільності чи недоцільності проведення того чи іншого контрзаходу базуються на порівнянні величин дози, яку відвертають даним контрзаходом з відповідним значенням межі виправданості. Через те, що на практиці подібні порівняння у більшості випадків повинні проводитись 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 дози, яку відвертають при цьому 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 відвертають дозу, що приводить до загрози виникнення гострих клінічних проявів променевого ураження: променева хвороба, променеві опіки шкіри, радіаційні тиреоїди та ін. В таблицях Додатку 6 наведено значення рівнів безумовного термінового втручання при гострому і хронічному опроміненні.

Між найнижчою межею виправданості втручання (дії) з одного боку, і рівнями безумовного виправданого втручання - з іншого, знаходиться область таких значень доз, які відвертають при яких введення контрзаходу потребує процедури оптимізації. Хоча всі ці контрзаходи, що попадають у вказану область, виправдані, оптимізаційна процедура, яка передуює рішенню про їх

проведення (чи непроведення) є важливим і абсолютно необхідним кроком, який включає врахування усіх видів збитку при різних видах контрзаходів.

Рівні втручання та рівні дії для термінових і невідкладних контрзаходів

До термінових і невідкладних контрзаходів гострої фази аварії відносяться:

- укриття населення;
- обмеження режиму поведінки (обмеження часу перебування на відкритому повітрі);
- евакуація;
- фармакологічна профілактика опромінення щитовидної залози радіоактивними ізотопами йоду з допомогою препаратів стабільного йоду (йодна профілактика);
- тимчасова заборона вживання окремих продуктів харчування місцевого виробництва і використання води з місцевих джерел.

Значення рівнів втручання та (або) рівнів дії для різних типів невідкладних контрзаходів наведені в табл.10.

Рішення щодо проведення термінових і невідкладних захисних контрзаходів повинні прийматися не лише з урахуванням поточного стану радіаційної ситуації, але, у першу чергу, базуватися на прогнозі її розвитку у зв'язку з очікуваними аварійними викидами і скидами, а також з використанням гідрометеорологічних прогнозів.

Основні організаційні і технологічні характеристики, а також перелік і розміри ресурсів, необхідних для проведення термінових і невідкладних втручань (включаючи укриття, евакуацію і йодну профілактику) повинні бути визначені у відповідних аварійних планах. Такі плани повинні бути заздалегідь підготовлені для сценаріїв гіпотетичних комунальних аварій різного масштабу. Плани повинні містити також значення рівнів втручання і дій, встановлені НРБУ-97 (і Додатками до нього). В аварійні плани слід також включити значення рівнів дії для таких контрзаходів, як вилучення і заміна різних продуктів харчування і питної води.

Рівні втручання і рівні дії для довгострокових контрзаходів

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

- тимчасове відселення;
- переселення (на постійне місце проживання);
- обмеження вживання радіоактивно забруднених води і продуктів харчування;
- дезактивація територій;

- різноманітні сільськогосподарські контрзаходи;
- інші контрзаходи (гідрологічні, включаючи протиповеневі, обмеження, пов'язані з лісокористуванням, полюванням, рибною ловлею та ін.).

Сільськогосподарські, гідротехнічні та інші індустріально-технічні контрзаходи розглядаються, як правило, після закінчення інтенсивного аварійного радіоактивного забруднення території, включаючи водойми, з урахуванням результатів детального моніторингу.

В аварійних планах повинні бути передбачені і детально визначені усі умови для такого втручання, як тимчасове відселення (і повернення) людей, включаючи:

- рівень втручання для подібного протирадіаційного заходу;
- умови відселення людей, включаючи необхідні транспортні ресурси, місця розміщення людей на період тимчасового відселення;
- система інформування населення про тривалість відселення і передбачуваний час їхнього повернення;
- система охорони їх власності;
- система компенсацій збитку, що завдається внаслідок тимчасового відселення;
- вимоги до структури і обсягу радіаційно-дозиметричних даних, необхідних для прийняття рішення про тимчасове відселення.

Та частина аварійного плану, яка розглядає можливості і умови постійного переселення людей, повинна включати головні умови постійного переселення:

- числові значення рівнів втручання (величини доз, що відвертаються постійним переселенням);
- максимальну тривалість тимчасового відселення, перевищення якої робить доцільним переселення людей на постійне місце проживання;
- систему обов'язкового інформування і консультацій з людьми та(або) місцевими органами влади того населеного пункту, жителів якого планується переселити;
- комплекс гарантій, відносно компенсації матеріального і соціально-психологічного збитку, пов'язаного з переселенням;
- вимоги до структури і обсягу радіаційно-дозиметричних даних, необхідних для прийняття рішення про переселення.

Необхідно вжити всі заходи для отримання оцінок доз опромінення, якого зазнали особи з населення, за період до проведення втручання, а також оцінок доз прогнозного опромінення, якщо прийнято рішення про відмову від будь-якого довгострокового контрзаходу. Результати цих оцінок мають бути загальнодоступні.

Оцінки доз повинні базуватися на результатах усієї доступної інформації і постійно уточнюватися у міру отримання нових, більш точних та(або) повних даних моніторингу.

Припинення втручання

Будь-який довгостроковий контрзахід повинен бути призупинений, коли оцінки доз показують, що подальше його продовження невиправдане, оскільки величина залишкового рівня дози, що не відвертається виявляється нижче прийнятного.

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

- 1 мЗв за рік для хронічного опромінення тривалістю більше 10 років;
- 5 мЗв сумарно за перші два роки;
- 15 мЗв сумарно за перші 10 років.

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

ЛИТЕРАТУРА

1. Голутвина М.М., Абрамов Ю.В. Контроль за поступлением радиоактивных веществ в организм человека и их содержанием. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 176 с.
2. Защита от ионизирующих излучений. Т.1. Физические основы защиты от излучений / Под ред. Гусева Н.Г.-М.:Энергоатомиздат,1989.
3. Защита от ионизирующих излучений. Т.2. Защита от излучений ядерно-технических установок / Под ред. Гусева Н.Г.-М.: Энергоатомиздат,1990.
4. Машкович В.П. Защита от ионизирующих излучений. – М.: Энергоатомиздат, 1982.
5. Кимель Л.Р., Машкович В.П. Защита от ионизирующих излучений. -М.:Атомиздат,1972.
6. Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. – М.: Энергоатомиздат, 1991. – 352 с.
7. Иванов В.И., Машкович В.П. Сборник задач по дозиметрии и защите от ионизирующих излучений. -М.:Атомиздат,1980.
8. Гольдштейн Г. Основы защиты реакторов. – М: Госатомиздат, 1961.
9. Гольдштейн Г., Уилкинс. Расчеты прохождения γ -излучения через вещество. В кн.: Защита транспортных установок с ядерными двигателями. – М.: Иностран. Лит-ра, 1961.