

Г.В. Васильєва, О.О. Парлаг, В.А. Пилипченко

ОСНОВИ РАДІАЦІЙНОЇ ФІЗИКИ ТА ДОЗИМЕТРІЇ

Методпосібник до лабораторних робіт

Ужгород - 2016

ВСТУП

Метою курсу “Основи радіаційної фізики та дозиметрії” є вивчення процесів, що відбуваються у речовині при проходженні через неї іонізуючих випромінювань (ІВ): швидких заряджених частинок, гамма-випромінювання, нейтронів; впливу іонізуючого випромінювання на властивості матеріалів, компонентів та схем сучасної електроніки; дії на живі організми (біологічної дії), основ дозиметрії та захисту від іонізуючого випромінювання.

Мета проведення лабораторних занять. Ознайомити студентів з основними методами розрахунку та вимірювання доз радіації, типовими приладами та установками.

У методозробку включено тексти **10** робіт. В основу перших 3 робіт покладені тексти підготовлені раніше доцентом кафедри ядерної фізики В.А. Удодом, роботи 8 та 9 написані на основі праць доцента кафедри ядерної фізики І.В. Соколюка. Ідея випуску методпосібника належала доценту кафедри ядерної фізики В.А.Пилипченку. Методпосібник є результатом його невтомної праці, творчих пошуків і бажання в якомога більшому обсязі передати свої знання студентам.

Розвиток навиків проведення експерименту в галузі радіаційної фізики та дозиметрії, методів опрацювання результатів вимірювань, поглиблення розуміння суті фізичних явищ є важливим у теперішній непростий час модернізації ядерної зброї, широких можливостей для реактивів, відновлення або початку бойових дій у різних куточках Землі. Моніторинг техногенного впливу людини на довкілля, оцінювання степені і небезпечності радіоактивних забруднень як під час практичної діяльності так і внаслідок аварійних ситуацій, підвищення безпеки атомної енергетики та розробка альтернативних видів енергії – ось лише деякі із завдань, що стоятимуть перед студентами-випускниками фізичного факультету. Даний методпосібник, як ми сподіваємось, допоможе у вирішенні хоча б частини із перелічених завдань.

Методпосібник виданий за фінансової підтримки Ю.В. Пилипченка.

Технічний редактор: С.І.Тополянський.

Рецензент д.фіз-мат.наук, ст.н.с.: Ю.М.Ажнюк

Пропозиція до плану видання у 2012 р. Обсяг 55-70 стор.22 січня 2012 р. Затверджено на засіданні методичної комісії фізичного факультету. Протокол №5 від 14 січня 2013 р.

- © Васильєва Г.В.
- © Пилипченко В.А.
- © Парлаг О.О.

Зміст

1. Вступ	
2. Короткі теоретичні відомості. Основні визначення і величини, які використовуються в радіаційній фізиці та дозиметрії	4
3. Лабораторна робота №1. Розрахунок доз і необхідної кратності послаблення потоку випромінювання	13
4. Лабораторна робота №2. Вивчення радіаційних умов з допомогою дозиметра ДРГЗ	18
5. Лабораторна робота №3. Дозиметрія випромінювання з допомогою комплексу ИФКУ	22
6. Лабораторна робота №4. Спостереження природної радіоактивності речовин. Випромінювання природного ^{40}K	26
7. Лабораторна робота №5. Відбір та готування проб. Вимірювання гамма- та бета-активності проб	31
8. Лабораторна робота №6. Визначення вмісту цезію-137 у навколишньому середовищі гамма-спектрометричним методом	36
9. Лабораторна робота №7. Експериментальне вивчення ефективності захисту від гальмівного випромінювання електронного прискорювача	43
10. Лабораторна робота №9. Елементи дозиметрії нейтронів	52
11. Лабораторна робота №10. Індивідуальний дозиметричний контроль з допомогою комплексу КДТ-02М термолюмінісцентних детекторів	58
12. Додатки	64

ІОНІЗУЮЧІ ВИПРОМІНЮВАННЯ (ІВ). ВЗАЄМОДІЯ ІВ З РЕЧОВИНОЮ

ІВ - це потік високоенергетичних частинок (заряджених чи незаряджених) або гамма-квантів, які утворюються при радіоактивних перетвореннях ядер чи внаслідок ядерних реакцій (ядерні випромінювання) або одержуються шляхом прискорення заряджених частинок. При взаємодії ІВ з речовиною в ній утворюються іони [1]. Частинки ІВ характеризуються масою, зарядом та енергією. Внаслідок взаємодії з речовиною ІВ втрачають енергію, яка в свою чергу поглинається речовиною. Віддаль, яку може пройти частинка в речовині до повної втрати енергії, називається пробігом.

Заряджені частинки (α, β, p) втрачають енергію за рахунок іонізаційних втрат, а при великих енергіях за рахунок радіаційних втрат. Величину іонізаційних втрат можна розрахувати з допомогою формули Бора

$$\left(-\frac{dE}{dx}\right)_{\text{іон}} = \frac{4\pi n z^2 e^4}{m_e v^2} \left[\ln \frac{2m_e v^2}{I} - \ln(1-\beta^2) - \beta^2 - \dots \right], \quad (1)$$

де: z - заряд частинки, $n = NZ\rho/A$ - концентрація електронів у речовині, m_e - маса електрона, v - швидкість частинки, I - середній іонізаційний потенціал для речовини, Z, A - заряд ядер речовини та атомна вага ядер речовини, N - число Авогадро, ρ - питома вага речовини.

Вираз (1) справедливий для α - часток і протонів. Для електронів вираз подібний

$$\left(-\frac{dE}{dx}\right) = \frac{2\pi e^4 n_t}{m_e v^2} \left[\ln \frac{m_e v^2 E}{2I^2(1-\beta^2)} - \ln 2 \left(2\sqrt{1-\beta^2} - 1 + \beta^2 \right) + 1 - \beta^2 + 1/8 \left(1 - \sqrt{1-\beta^2} \right)^2 - \delta \right], \quad (2)$$

де: E - енергія електронів, δ - поправка на ефект густини, яка враховує поляризацію атомів середовища при проходженні через нього заряджених частинок.

Поправка зменшує іонізаційні втрати у діапазоні енергій 1-100 МеВ для води на 1-21%, для золота на 2-19%. (інші позначення див. вище. Більш детально про позначення див. у роботі [1]).

Довжину пробігу частинок можна оцінити за емпіричними формулам, знаючи їх енергію. Для α -частинок з енергією E пробіг R_α в повітрі

$$R_\alpha = 0,318 E^{3/2} \quad (R \text{ в см; } E \text{ в МеВ}). \quad (3)$$

Для електронів з енергією $E > 0,8$ МеВ пробіг R в алюмінії

$$R_\beta = 0,542 E - 0,33 \quad (R \text{ в г/см}^2). \quad (4)$$

Для протонів з енергією E (МеВ) пробіг R в повітрі

$$R_p = 1,93 E^{1,8} \quad (R \text{ в см}). \quad (5)$$

Гамма-кванти при взаємодії з електронами атомів або поглинаються (фотоэффект) або розсіюються (Комптон-ефект), а при взаємодії з кулонівським полем ядра можуть утворюватись пари e^+, e^- . Пари e^+, e^- утворюються за рахунок енергії гама-кванта, отже мінімальна енергія гама-кванта, що може утворити пару, рівна $2m_0c^2 = 1,022$ МеВ. За рахунок фотоэффекту в речовині утворюється вторинне електронне випромінювання з енергією близькою до енергії гамма-квантів. За рахунок Комптон-ефекту утворюються вторинні електрони з неперервним енергетичним спектром і з максимальною енергією

$$E = \frac{E_\gamma}{1 + \frac{1}{2\alpha}}, \quad (6)$$

де- $\alpha = \frac{E_\gamma}{m_0c^2}$ E_γ - енергія гамма кванта, m_0c^2 - енергія спокою електрона. За рахунок

процесу утворення пар в речовині утворюються електрони і позитрони з неперервним енергетичним спектром, сума енергій їх дорівнює

$$E_+ + E_- = E_\gamma - 1,022, \quad (7)$$

де: - E_γ енергія гамма-кванта, E_+ енергія позитрона, E_- енергія електрона. Слід мати на увазі, що при взаємодії електрона з позитроном має місце явище анігіляції, внаслідок якого утворюються два γ -кванти з енергією 0,511 MeV кожний.

Таким чином у речовині, опромінюваній γ -квантами, утворюється потік т. зв. вторинних електронів з суцільним енергетичним спектром, які в свою чергу втрачають енергію на іонізацію і збудження атомів і в такий спосіб енергія гамма-квантів передається опромінюваній речовині.

Процес взаємодії нейтронів з речовиною залежить як від речовини, так і від енергії нейтронів. Швидкі нейтрони з енергією 10^6 eV і більше при взаємодії з ядрами за рахунок пружного розсіювання утворюють ядра віддачі, енергію яких можна оцінити згідно виразу

$$E_{\text{я}} = \frac{4Mm_n \cos^2 \varphi}{(M + m_n)^2} E_n, \quad (8)$$

де E_n - енергія нейтрона, m_n - маса нейтрона, M - маса ядра, φ - кут між напрямком руху ядра віддачі та напрямком руху нейтрона до розсіювання..

Ядро віддачі - це швидка заряджена частинка, яка здатна іонізувати речовину. Пробіг ядер віддачі також можна оцінити за емпіричними формулам. Наприклад, якщо речовина містить багато водню (вода, парафін, організм людини), при опроміненні її нейтронами з енергією 5 MeV утворюються ядра віддачі - протони з максимальною енергією 5 MeV. Протони з такими енергіями проходять малу віддаль і втрачають енергію, іонізуючи речовину.

Повільні нейтрони інтенсивно захоплюються ядрами. При цьому здійснюється реакція радіаційного захоплення, (n, γ)- реакція.

Наступна дія здійснюється γ -квантами. γ -кванти теж є непрямо іонізуючим випромінюванням.

Якщо опромінювана тканина містить ізотопи ${}^6\text{Li}$, ${}^{10}\text{B}$, ${}^{14}\text{N}$, ${}^3\text{He}$, то під дією теплових нейтронів утворюються також α -частинки або швидкі протони. Відомо, що азот входить у склад білків, тому реакція ${}^{14}\text{N}(n,p)$ відіграє суттєву роль у формуванні еквівалентної дози опромінення живих організмів.

Близько 99% енергії іонізуючого випромінювання, переданій твердому тілу, йде на іонізацію речовини [1, 2]. При цьому електрони із заповнених зон енергетичних рівнів переводяться у зону провідності. Утворюються нерівноважні електронно-діркові пари носіїв електричного заряду. Вслід за процесом іонізації настає рекомбінація електронів та дірок. При цьому властивості опромінюваного кристалу відновлюються. Таким чином іонізація обумовлює переважно відновлювальні (оборотні) радіаційні ефекти.

Разом з тим при наявності у кристалі дефектів, які можуть бути уловлювачами електронів, при іонізації кристалу (діелектрика) у ньому виникає об'ємний заряд. Накопичення значного об'ємного заряду викликає локальні механічні напруженості, які можуть спричинити утворення нових дефектів.

Незворотний радіаційний ефект у кристалах пов'язується з утворенням радіаційних дефектів. Це може бути:

Зміщення атомів у міжвузловий простір.

Утворення вакансії (видалення атома з вузла кристалічної ґратки)

Утворення пар Френкеля: вакансія + атом у міжвузлі.

Утворення дислокацій та розупорядкованих областей (РО).

Дефекти утворюються, якщо енергія, передана бомбардуючою частинкою атому речовини, T , достатня для зміщення атома ($T > T_d$). Така енергія називається пороговою. Так для зміщення атома кремнію порогова енергія $T_d = 15-20$ eV, для n-Ge $T_d = 15$ eV,

Теоретичні і експериментальні дослідження фізики радіаційних пошкоджень актуальні у зв'язку з розвитком ядерної і термоядерної енергетики, а також як основа для створення прогресивних технологій твердотільної електроніки та виготовлення матеріалів з підвищеною радіаційною стійкістю.

ДОЗИМЕТРИЧНІ ВЕЛИЧИНИ ТА ОДИНИЦІ ЇХ ВИМІРЮВАНЬ

Наслідком дії іонізуючих випромінювань на опромінювані об'єкти є **радіаційний ефект**: фізико - хімічні чи біологічні зміни в них. Радіаційний ефект η залежить від поглиненої дози D , яка характеризує поле випромінювання та взаємодію випромінювання з речовиною. Мірою поглиненої дози є енергія, передана одиниці маси речовини від ІВ.

$$\eta = F(D) \quad (12)$$

Завдання дозиметрії є вимір величини D для того, щоб передбачити чи оцінити радіаційний ефект η в речовині чи живому організмі, що опромінюється.

Поля рентгенівського, гама-випромінювання та інших типів ІВ можуть характеризуватися експозиційною дозою X , яка вимірюється величиною іонізації повітря при нормальних умовах (речовина-еталон). Величина експозиційної дози визначається сумарним зарядом іонів dq , утворених випромінюванням в елементарному об'ємі до маси цього об'єму dm :

$$X = dq/dm \quad (13)$$

Спеціальною одиницею експозиційної дози є рентген (Р):

$$1 \text{ Р} = 0,258 \text{ мКл/кг}^* \quad (14)$$

При експозиційній дозі 1Р для фотонного випромінювання з енергією 150 кеВ÷3 МеВ у повітрі, у воді і у тканині м'язів поглинута енергія буде близькою до $0,93 \cdot 10^{-2}$ Дж/кг, а еквівалентна доза $H_{1\text{Р}} = 0,95$ бер ≈ 1 бер. Експозиційна доза на віддалі R від точкового гама-джерела активністю A розраховується за формулою:

$$X = \frac{K_{\gamma} \cdot A}{R^2} \quad (15)$$

K_{γ} -- гама-постійна джерела.

Радіаційне поле непрямо іонізуючих випромінювань характеризують поняттям керма.

Керма (K) – відношення суми первинних кінетичних енергій dW_k всіх заряджених частинок, утворених під впливом непрямо іонізуючого випромінювання в елементарному об'ємі речовини, до маси dm речовини в цьому об'ємі $K = dW_k/dm$.

Керма зручна тим, що цю величину можна використовувати як для фотонів, так і для нейтронів. При оцінці радіаційного ефекту за значенням керми нема потреби визначати коефіцієнт якості (табл.2) для нейтронів різних енергій. Кінетична енергія первинних заряджених частинок затрачається частково на іонізацію речовини (K_1) і частково на гальмівне фотонне випромінювання (K_2), яке може винести частину енергії за межі елементарного об'єму. Тобто:

$$K = K_1 + K_2 \quad (16)$$

Це означає, що керма дещо вища за поглинену дозу. Але для повітря при енергіях гама-квантів до 3 МеВ це перевищення менше 1%.

*) Одиниця рентген початково була визначена як доза, при якій в 1 см^3 повітря при нормальних умовах утворюються іони з сумарним зарядом, рівним 1 у системі СГС Елементарний заряд у цій системі рівний $e = 4,8 \cdot 10^{-10}$ СГСЕк $= 1,6 \cdot 10^{-19}$ Кл. 1Р відповідає утворенню в 1 см^3 повітря 1 (СГСЕк/см³)/ $4,8 \cdot 10^{-10}$ (СГСЕк/пару іонів) $= 2,083 \cdot 10^9$ пар іонів/см³.

Доза 1Р відповідає утворенню в 1 см³ повітря заряду $2,083 \cdot 10^9 \cdot 1,6 \cdot 10^{-19} \text{ Кл} = 3,33 \cdot 10^{-10} \text{ Кл/см}^3$.
 Поділивши цю величину на масу 1 см³, рівну $1,29 \cdot 10^{-6} \text{ кг/см}^3$, одержимо (14).

Таблиця 1. Дозиметричні величини і одиниці їх вимірювання

Позначення, назва величини та її визначення	Одиниці вимірювання		
	Назва та позначення		Визначення
	Укр.	Інт.	
D – поглинена доза іонізуючого випромінювання (ІВ) – відношення середньої енергії dE, що передана ІВ речовині в елементарному об’ємі до маси dm речовини в цьому об’ємі: $D = dE / dm$	Грей Гр	Grey Gy	1 Гр дорівнює поглиненій дозі ІВ, коли речовині масою 1кг передається енергія 1 Дж.
D’- потужність поглиненої дози - відношення приросту поглиненої дози dD на протязі інтервалу часу dt до цього інтервалу часу: $D' = dD/dt$	Грей за сек. Гр/с	Gy/s	1 Гр/с дорівнює потужності поглиненої дози іонізуючого випромінювання, внаслідок якої на протязі 1 с у речовині створюється доза 1 Гр
K-керма – відношення суми первинних кінетичних енергій dW _k всіх заряджених частинок, утворених під впливом непрямо іонізуючого випромінювання в елементарному об’ємі речовини, до маси dm речовини в цьому об’ємі $K = dW_k/dm$	Грей Гр	Gy	Грей дорівнює кермі, коли сума початкових кінетичних енергій усіх заряджених частинок, утворених під впливом непрямо іонізуючого випромінювання у речовині масою 1 кг, дорівнює 1 Дж.
D _T -доза в органі - середня в органі чи тканині поглинена доза, яка розраховується за формулою: $D_T = E_T/m_T$, де E _T – сумарна енергія, що виділилася в органі чи тканині T, m _T – маса органа чи тканини	Грей Гр	Gy	
H _T - еквівалентна доза в органі або тканині T - величина, яка визначається як добуток поглиненої дози D _T в окремому органі або тканині T на радіаційний зважуючий фактор (коефіцієнт якості ІВ) w _R : $H_T = D_T \cdot w_R$	зіверт Зв	Sv	1 зіверт дорівнює еквівалентній дозі, при якій добуток поглиненої дози в біологічній тканині T на радіаційний зважуючий фактор дорівнює 1 Дж/кг
H’- потужність еквівалентної дози - відношення приросту еквівалентної дози dH _T на протязі часу dt до цього інтервалу часу $H' = dH_T / dt$	Зіверт за секунду Зв/с	Sv/s	1 зіверт за секунду дорівнює такій потужності еквівалентної дози, при якій за 1 с створюється еквівалентна доза 1 Зв.
E- ефективна доза - дорівнює сумі добутоків еквівалентних доз H _T в окремих органах і тканинах на відповідні тканинні зважуючі фактори w _T :	Зіверт Зв		

$E = \sum H_T \cdot w_T$. Використання поняття ефективної дози допускається при еквівалентних дозах, що знаходяться в області значень, нижчих за поріг виникнення детерміністичних ефектів.			
--	--	--	--

БІОЛОГІЧНА ДІЯ ІОНІЗУЮЧИХ ВИПРОМІНЮВАНЬ

При опроміненні живих організмів і тканин за рахунок поглиненої енергії збуджуються і іонізуються атоми. В організмі людини міститься велика кількість води (близько 75 % від загальної маси) і при іонізації її молекул утворюються вільні радикали типу $\text{SH} \cdot \text{H} \cdot$, під впливом яких ініціюються ланцюгові каталітичні реакції окислення молекул білків. У свою чергу це приводить до функціональних змін у житті клітин і організму, тобто виникають детерміністичні або стохастичні ефекти опромінення.

Найбільш важливі зміни:

1. Пошкодження механізму ділення та хромосомного апарату клітин.
2. Блокування процесів оновлення клітин.
3. Блокування процесів фізіологічної регенерації тканин.

Найбільш чутливими до опромінення є клітини таких тканин і органів, що постійно оновлюються (кістковий мозок, селезінка, статеві залози). Зміни на рівні клітин, загибель великої кількості клітин викликають порушення функцій окремих органів і, як наслідок, хворобливі зміни в організмі і навіть загибель організму.

Біологічна дія іонізуючого випромінювання пропорційна не тільки дозі ІВ, а й створюваній ним лінійній густині іонізації речовини (ЛПЕ – лінійній передачі енергії), що враховується радіаційним *зважувачим* фактором w_R [3].

Особливо небезпечним є, так зване, внутрішнє опромінення радіонуклідами, що попали всередину організму людини. Деякі з них мають властивість вибіркового накопичення в окремих органах людини. Наприклад, йод накопичується в щитовидній залозі, стронцій у кістках і дуже повільно виводиться звідти. Міру небезпечності різних типів ІВ характеризують коефіцієнти якості або зважувачі фактори (w_R), які для основних типів ІВ наведені у таблиці 2.

Таблиця 2. Значення радіаційних зважувачі факторів (коефіцієнтів якості, 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 keV	5
з енергією 10 – 100 keV	10
з енергією від 100 keV до 2 MeV	20
з енергією 2 – 20 MeV	10
Альфа опромінення, важкі ядра віддачі	20

Радіаційний зважувачий фактор (w_R) – коефіцієнт, що враховує відносну біологічну ефективність різних видів іонізуючого випромінювання. Використовується винятково при розрахунках ефективної та еквівалентної доз.

Як видно з таблиці 2, у випадку внутрішнього опромінення найбільш небезпечні радіонукліди, що випромінюють α -випромінювання.

Наслідком опромінення організму людини є гостра чи хронічна форма променевої хвороби, променеві опіки шкіри чи окремих органів. Тяжкість променевої хвороби залежить від еквівалентної дози опромінення H :

$$H = D \cdot w_R \quad (17)$$

D — поглинена доза, w_R — коефіцієнт якості (радіаційний зважуючий фактор) ІВ.

Нижче в таблиці 3 наведено ефекти, які виникають після опромінення організму людини різними ефективними дозами

Таблиця 3. Ефекти, які виникають після опромінення організму людини різними ефективними дозами

Імовірний ефект	Ефективна доза Зв.
Пошкоджень немає	0—0,25
Можлива зміна формули крові, серйозних пошкоджень немає	0,25--0,5
Зміна формули крові, паталогічні зміни незначні	0,5—1
Суттєві паталогічні зміни. Слабкість тощо. Можливість вилікуватись	1—2
Важкі паталогічні зміни, інколи незворотні. Можлива загибель	2-4
Смертність 50%	4
Смертність 100%	6

ПРАВИЛА РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ ПІД ЧАС РОБОТИ З РАДІОАКТИВНИМИ ДЖЕРЕЛАМИ ІОНІЗУЮЧИХ ВИПРОМІНЮВАНЬ [9-11].

В учбових лабораторіях кафедри теоретичної фізики з курсом фізики ядра і елементарних частинок при виконанні лабораторних робіт по курсу „основи радіаційної фізики”, та спецпрактикумі „Методи дозиметрії” використовуються закриті джерела іонізуючих: α , β , γ -випромінювань та **Pu- α -Be**- джерела нейтронів.

При виконанні окремих робіт з названих практикумів використовують також прискорювачі електронів:

- бетатрон Б25/30, що прискорює електрони до максимальної енергії 25 MeV і є джерелом гальмівного випромінювання з максимальною потужністю дози до 30 P/хв на відстані 1 метра від гальмівної мішені;
- мікротрон М10, який прискорює електрони до енергії 9 MeV і є джерелом виведеного пучка прискорених електронів з максимальним струмом до 10 мкА.

До роботи в учбових лабораторіях з джерелами іонізуючого випромінювання (ІВ) студенти допускаються тільки після спеціального інструктажу на робочому місці та здачі заліку, про що має бути записано у відповідному журналі з обов'язковими підписами інструктора (викладача) та студента.

Робота з джерелами ІВ може проводитися тільки у присутності лаборанта та викладача, що проводить лабораторні роботи.

Радіоактивні джерела для роботи видаються студентам тільки на час проведення дослідів під розписку, про що робиться відмітка у спеціальному журналі. Студенти несуть особисту відповідальність за збереження і правильне використання радіоактивного джерела. Для роботи видаються джерела β -частинок та γ – квантів. На поверхні джерел контрольний рівень випромінювання не перевищує 0,01– 0,02 мЗв/год.

Pu- α -Be-джерело можна переносити тільки з допомогою спеціального пристрою чи у контейнері.

У перерві між вимірами та при перенесенні (транспортуванні) джерела повинні зберігатись у захисних контейнерах.

При роботі з гамма-джерелами необхідно працювати так, щоб напрямок випромінювання був спрямований до стін, стелі, підлоги. Роботу проводити, так, щоб максимально обмежити час перебування поблизу джерела.

Після закінчення роботи слід обов'язково вимити руки.

Заборонено:

- Підносити радіоактивні джерела близько до очей.
- Передавати джерела іншим особам.
- Залишати джерела без контролю.
- Торкатися активної плями джерела руками або якимись предметами.
- Курити, приймати їжу в лабораторіях практикуму.
- Зберігати харчові продукти, цигарки, косметику та інші особисті речі у лабораторіях.

Запобігання аварійних ситуацій та ліквідація їх наслідків:

Аварійні ситуації можуть виникнути у таких випадках:

1. При порушенні правил роботи з радіоактивними джерелами (робота без захисту, порушення правил зберігання, транспортування джерел ІВ)
2. Втрата джерела ІВ.
3. Порушення герметичності джерел ІВ.
4. Пожежа.

Дії у випадку аварійних ситуацій:

1. Про всі помічені порушення правил роботи з радіоактивними джерелами негайно доповісти викладачу, лаборанту і прийняти можливі міри по їх ліквідації.
2. При втраті джерела негайно повідомити викладачу та лаборанту, детально описати умови, при яких втрачено джерело та місце події.
3. При порушенні герметичності джерела і відповідно виникненні радіаційної небезпеки негайно повідомити викладача та лаборанта, детально описати умови, при яких це сталося, відмітити місце де знаходиться пошкоджене джерело. Прийняти участь у перевірці стану забруднення обладнання, столу, рук та інших предметів. Далі діяти згідно вказівки викладача.
4. При виникненні пожежі перенести радіоактивні джерела у безпечне місце, згідно вказівки викладача. Далі використати протипожежні засоби.

ПРАВИЛА РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ ПІД ЧАС РОБОТИ З ВИКОРИСТАННЯМ ВИПРОМІНЮВАННЯ ЕЛЕКТРОННИХ ПРИСКОРЮВАЧІВ

До роботи в лабораторії прискорювачів студенти допускаються тільки після спеціального інструктажу на робочому місці. Робота може проводитися тільки у присутності оператора прискорювача та викладача – керівника роботи.

РАДІАЦІЙНО-ГІГІЄНИЧНІ РЕГЛАМЕНТИ ПЕРШОЇ ГРУПИ, ЛІМІТИ ДОЗ ТА ДОПУСТИМИ РІВНІ

З 01.01.98р. діють гігієнічні нормативи "Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97)"[4], які включають систему принципів, критеріїв, нормативів та правил, виконання яких є

обов'язковою нормою політики держави щодо забезпечення протирадіаційного захисту людини та радіаційної безпеки. НРБУ-97 розроблені у відповідності до основних положень Конституції та Законів України "Про забезпечення санітарного та епідемічного благополуччя населення", "Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку", "Про поводження з радіоактивними відходами."

Перша група радіаційно-гігієнічних регламентованих величин призначена для контролю за практичною діяльністю і має метою додержання опромінення персоналу та населення на прийнятному для індивідууму та суспільства рівні, а також підтримання радіаційно-прийняттого стану навколишнього середовища та технологій радіаційно-ядерних об'єктів як з позицій обмеження опромінення персоналу та населення, так і з позицій виникнення аварій на них.

Числові значення лімітів доз встановлюють на рівнях, що виключають можливість виникнення детерміністичних ефектів опромінення (тобто ефектів, обумовлених опроміненням: променева хвороба та інші зміни в організмі людини) і одночасно гарантується низька імовірність виникнення стохастичних ефектів для окремих осіб і суспільства у цілому. До цієї групи входять ліміти доз та допустимі рівні радіоактивного забруднення поверхонь.

Нормами радіаційної безпеки встановлюються такі 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 у приміщеннях та на промислових майданчиках об'єктів з радіаційно-ядерними технологіями можуть отримувати додаткове опромінення. *Категорія В* - все населення.

Для осіб категорій А і Б встановлюється: а) ліміт річної ефективної дози (ЛД_Е);

б) ліміти еквівалентної дози зовнішнього опромінення (для окремих органів і тканин).
Нижче в таблиці вказані ліміти дози опромінення.

У випадку непередбачуваних ситуацій при практичній діяльності може плануватися підвищене опромінення персоналу. У цьому випадку використовується значення ЛД_{max} - 50 мЗв (5 бер) за окремий рік.

Для персоналу категорії Б індивідуальна річна ефективна доза не повинна перевищувати значення 0,1 ЛД_Е (ліміт дози для категорії А). Так само допустимі рівні теж в 10 раз менші, ніж для категорії А.

Таблиця 4. Ліміти дози опромінення (мЗв·рік⁻¹)

Ліміти дози	Категорія осіб, які зазнають опромінення		
	А ^{а) б)}	Б ^{а)}	В ^{а)}
ЛД _Е (ліміт ефективної дози)	20	2	1
Ліміти еквівалентної дози зовнішнього опромінення			
- ЛД _{іens} (для кришталика ока)	150	15	15
- ЛД _{skin} (для шкіри)	500	50	50
- ЛД _{extrim} (для кистей та стіп)	500	50	-

Примітки: ^{а)} - розподіл дози опромінення протягом року не регламентується. ^{б)} - для жінок дітородного віку (до 45 років), та для вагітних жінок діють обмеження: встановлені величини ДР в 20 разів нижчі для відповідних ДР категорії А.

Для персоналу категорії А індивідуальна річна ефективна доза не повинна перевищувати 20 мЗв/рік в середньому за будь-які послідовні 5 років, але не більше 50 мЗв за окремий рік. Особи, молодші за 18 років не допускаються до роботи з джерелами іонізаційного випромінювання. Радіоактивне забруднення шкіри, спецодягу та робочих поверхонь не повинно перевищувати ДЗ_А, числові значення яких приведені у таблиці 5.

Таблиця 5.

Допустимі рівні загального радіоактивного забруднення робочих поверхонь, шкіри, спецодягу та засобів індивідуального захисту, часті $xв^{-1} \cdot см^{-2}$ (протягом робочої зміни)

Об'єкт забруднення	α-активні нукліди		Бета-активні нукліди
	Окремі	Інші	
Непошкоджена шкіра, спецбілизна, рушники, внутрішня поверхня лицьових частин засобів індивідуального захисту	1	1	100
Основний спецодяг, внутрішня поверхня додаткових засобів індивідуального захисту	5	20	600
Поверхні приміщень постійного перебування персоналу та розміщеного в них обладнання, зовнішня поверхня спецвзуття	5	20	2000
Поверхні періодичного перебування персоналу та розміщеного в них обладнання	50	200	8000
Зовнішня поверхня додаткових засобів індивідуального захисту, що знімаються в саншлюзах	50	200	10000

Контроль за опроміненням персоналу регламентується відповідним розділом ОСПУ. **Індивідуальний дозиметричний контроль**, у конкретних для кожного випадку обсягах є обов'язковим для осіб, у яких **річна ефективна** опромінення може перевищувати $10 \text{ мЗв} \cdot \text{рік}^{-1}$.

Для персоналу категорії Б індивідуальна річна ефективна доза не повинна перевищувати значення ЛД приведені в таблиці 4. ($ЛД_E - 2 \text{ мЗв} \cdot \text{рік}^{-1}$). Для осіб категорії Б ліміти доз, рівні радіоактивного забруднення шкіри, особистого одягу та робочих поверхонь встановлюється на рівні 1/10 відповідних значень для категорії А. Вимоги до організації і проведення радіаційного контролю для осіб категорії Б ґрунтуються на умові неперевикнення ліміту річної ефективної дози.

Регламентація і контроль опромінення населення здійснюється на основі розрахунків річних ефективних та еквівалентних доз опромінення критичних груп (критична група - частина населення, яка за своїми статеві-віковими, соціально-професійними умовами, місцем проживання та іншими ознаками отримує чи може отримувати найбільші рівні опромінення від даного джерела)

Обмеження опромінення населення здійснюється шляхом регламентації та контролю:

- газоаерозольних викидів і рідинних скидів у процесі роботи радіаційно-ядерних об'єктів;
- вмісту радіонуклідів в окремих об'єктах навколишнього середовища (воді, продуктах харчування, повітрі і т. і.).

Крім того, для відповідних об'єктів з радіаційно-ядерними технологіями може встановлюватися санітарно захисна зона, де регламентуються спеціальний режим використання території та спеціальні вимоги до радіаційного контролю.

Лабораторна робота №1

Розрахунок доз і необхідної кратності послаблення потоку випромінювання

1. Мета і завдання роботи

Мета роботи: Ознайомитись з мінімумом теоретичної інформації, достатнім для розрахунку допустимого рівня опромінення при професійній роботі з іонізуючим випромінюванням.

Завдання роботи:

1. Вивчити набір типових задач дозиметрії та відповідну технічну літературу.
2. Розв'язати кілька запропонованих викладачем задач.

Нижче приводяться типові задачі дозиметрії. У методрозробці наводиться також спеціально підібраний мінімум теоретичної інформації, достатній для розрахунку допустимого рівня опромінення при професійній роботі з іонізуючим випромінюванням.

2. Теоретичні відомості

Активність A радіоактивного нукліду – це число спонтанних перетворень dN ядер цього нукліду за малий проміжок часу dt , поділене на цей час:

$$A = \left| \frac{dN}{dt} \right| \quad (1)$$

Спрощено під активністю можна розуміти кількість розпадів за 1 секунду. У системі СІ активність вимірюється у беккерелях, Бк.

1 беккерель відповідає одному розпаду за 1 секунду.

Використовується ще спеціальна одиниця активності кюрі, Кі:

$$1 \text{ кюрі} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк.} \quad (2)$$

Активність 1 Кі має 1 г ^{226}Ra (період напіврозпаду 1620 років).

Ядра радіонукліду вважаються тотожними, а їх розпад – статистичним. Кожний тип радіоактивних ядер характеризується своєю сталою розпаду λ .

Стала розпаду радіонукліду λ визначається як імовірність розпаду одного ядра за одиницю часу, найчастіше, за 1 секунду.

Якщо зразок містить N ядер радіонукліду, то активність зразка

$$A = \lambda \cdot N \quad (3)$$

з (1) і (3) слідує:

$$dN/dt = -\lambda \cdot N \quad (4)$$

При умові, що у момент часу $t=0$ кількість ядер радіонукліду рівна N_0 , інтегрування виразу (4) дає інтегральний закон радіоактивного розпаду

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad (5)$$

Стала розпаду пов'язана з періодом напіврозпаду, $T_{1/2}$ – інтервалом часу, протягом якого розпадається половина початкової кількості ядер: $N(T_{1/2}) = N_0/2$. Тоді згідно з (4)

$N_0/2 = N_0 e^{-\lambda T_{1/2}}$, звідки випливає, що $-\ln 2 = -\lambda \cdot T_{1/2}$ і вираз

$$\lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}} = \frac{0,693}{T_{1/2}} \quad (6)$$

Помноживши обидві частини рівності (1.5) на сталу розпаду, можна записати закон зміни активності зразка з часом:

$$A = A_0 \cdot e^{-\frac{0,693}{T_{1/2}} t} \quad (5a)$$

Допустимі рівні опромінення

Поглинута доза випромінювання D – це величина енергії dE , яку передало випромінювання речовині у деякому елементарному об'ємі, поділена на масу речовини dm у цьому об'ємі (табл.1 Вступу):

$$D = dE/dm \quad (7)$$

Очевидно, що радіаційний ефект має проявлятися у більшій мірі при зростанні переданої речовині енергії іонізаційного випромінювання, тобто при зростанні поглинутої дози.

У системі СІ за одиницю вимірювання поглинутої дози прийнято грей (Гр.):

$$1 \text{ Гр} = 1 \text{ грей} = 1 \text{ Дж/кг.}$$

Використовується також спеціальна позасистемна одиницю вимірювання поглинутої дози, рад: $1 \text{ рад} = 0,01 \text{ Гр} = 100 \text{ ерг/г.}$

Відомо, що різні види випромінювання при однаковій поглинутій дозі створюють різний біологічний ефект. У дозиметрії вводять так званий коефіцієнт якості випромінювання. Він характеризує різні види іонізуючого випромінювання з боку міри несприятливих наслідків при опроміненні ними до однієї і тієї ж поглинутої дози. Коефіцієнти якості для різних видів випромінювання наведені у таблиці 2 (Вступ).

За даними таблиці 2 можна зробити висновок, що коефіцієнт якості більший для випромінювання з вищою густиною іонізації речовини.

Величина біологічного ефекту визначається еквівалентною дозою H (формула 17 Вступу), яка рівна добутку поглинутої у живій тканині дози D даного типу випромінювання на коефіцієнт якості Q цього випромінювання:

$$H = D Q \quad (8)$$

Одиницею еквівалентної дози у системі СІ є *зіверт (Зв)*. Доза в 1 Зв будь-якого виду випромінювання створює біологічний ефект еквівалентний біологічному ефекту поглинутої дози рентгенівського випромінювання 1Гр. Спеціальною одиницею еквівалентної дози служить *бер* – біологічний еквівалент рада рентгенівського випромінювання.

$$1 \text{ зіверт} = 100 \text{ бер.}$$

Поле рентгенівського, гамма-випромінювання та інших типів ІВ можуть характеризуватися експозиційною дозою X , яка вимірюється величиною іонізації повітря при нормальних умовах (речовина-еталон). Величина експозиційної дози визначається сумарним зарядом іонів одного знаку dq , утворених випромінюванням в елементарному об'ємі, до маси цього об'єму (формула 13 Вступу) dm :

$$X = dq/dm \quad (9)$$

Спеціальною одиницею експозиційної дози є рентген(Р):

$$1 \text{ Р} = 0,258 \text{ мКл/кг} \quad (10)$$

При експозиційній дозі 1Р для фотонного випромінювання з енергією 150 кеВ÷3 МеВ у повітрі, у воді і у тканині м'язів поглинута енергія буде рівною $0,93 \cdot 10^{-2}$ Дж/кг, а еквівалентна доза $H_{1P} = 0,93 \text{ бер} \approx 1 \text{ бер.}$

При внутрішньому опроміненні у дозиметрії виділяють першу групу критичних органів, яка є найбільш вразливою. До неї відносять: червоний кістковий мозок, гонади та

опромінення всього тіла. Осіб, які згідно своєї професії працюють безпосередньо з джерелами іонізуючого випромінювання, відносять до категорії А (персонал). Для 1-ї групи критичних органів осіб категорії А встановлена гранично допустима доза (ГДД, ліміт дози ЛД_Е у НРБУ-97)—**5 бер/рік.** (Точніше див. таблицю 4 Вступу).

Виходячи з цієї дози та тривалості професійної роботи (1700год/рік) встановлюють допустимі рівні опромінення: гранично допустимі надходження радіонуклідів в організм, допустимі потужності дози, допустимі густини потоків іонізуючих часток.

Відношення потужності дози або густини потоку випромінювання до відповідних допустимих значень слід розглядати як мінімальне значення необхідної кратності послаблення потоку випромінювання.

Захист персоналу від шкідливої дії надмірного опромінення може здійснюватись шляхом зменшення часу роботи з джерелами випромінювання, шляхом віддалення робочого місця від джерел ІВ і з допомогою встановлення захисних екранів між джерелами і робочим місцем.

Величина еквівалентної дози при відомому значенні флюенсу F (загальному числу іонізуючих частинок, які пройшли через 1см^2 опромінюваного об'єкту) розраховується за формулою:

$$H = H_M \cdot F \quad (11)$$

Величина потужності еквівалентної дози $P = dH/dt$ при відомому значенні густини потоку φ (част./ $\text{см}^2\text{С}$) визначається як

$$P = dH/dt = H_M \varphi \quad (11a)$$

3. Потужність дози від точкового джерела ІВ

Випромінене за одиницю часу число іонізуючих частинок I (част./ С) із джерела, яке можна приймати точковим з рівномірним розподілом випромінювання по куту вилітання, на віддалі R від джерела розподіляється по площі поверхні сфери $S = 4\pi R^2$. Тому густина потоку

$$\varphi = I/S = I/(4\pi R^2) \quad (12)$$

У відповідності з (10a) потужність еквівалентної дози P визначається за формулою:

$$P_H = H_M I/(4\pi R^2) \quad (12a)$$

Якщо активність A точкового джерела γ -квантів виражена у мКі, то потужність $P_{\text{екс}}$ експозиційної дози на віддалі R (см) від джерела в одиницях Р/год можна обчислити за формулою (форм.15 Вступу):

$$P_{\text{екс}} = \Gamma_\gamma \cdot \frac{A}{R^2} \quad (13)$$

Тут Γ_γ —повна гамма-постійна радіонукліду в одиницях $\text{Р} \cdot \text{см}^2/(\text{год} \cdot \text{мКі})$.

5. Захист від пучка γ -променів.

Для зменшення дози D чи потужності дози P до допустимих значень визначають необхідну кратність послаблення:

$$K_r = D/D_{\text{дон}} = P/P_{\text{дон}} \quad (14)$$

У задачах наближеного розрахунку захисту від γ -випромінювання чисельні значення експозиційної дози в рентгенах, поглинутої у радах і еквівалентної в одиницях бер можна вважати приблизно рівними.

Для захисту від гамма-випромінювання широко використовують бетон, залізо, свинець.

Якщо вузько направлений потік γ -квантів φ ($1/\text{см}^2\text{с}$) потрапляє у речовину захисту, він послаблюється за експоненціальним законом:

$$\varphi(d) = \varphi(0)e^{-\mu d}, \quad d \leq 1/\mu \quad (15)$$

Тут d – товщина шару речовини, μ – коефіцієнт поглинання:

$$\mu = \sigma_{\phi} n_a + \sigma_{\kappa} n_a + \sigma_{\pi} n_a \quad (16),$$

де n_a – число атомів речовини в одиниці об'єму.

σ_{ϕ} , σ_{κ} , σ_{π} – відповідно перерізи фотоэффекту, комптонівсько розсіювання та процесу утворення електронно-позитронних пар.

Закон поглинання (15) приводить до виразу для кратності послаблення гамма-пучка шаром товщини d :

$$Kr = \varphi(0)/\varphi(d) = e^{+\mu d} \quad (17)$$

Формула (15) справедлива для “хорошої геометрії”: вузьких пучків і порівняно тонких мішеней, для яких $d \leq 1/\mu$.

Як правило, захист потрібний від широких γ -пучків і повинен мати велику кратність послаблення, $Kr = \varphi(0)/\varphi(d)$, досягнути при значних товщинах захисту, що відповідає “геометрії широкого пучка” (або “поганій” геометрії). При цьому доза випромінювання за захистом створюється не тільки первинним випромінюванням, що проникає крізь захист без взаємодії, але і вторинним (розсіяним) випромінюванням.

Для дозиметрії і захисту доцільно також у (16) переріз комптонівського розсіювання замінити перерізом ${}_a\sigma_{\kappa}$ комптонівського поглинання енергії, який враховує, що у цьому процесі γ -квант вибуває не повністю. У цьому випадку коефіцієнт *істинного* поглинання, γ , визначиться як:

$$\gamma = \sigma_{\phi} n_a + {}_a\sigma_{\kappa} n_a + \sigma_{\pi} n_a \quad (16a)$$

Переріз ${}_a\sigma_{\kappa}$ комптонівського поглинання енергії пов'язаний з σ_{κ} співвідношенням:

$${}_a\sigma_{\kappa} = \frac{E_{\gamma} - E'_{\lambda}}{E_{\gamma}} \sigma_{\kappa} \quad (18),$$

де E_{γ} – енергія первинного γ -кванта, E'_{λ} – енергія розсіяного γ -кванта.

Отже доза за захистом $D(d)$ пов'язана з дозою первинних гамма-квантів $D_{\text{перв}}(d)$:

$$D(d) = B_D \cdot D_{\text{перв}}(d) \quad (19)$$

Коефіцієнт B_D називають фактором накопичення дози, який визначають як відношення:

$$\text{Фактор} = \frac{\text{Доза від нерозсіяного випромінювання} + \text{доза від розсіяного випромінювання}}{\text{Доза від нерозсіяного випромінювання}}$$

накопичення B_D (20)

Якщо $\varphi_0(r, E)$ – густина потоку нерозсіяного гамма-випромінювання у точці спостереження r , а загальна густина потоку нерозсіяного і розсіяного випромінювання – $\varphi(r, E)$, то дозовий фактор накопичення B_D :

$$B_D = \frac{\int \varphi(r, E) E dE}{\int \varphi_0(r, E) E dE} \quad (20a)$$

Для точкових ізотропних і плоских мононаправлених гамма-джерел кратність послаблення дози екраном товщиною d рівна:

$$Kr = B_D(\mu d) e^{\mu d} \quad (21)$$

На практиці при розрахунках захисту користуються табличними даними, наведеними у довідниках, наприклад в [1,4]. У таблицях додатку можна знайти товщини шарів свинцю, які забезпечують задані кратності послаблення гамма-квантів різних енергій.

6. Типові задачі дозиметрії

Задача 1. У момент припинення опромінення на реакторі мішені з урану вона містила $5,8 \cdot 10^{12}$ ядер ^{131}I , утворених за рахунок реакції поділу. Період напіврозпаду ^{131}I : $T_{1/2}=8,08$ діб. Якою була активність мішені A_0 по радіонукліді ^{131}I у бекерелях і кюрі у момент припинення опромінення? Якою була ця активність через місяць?

Задача 2. Природний фон зовнішнього опромінення на території України створює потужність експозиційної дози $4 \div 20$ мікрорентген за годину (мкР/год). Яку дозу за рік одержує людина при потужності 10 мкР/год. У скільки разів гранично допустима доза перевищує таку фонову дозу?

Задача 3. Вважаючи, що працівник категорії А працює при сталому опроміненні 1700 годин за рік, знайти допустиму потужність дози у мкбер/год і допустиму дозу на тиждень при 36-годинному робочому тижні. Перевести потужність дози у мкбер/С.

Задача 4. На робочому місці оператора опромінювальної установки потужність дози P складає 43,15 мбер/год. Скільки годин протягом робочого дня оператор може знаходитись на такому робочому місці?.

Задача 5. У результаті аварії на Чорнобильській АЕС потужність експозиційної дози у Києві на 6 травня 1986 р. складала 0,2 мР/год. Яку дозу за рік одержав би кожний киянин, якби рівень радіації не зменшувався? У скільки разів така доза менша за гранично допустиму?

Задача 6. Pu- α -Be-джерело нейтронів випромінює 10^7 нейтронів/С. Вважати, що середня енергія нейтронів рівна 5 МеВ.

а) Яка буде густина потоку нейтронів на віддалі 1,5 М від джерела? У скільки разів ця густина потоку перевищує гранично допустиму?

б) Користуючись значенням величини N_M , знайти потужність дози на віддалі 1,5 М від джерела і визначити, у скільки разів ця густина потоку перевищує гранично допустиму?

Задача 7. На якій мінімальній віддалі від Pu- α -Be - джерела нейтронів, що випромінює 10^6 нейтронів/С, можна працювати, не користуючись захистом? Гамма-випромінюванням джерела можна знехтувати.

Задача 8. Джерело ^{137}Cs має активність $A=20$ мКі і випромінює гамма-кванти з енергією 0,662 МеВ. Робоче місце знаходиться на віддалі $R=1$ М від джерела.

а) Визначити густину потоку випромінювання на робочому місці. Взявши з таблиці 2 допустиму густину потоку для енергії 0,5 МеВ, оцінити необхідну кратність послаблення.

б) Шляхом інтерполяції визначити N_M для $E_\gamma=0,66$ МеВ, обчислити потужність дози на робочому місці в одиницях бер/С і мбер/год і знайти необхідну кратність послаблення.

Задача 9. Джерело ^{137}Cs має активність 20 мКі. Обчислити потужність дози на віддалі 1 М від джерела за відомою гамма-постійною джерела. Відповідь порівняти з розрахованим результатом задачі 8.

Задача 10. Джерело ^{60}Co активністю $A=200$ мКі знаходиться на віддалі 2М від робочого місця. Знайти товщину захисту із свинцю, яка дозволяє знизити потужність дози до допустимого рівня. Вважати, що середня енергія гамма-квантів ^{60}Co складає 1,25 МеВ.

7. Контрольні запитання.

1. Що розуміють під сталою розпаду радіонукліду?
2. Як зв'язана стала розпаду з періодом напіврозпаду?
3. Що називають активністю радіонукліду?
4. Записати закон радіоактивного розпаду.
5. Поглинута доза та одиниці її вимірювання.
6. Коефіцієнт якості випромінювання, еквівалентна доза та одиниці її вимірювання.
7. Чисельний зв'язок між експозиційною та еквівалентною дозою.
8. Гранично допустима доза (ліміт дози) та її значення для персоналу.
9. Яку потужність дози створює природний фон випромінювання?
10. Флюенс та густина потоку поля іонізуючого випромінювання.
11. Гамма-постійна радіонукліду.
12. Розрахунок потужності дози від точкового джерела гамма-квантів.

Додаткові питання для студентів спеціальності «фізика ядра і високих енергій».

13. Експозиційна доза та одиниці її вимірювання.
14. Групи критичних органів при внутрішньому опроміненні.
15. Категорії опромінюваних осіб.
16. Ліміт дози для категорії Б.
17. Метод розрахунку захисту для вузького і широкого пучка.

Основи радіаційної фізики та дозиметрії

Лабораторна робота №2

Вивчення радіаційних умов з допомогою дозиметра ДРГЗ

1. Мета і завдання роботи

Мета роботи: Ознайомитись з технічними характеристиками дозиметрів типу ДРГЗ-02, ДРГЗ-03. Визначити можливості дозиметра для дозиметрії джерел, що випромінюють гамма – кванти та бета-частинки

Завдання роботи:

3. Вивчити технічну документацію до приладу.
4. Підготувати прилад до роботи.
5. Провести калібрування приладу з допомогою взірцевих джерел типу ОСГИ.
6. Провести дозиметричні виміри запропонованих об'єктів.

2. Необхідні для виконання роботи прилади та матеріали.

1. Дозиметри типу ДРГЗ-02, ДРГЗ-03.
2. Комплект взірцевих джерел гамма випромінювання типу ОСГИ.
3. ^{90}Sr - ^{90}Y – джерело бета-частинок.
4. Джерело типу ГИК (ізоотоп- випромінювач ^{60}Co).
5. Градувальна лінійка.
6. Поглиначі з різних речовин для визначення їх захисних властивостей.

3. Принципи реєстрації рентгенівського та гамма-випромінювання.

Потік квантів електромагнітного поля з енергією від кількох кілоелектронвольт до кількох десятків кілоелектронвольт називають рентгенівським випромінюванням. При більшій енергії квантів вживають назву гамма-випромінювання. Рентгенівські і гамма-кванти іноді об'єднують під спільною назвою – фотони.

Під інтенсивністю випромінювання розуміють енергію, що переноситься за 1с через одиничну площину, коли напрямок переносу співпадає з напрямком перпендикуляра до цієї площини.

При проходженні фотонного випромінювання через речовину його інтенсивність зменшується за рахунок трьох процесів: фотоефекту, комптонівського розсіювання та утворення електронно-позитронних пар. Важливо відмітити, що будь-який тип взаємодії приводить до утворення в речовині вільних швидких електронів, завдяки яким і здійснюється реєстрація фотонного випромінювання.

Фотоефект полягає у поглинанні квантів електромагнітного випромінювання електронною оболонкою атома, яка практично відразу випромінює так званий фотоелектрон.

Комптонівським розсіюванням називають процес розсіювання фотонів на атомних електронах, як на вільних. При цьому зменшується енергія фотонів, а електрони віддачі залишають атом.

Процес утворення електронно-позитронних пар полягає у перетворенні гамма-кванта в кулонівському полі ядра на дві частинки: електрон і позитрон. Процес можливий тільки тоді, коли енергія кванта перевищує подвоєне значення енергії спокою електрона, тобто 1,022 Мев. Зрозуміло, що для рентгенівського випромінювання таке явище не відбувається.

Утворені фотонами електрони при русі у речовині завдяки наявності електричного заряду витрачають енергію на збудження та іонізацію атомів і молекул, а також на поляризацію середовища. Явище іонізації використовують для реєстрації різних видів випромінювання за допомогою газонаповнених детекторів.

Речовини, які у відповідь на енергію, виділену зарядженою частинкою, здатні випромінювати фотони з енергією у видимій або близькій до видимості області, називають сцинтиляторами. Наприклад, кристали йодистого натрію, активованого (оптично) талієм (NaI(Tl)), та сірчистого цинку, активованого сріблом ZnS(Ag).

Сцинтиляційний детектор складається із двох частин – сцинтилятора та фотоелектронного помножувача (ФЕП), розміщених у світлонепроникному кожусі. Сцинтилятор і торець ФЕП мають бути приведені в оптичний контакт. Спалахи світла, викликані в сцинтиляторі зарядженими частинками (при реєстрації гама-квантів – електронами) попадають на фотокатод ФЕП і вибивають з нього фотоелектрони. Останні прискорюються в електричному полі ФЕП і, послідовно стикаючись з діодами, утворюють за рахунок вторинної емісії лавину електронів. При цьому на аноді ФЕП виробляються імпульси напруги, які можна реєструвати переліковим приладом. При сталому опроміненні фотокатода, з анода можна знімати сталий струм. ФЕП має ту особливість, що при поданій на нього напрузі живлення навіть при затемненому фотокатоді з анода через опір навантаження тече струм. Це так званий темновий струм. При вимірюванні поля випромінювання темновий струм треба компенсувати або враховувати.

4. Експозиційна доза.

Щоб мати змогу кількісно оцінювати дію поля рентгенівського або гамма-випромінювання ввели поняття експозиційної дози. Вона вимірюється по іонізації повітря, яку викликають електрони, утворені гамма-квантами за рахунок трьох вищезгаданих процесів.

Термін експозиційної дози призначений для фотонного випромінювання з енергією від 1KeV до 3 MeV. При вимірюванні експозиційної дози з допомогою сцинтиляційного детектора потрібно використовувати так званий повітряно-еквівалентний сцинтилятор, тобто такий, для якого ефективний атомний номер складає, як і для повітря, 7,64. Справа в тому, що при проходженні фотонного випромінювання через речовину імовірність фотоефекту, комптонівського розсіювання та процесу утворення електронно-позитронних пар по різному залежить від енергії випромінювання. З другого боку, імовірність перерахованих процесів залежить від атомного номера речовини відповідно як Z^5 , Z , Z^2 . Тільки коли повітря і сцинтилятор будуть мати однаковий ефективний номер відношення енергії

випромінювання, поглинутої в одиниці маси повітря і сцинтилятора, не буде залежати від енергії самих фотонів.

5. Призначення, принцип дії та будова дозиметрів ДРГЗ.

Прилади, за допомогою яких вимірюють дозу або потужність дози, називають дозиметрами. Прилади, що служать для вимірювання густини потоку випромінювання називають радіометрами. Дозиметри рентгенівського і гама-випромінювання ДРГЗ-02 та ДРГЗ-03, що використовуються в даній роботі, дозволяють проводити вимірювання потужності експозиційної дози рентгенівського і гама-випромінювання в інтервалі енергій від 20 KeV до 3 MeV.

6. Технічні характеристики дозиметрів типу ДРГЗ-02, ДРГЗ-03.

Дозиметри типу ДРГЗ-02, ДРГЗ-03 призначені для вимірів потужності експозиційної дози рентгенівського та гамма випромінювання у діапазоні 0–1000 мкР/с ($0-2,5810^{-7}$ А/кг) та у діапазоні енергій 20– 3000 кеВ ($3,2 \cdot 10^{-15}$ – $480 \cdot 10^{-15}$ Дж). Обидва типи дозиметрів градууються в одиницях мкР/С.

Дозиметр ДРГЗ-02 призначений для роботи в діапазоні доз від 0 до 100 мкР/С, причому на першому найбільш чутливому піддіапазоні можна проводити вимірювання потужностей доз від 0 до 0,1 мкР/С.

Робочий діапазон дозиметра ДРГЗ-03: 0–1000 мкР/С. Найчутливіший піддіапазон від 0 до 1 мкР/С. В обох типах дозиметрів робочий діапазон розділений на 7 піддіапазонів.

Основна похибка вимірювання не перевищує $\pm 15\%$ на піддіапазонах до 3 мкР/С, та $\pm 10\%$ – на всіх інших.

Дозиметри ДРГЗ-02 і ДРГЗ-03 градуують з допомогою джерел ^{60}Co (середня енергія гамма-квантів 1,25 MeV: $(1,17+1,33)/2$). Ефективність детектора залежить від енергії. Тому при роботі з випромінюванням, енергія якого відрізняється від енергії ^{60}Co , може бути внесена додаткова похибка вимірювань, яка для діапазону енергій 20 KeV до 3 MeV не перевищує $\pm 25\%$.

Конструктивно дозиметр ДРГЗ складається з двох вузлів: блоку детектування і пульту управління. Перший з'єднаний з другим кабелем довжиною близько 2 М. Блок детектування виконаний у вигляді сталюого циліндру з пластмасовим стаканом на кінці. У пластмасовому циліндрі знаходиться повітряно-еквівалентний сцинтилятор, що є суспензією сірчистого цинку, активованого сріблом $[\text{ZnS}(\text{Ag})]$, у сцинтилюючій пластмасі. Ефективний атомний номер сцинтилятора $Z = 7,64$ такий, як у повітря. Товщина сцинтилятора 20 мм, а діаметр 39 мм. У сталюому циліндрі розміщений фотоелектронний помножувач (ФЕП) ФЭУ-92

Коли в сцинтилятор блоку детектування попадає і поглинається гамма-квант, утворюються фото-, комптон-електрони, які збуджують молекули сцинтилятора і спричиняють процес люмінесценції. Виникає світловий спалах. Світло попадає на фотокатод фотоелектронного помножувача (ФЕП). З фотокатоду ФЕП вилітають фотоелектрони, число яких за рахунок вторинної емісії на поверхнях динодів ФЕП збільшується у багато разів. Електрони збираються на аноді ФЕП і так виникає імпульс струму який подається на інтегратор.

ФЕП працює у режимі виміру струму. Імпульсні сигнали ФЕП подаються на інтегратор та підсилювач постійного струму (ППС). Після регулювання діапазону вимірів струм подається на стрілковий прилад, шкала якого градуйована у одиницях мкР/с.

Для живлення ФЕП змонтована схема випрямляча з помножувачем напруги. Пластмасовий стакан може у деяких межах обертатись навколо своєї осі. При цьому відкривається або закривається світловий затвор, який знаходиться на торці сталюого циліндру. Напрямок обертання стакану для перекриття поширення світла з боку

сцинтилятора на фотокатод ФЕП вказано на стакані міткою у вигляді клину. При перекритому затворі на виході ФЕП проявляється лише темновий струм (викликаний утворенням електронів у балоні ФЕП фоновим випромінюванням, автоелектронною емісією з електродів та оберненим іонним зв'язком), який можна компенсувати.

Увага! Повертати циліндр потрібно не прикладаючи значних зусиль.

Пульт складається з верхньої кришки, дна і корпусу. До кришки кріпиться шасі, на якому змонтована електронна схема, зокрема підсилювач постійного струму. На кришці кріпляться: вимірювальний прилад, під'єднаний до виходу підсилювача; перемикач В1 на 7 піддіапазонів вимірюваних доз та положення «УСТ.НУЛЯ»; перемикач В2 з положеннями «ВЫКЛ», «НАКАЛ», «АНОД», «ИЗМ.»; змінний резистор «УСТ.НУЛЯ», призначений для компенсації темного струму при перекритому затворі. З допомогою цього резистора на сітку лампи підсилювача подається регульована напруга, полярність якої обернена полярності напруги, створюваної темновим струмом.

Живлення приладу здійснюється від 12 ртутно-цинкових батарей чи джерела живлення від електромережі 220 В з вихідною напругою +12 В та 1,5 В. Дозиметр споживає 20 мА.

У даній роботі використовується блок живлення від мережі, який розміщений в пульті поблизу дна. На шасі знаходяться два потенціометри «ЧУВСТВ I» та «II». Щоб одержати до них доступ, потрібно знімати дно.

Вісь блоку детектування може не співпадати з напрямом потоку випромінювання. При цьому у межах тілесного кута $3,5\pi$ стерадіан анізотропія показів дозиметра не перевищує $\pm 20\%$.

7. Підготовка приладу до роботи та правила безпеки.

1. При роботі з дозиметром треба дотримуватись загальних правил техніки безпеки.

У комплект дозиметра входить контейнер з контрольним ^{90}Sr - ^{90}Y –джерелом. Забороняється зберігати джерело із знятою кришкою, підносити його близько до очей, порушувати захисну фольгу.

У блоці детектора для живлення ФЕП виробляється висока напруга 1000-1600 В. Забороняється розбирати блок детектування раніше, ніж через 10 хв після виключення дозиметра.

2. Перед включенням приладу встановити перемикач В2 в положення «ВЫКЛ», а перемикач В1 – у положення «УСТ.НУЛЯ». Під'єднати провід живлення до мережі.

3. Включити дозиметр, перевівши перемикач В2 у положення «НАКАЛ». Стрілка приладу має встановитися на правій межі виділеного сектору. В іншому випадку потрібно відрегулювати напругу потенціометром «РЕГ.НАПР.», знявши перед цим дно пульта.

4. Перевести перемикач В2 у положення «АНОД». Стрілка має показувати по нижній шкалі напругу $7,5 \div 9$ В (вся шкала обіймає 30 В).

5. Встановити перемикач В2 в положення «ИЗМЕРЕНИЕ» і дати прогрітися приладу не менше 3 хв.

8. Виконання лабораторної роботи.

Провести перевірку роботи дозиметра з допомогою контрольного джерела у такій послідовності:

Установити перемикач В1 на піддіапазон, у межах якого має спостерігатись потужність дози $P_{насн}$ від контрольного джерела.

Закрити світловий затвор і встановити стрілку приладу на нуль потенціометром «УСТ.НУЛЯ».

Відкрити кришку контрольного джерела і встановити блок детектування торцем у гніздо контейнера з джерелом. Записати показ приладу від контрольного джерела $P_{кон}$. Забрати блок детектування від джерела та закрити джерело кришкою.

Знайти коефіцієнт поправки $\Pi = P_{пасл} / P_{кон}$.

Виявити за допомогою дозиметра наявність у лабораторії джерел гамма-випромінювання та виміряти величини потужностей доз у полі випромінювання цих джерел. Провести вимірювання потужності дози $P_{роб}$ від джерела ^{137}Cs на віддалі, вказаній викладачем, наприклад, 10 см. Відстань береться від джерела до точки на стакані детектора, яка знаходиться на віддалі 12 мм від торця. Цим враховується товщина сцинтилятора і стінки стакана. Перед вимірюваннями виконувати процедуру компенсації темного струму ФЕП. Для зменшення впливу на результат вимірювання флуктуацій показів, викликаних статистичним характером ядерних процесів, час вимірювання має складати на під діапазоні $0 \div 0,1$ мкР/С не менше 10 С. Якщо поправка Π відрізняється від 1 більше, ніж на 10%, слід обчислити потужність дози $P^*_{роб}$ з урахуванням поправки:

$$P^*_{роб} = P_{роб} \cdot \Pi \quad (1)$$

Обчислити допустимий час роботи при такій потужності дози для осіб категорії А (див. лабор. роботу №1).

Провести градуювання дозиметра з використанням джерела типу ГИК.

Встановити під наглядом лаборанта джерело ГИК у спеціальне гніздо на градуювальній лінійці. Для кожного під діапазону (на якому це виявиться можливим) знайти і записати два значення відстані R від джерела до детектора, при яких стрілка приладу відхилиться до середини та до кінця шкали. Записати реальні покази приладу $P_{зр}(R)$ на цих відстанях.

Побудувати графік градуювання приладу $P_{зр}(P_{розр})$. Для цього потрібно для всього набору відстаней обчислити потужність експозиційної дози $P_{розр}$ за відомими активністю та гамма-постійною джерела ГИК. Графік будувати, відкладаючи по осі абсцис $P_{розр}$, а по осі ординат – відповідні значення $P_{зр}$.

Розмістити між детектором і джерелом гамма-квантів поглиначі різних товщин ($1 \div 3$ см) з різних матеріалів (свинцю, заліза, алюмінію). Виміряти кратність послаблення потужності дози для кожного поглинача у геометрії широкого пучка. Одержані дані порівняти з табличними (табл. 4 лабор. роботи №1).

Перевірити величину природного фонового випромінювання. Для цього помістити блок детектування у зону віддалену від джерел випромінювання. Перемикачем **В1** вибрати діапазон «**0,1**». Спостерігати за флуктуаціями показу на протязі 10 секунд. Записати середнє значення. Провести 5 вимірів з інтервалом 10 секунд. Знайти середнє значення величини фону $P_{ф}$ згідно формули (1)

$$P_{ф} = \frac{P_1 + P_2 + P_3 + P_4 + P_5}{5} \quad (2)$$

де P_1, P_2, P_3, P_4, P_5 – значення 5 вимірів фону.

Контрольні запитання.

1. Що називають рентгенівським та гамма-випромінюванням?
2. Охарактеризувати процеси, які відбуваються при проходженні фотонного випромінювання через речовину.
3. Які процеси взаємодії гамма-квантів з речовиною використовують для їх реєстрації?
4. Будова типового сцинтиляційного детектора.
5. Реєстрація фотонного випромінювання сцинтиляційним детектором.
6. Експозиційна доза та її одиниця у системі СІ.

7. Спеціальна одиниця експозиційної дози.
8. Чому слід використовувати у дозиметрії повітряноеквівалентні сцинтилятори?
9. Як досягається повітряно еквівалентність у дозиметрі ДРГЗ-03?
10. Які прилади називають дозиметрами?
11. Які прилади називають радіометрами?
12. Будова блоку детектування дозиметрів ДРГЗ-02 та ДРГЗ-03?
13. Чому потрібна компенсація темного струму? Порядок дії оператора при здійсненні компенсації темного струму.

Основи радіаційної фізики та дозиметрії

Лабораторна робота №3

Дозиметрія випромінювання з допомогою комплексу ИФКУ-1

1. Мета і завдання роботи

Мета роботи: Ознайомитись з можливостями дозиметрії іонізуючих випромінювань з допомогою ядерних фотоемульсій.

Завдання роботи:

7. Вивчити технічну документацію до комплекта індивідуального дозиметричного контролю ИФКУ-1.
8. Підготувати вимірювальний пульт ИП-3 до роботи.
9. Провести відладку вимірювального пульта.
10. Провести вимірювання доз опромінення робочих плівок.

2. Необхідні для виконання роботи прилади та матеріали.

1. Комплект індивідуального дозиметричного контролю ИФКУ-1.
2. Набір зразків проявлених плівок фотоемульсій із заданими і невідомими дозами опромінення.
3. Проявник та фіксаж та посуд для проявлення плівок.
4. Джерело типу ГИК (ізоп- випромінювач ^{60}Co).

3. Метод фотоемульсій для реєстрації іонізуючого випромінювання.

При проходженні заряджених частинок через речовину більша частина їх енергії витрачається на збудження та іонізацію атомів і молекул речовини (іонізаційні втрати енергії). У випадку діелектриків деяка частина енергії витрачається на поляризацію середовища. Вслід за іонізацією речовини настають процеси рекомбінації, при яких енергія іонізуючого випромінювання (ІВ) врешті-решт перетворюється у теплову. Різні сторони процесу передачі енергії від іонізуючого випромінювання речовині використовуються для реєстрації заряджених частинок.

Непрямо іонізуюче випромінювання – гамма-кванти, – потрапляючи у речовину, утворюють швидкі вторинні електрони, завдяки яким стає можливою його реєстрація.

Один з відомих методів експериментальної ядерної фізики є використання для реєстрації заряджених частинок спеціальних товстошарових фотоемульсій [1]. Заряджені частинки при проходженні через фотоемульсію залишають після себе приховане зображення, яке після проявлення і фіксування перетворюється у видимий крізь мікроскоп трек.

Фотоемульсії – це зважені у желатині кристалики галоїдного срібла, найчастіше AgBr.

Звичайні фотоплівки (наприклад, фото-65) являють собою целулоїдну основу з нанесеним фотоемульсійним шаром товщиною близько 20 мкм. В емульсії фотоплівок вміст галоїдного срібла складає близько 30-40% від маси суміші при розмірі зерен (кристаликів) від 0,5 до 3 мкм. Збільшення вмісту галоїдного срібла забезпечує зростання чутливості фотоемульсії, а зменшення розміру зерен—зростання просторової роздільної здатності. Так розміри зерен ядерних фотоемульсій складає від 0,1 до 0,4 мкм. У рентгенівській плівці, що використовується для дозиметрії у даній роботі, вміст галоїдного срібла складає 85÷87 % від маси емульсії [2].

Як утворюються треки?

Заряджена частинка, проходячи через кристал AgBr, іонізує його. На короткий час утворюються вільні електрони, які дифундують по кристалу до рекомбінації з від'ємними іонами срібла. З найбільшою імовірністю нейтралізація іонів срібла відбувається у місцях порушення структури кристалічної решітки, де може зібратись кілька атомів відновленого срібла. Така група атомів срібла на поверхні кристалу AgBr називається центром проявлення. Якщо емульсію помістити у проявник, то центр проявлення викличе інтенсивне відновлення металічного срібла у всьому кристаліку. Зерно AgBr перетвориться в крупинку срібла. Процес фіксування призначений для видалення бромистого срібла, яке не встигло відновитись у процесі проявлення. Обробка фотоемульсії закінчується сушінням. Крупинки срібла вздовж шляху зарядженої частинки і створюють видимий трек.

Не засвічена або не опромінена фотоемульсія після проявлення і фіксажу практично прозора. Але і в такій емульсії наявні фонові крупинки відновленого срібла. Це так звана вуаль. Дія світла і іонізуючого випромінювання приводить до загального потемніння обробленої фотоемульсії.

Для цілей дозиметрії використовують як спостереження окремих треків (для ІВ з високою густиною іонізації у межах трека) так і ступінь загального потемніння плівки. Дозу можна визначити за кількістю треків. У даній роботі вимірюється сумарна дія ІВ, яка викликає зміну прозорості проявленої фотоемульсії.

Прозорість фотоемульсії вимірюється денситометром, який складається з джерела світла (звичайна лампочка розжарення), фотоелемента і приладу вимірювання фотоструму. Вибирають такий режим роботи, коли сила фотоструму лінійно залежить від інтенсивності світла, що падає на фотоелемент. Позначимо інтенсивність світла на фотоелементі при відсутності фотоплівки через J_0 , а через J –інтенсивність світла на фотоелементі після проходження проявленої рентгенівської плівки. Відношення J/J_0 називають прозорістю плівки.

Під ступенем почорніння S плівки розуміють десятковий логарифм оберненого значення прозорості [2]:

$$S = \lg(J_0/J) \quad (1)$$

Для певного діапазону експозиційних доз рентгенівського і гамма-випромінювання спостерігається лінійна залежність між ступенем почорніння і дозою. Для рентгенівських плівок діапазон лінійності простягається від 0,05 до 3 Р. Відсутність лінійності при малих дозах пояснюється наявністю фонові вуалі.

Фотоемульсійний шар не є повітряно еквівалентним матеріалом. Тому ступінь почорніння, віднесений до одиниці дози, залежить від енергії випромінювання. Проте можна підібрати фільтри для ІВ із деяких матеріалів, які в значній мірі компенсують цю залежність. У якості такого фільтру в касетах індивідуального дозиметричного контролю використовують шар алюмінію товщиною 0,5 мм і шар свинцю товщиною 1 мм.

Фотоемульсійний метод для дозиметрії ІВ має ряд переваг: дозиметри мають низьку вартість; малі розміри; фотоплівки можуть тривалий час зберігатися як документи. Фотоплівки можна використати для реєстрації β -випромінювання і навіть нейтронів. Повільні нейтрони можна реєструвати, використовуючи фільтри із кадмію, який під дією нейтронів випромінює гамма-кванти.

4. Призначення та склад комплекту ИФКУ-1.

Комплект індивідуального дозиметричного контролю ИФКУ-1 призначений для вимірювання експозиційних доз у діапазоні від 0,05 до 2 Р, створених фотонним випромінюванням з енергією

від 0,1 до 1,25 МеВ. У якості детектора випромінювання передбачено використання рентгенівських плівок типу РМ-5-1 або аналогічних за властивостями (РТ-1, РТ-1Т, РЗ-1). При використанні рентгенівських плівок типу «Рентген ХХ» діапазон вимірювань доз може складати $0,05 \div 3$ Р, а при використанні звичайних фотоплівок (наприклад, «фото-65») діапазон вимірювань може поширюватись аж до 1000 Р.

До комплекту ИФКУ-1 входить:

а) Вимірювальний пульт типу ИП-3, за допомогою якого проводиться денситометрія оброблених плівок та визначення доз.

б) Пристрій для нарізання плівок, який дозволяє нарізати з великого листа смужки розміром 21×61 мм².

в) Комплект із 200 пластмасових касет індивідуального дозиметричного контролю. Касета складається із корпусу і кришки. Кришка має всередині гофровані затискувачі, які надійно утримують смужку плівки при хімічній обробці і вимірюванні доз. Для фіксування кришки корпус касети має гнучку заціпку.

г) Два утримувачі плівок. У кожен утримувач можна вкласти до 100 плівок, заправлених у кришки касет.

д) Три пластмасові кювети, призначені для проявника, води і фіксажу. Кювета для води має штуцери, які забезпечують протік води при промиванні плівок. Розміри кювет дозволяють розміщувати в них два утримувачі з плівками.

5. Відладка вимірювального пульта. Контрольні зразки плівок.

Для відладки вимірювального пульта використовуються дві плівки, опромінені дозами 0,1 та 1,0 рентген. Крім того, для перевірки технічного стану приладу рекомендується визначити основну похибку виміру з допомогою плівок, опромінені дозами 0,1; 0,3; 0,6; 0,9; 1,0; 1,2; 1,5; 1,8 рентген. Основна похибка визначається за формулою [3]:

$$\varepsilon(\%) = (D - D_0) / D_k \quad (2)$$

Де D —доза, одержана при вимірюванні; D_0 —експозиційна доза опромінення відповідної плівки; D_k — граничне значення піддіапазону, на якому проводиться вимірювання.

Фотоматеріали одного типу можуть мати різну чутливість від партії до партії. Ступінь почорніння плівок може залежати від технології обробки. Тому дві контрольні плівки для відладки приладу слід брати з тієї ж партії, що і робочі плівки індивідуального дозиметричного контролю; обробляти контрольні плівки також треба разом з плівками-дозиметрами.

Контрольні зразки готуються шляхом опромінення касети з плівками на спеціальній лінійці. Лінійка має гніздо, куди вкладається атестоване джерело, наприклад, джерело ⁶⁰Со типу ГИК. До джерела додається паспорт, де вказується активність на час атестації. Опромінення проводиться у замкненому приміщенні в після робочий час (наприклад, з 15.00 до 9.00 наступного дня). Експозиційна доза обчислюється за формулами, наведеними у методрозробці до лабораторної роботи № 1 (формула 1.13) та у літературі [4, 5].

6. Обробка фотоплівок.

Нарізання плівок, їх заправка у касети і обробка проводиться у темноті. Вказані операції мають виконувати лише студенти спеціальності «фізика ядра і високих енергій». Іншим студентам видаються вже оброблені та пронумеровані плівки. Вказуються номери та умови опромінення плівок для відладки вимірювального пульта.

Студенти спеціалізації використовують нестандартний пластмасовий утримувач на 30 плівок і три кювети з нержавіючої сталі, розраховані на $1,5 \div 1,7$ літра рідини. Вони самі готують розчини для обробки плівок. Режим обробки вказується на упаковці хімреактивів, також наведено в п.7.5, 7.6 технічного опису до приладу [3].

7. Порядок виконання роботи.

1. Підключіть вимірювальний пульт ИП-3 до мережі 220В, увімкніть тумблер «СЕТЬ», переключіть тумблер «x1» - «x2» у положення «x1» і дайте приладу прогрітися не менше 15 хв.
2. Запитайте у лаборанта час опромінення плівок до доз 0,1; 0,3; 0,6; 0,9; 1,0; 1,2; 1,5; 1,8 рентген. Розрахувати, на яких віддальх опромінювались вказані плівки від джерела ГИК-2-7, №2Г9, яке на 21 грудня 1981 р. мало активність $5,11 \cdot 10^7$ Бк. Період напіврозпаду $T_{1,2}$ кобальту-60 прийняти рівним 5,265 року, а повну гамма-постійну джерела – 12,98 (Р·см²)/(мКі·годину).
3. Проведіть відладку вимірювального пульта.
 - 3.1 Вкладіть у гніздо на передній панелі вимірювального пульта оброблену плівку, опромінену дозою 0,1 Р.
 - 3.2 Ручкою «0,1», що знаходиться на передній панелі вимірювального пульта, встановіть стрілку вимірювального приладу на поділку 0,1.
 - 3.3 Вкладіть у гніздо на передній панелі вимірювального пульта оброблену плівку, опромінену дозою 1,0 Р.
 - 3.4 Ручкою «1,0», що знаходиться на передній панелі вимірювального пульта, встановіть стрілку вимірювального приладу на поділку 1,0.
 - 3.5 Повторіть кілька разів операції, вказані у пунктах 3.1—3.4 до тих пір, поки стрілка приладу не стане співпадати з поділками 0,1 і 1,0 і без підкручування ручок «0,1» та «1,0».
4. Проведіть вимірювання доз опромінення робочих плівок. Якщо доза опромінення виявиться вищою за 1 Р (стрілка вимірювального приладу відхиляється вправо за шкалу), переведіть тумблер «x1» - «x2» у положення «x2». Покази приладу при цьому слід множити на 2.
5. З допомогою плівок опромінених, до доз 0,1; 0,3; 0,6; 0,9; 1,0; 1,2; 1,5; доз 0,1; 0,3; 0,6; 0,9; 1,0; 1,2; 1,5; 1,8 рентген, визначте основну похибку приладу. Побудуйте графік, відкладаючи по осі абсцис дозу опромінення, а по осі ординат—відповідні покази приладу.

8. Контрольні запитання

1. Як відбувається передача енергії від гамма-випромінювання до речовини?
2. Склад фотоемульсії. Чим відрізняються ядерні фотоемульсії і фотоемульсії рентгенівських плівок від емульсій звичайних фотоплівок?
3. Як одержують треки іонізуючих частинок у фотоемульсії?
4. Що розуміють під вуаллю фотоемульсії?
5. З яких вузлів складається денситометр? Як з допомогою денситометра можна визначити прозорість плівки?
6. Що розуміють під ступенем почорніння плівки?
7. У межах яких доз спостерігається лінійна залежність між ступенем почорніння плівки і дозою її опромінення?
8. Призначення комплекту ИФКУ-1.
9. Що входить до складу комплекту ИФКУ-1?
10. Як визначається основна похибка вимірювання приладу ИФКУ-1?
11. За якою формулою можна обчислити експозиційну дозу опромінення плівок, коли відома активність гамма-джерела?

Спостереження природної радіоактивності речовин. Випромінювання природного ^{40}K

1. Мета і завдання роботи

Мета роботи: Ознайомитись з інформацією про природні джерела радіоактивності, про її вплив на живі організми та про методи спостереження.

Завдання роботи:

1. Вивчити методику роботи з сцинтиляційним гамма-спектрометром та радіометром СРП-88.
2. Підготувати прилади до роботи.
3. Провести калібрування гамма-спектрометра з допомогою зріцевих джерел типу ОСГИ.
4. Виміряти відносну потужність дози від розпаду ^{40}K у запропонованому зразку.
5. Визначити енергію гамма-випромінювання ^{40}K .

2. Необхідні для виконання роботи прилади та матеріали.

1. Сцинтиляційний спектрометр гамма-випромінювання.
2. Радіометр типу СРП-88 або дозиметр типу ДРГЗ-02 (ДРГЗ-03).
3. Комплект зріцевих джерел гамма-випромінювання типу ОСГИ.
4. Зразок сполуки з калієм, наприклад, сіль КСІ.

Спостереження випромінювання природного ^{40}K .

K-40 є одним з ізотопів, які збереглися завдяки великому періоду напіврозпаду ($T_{1/2}=1,39 \cdot 10^9$ р., $\lambda_{\text{K40}} \approx 1,58 \cdot 10^{-17} 1/\text{с}$) з часу Великого вибуху (див. вступ).

Розповсюдженість K-40 у природному калії складає 0,01%; він зазнає розпаду за схемою, показаною на рис.4.1. В одному молі природного калію міститься близько $6 \cdot 10^{19}$ ядер ^{40}K . Активність 1 моля $A_{\text{моль}} = \lambda_{\text{K40}} \cdot 6 \cdot 10^{19}$ складає близько 1900 Бк/моль ≈ 47 Бк/г.

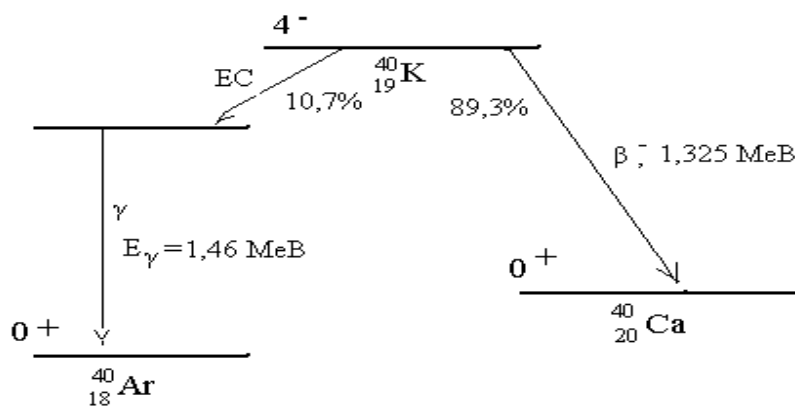


Рис. 1. Схема розпаду ядра ^{40}K ($T_{1/2}=1,32 \cdot 10^9$ років [2]). EC—захоплення радіоактивним ядром електрона з атомної оболонки (переважно з K-оболонки).

Використовується прилад для геологорозвідки СРП-88н призначений для вимірювань радіоактивності гірничих порід по γ -випромінюванню та вимірювання потоків γ -випромінювання при дозиметричному контролі умов роботи з радіоактивними джерелами (Додаток Д1.1).

Потужності дози ($P_{\text{вим}}$) вимірюється у відносних одиницях - швидкість лічби детектора імпл/с. [с^{-1}]. Діапазон вимірювання потоків гамма-випромінювання приладом знаходиться у

межах від 10 до $3 \cdot 10^4$ с⁻¹. Рівень власного фону не перевищує 10 с⁻¹. Тривалість заміру приладом 10 секунд при положеннях перемикача ДИАПАЗОН <0,1> та <0,3> та 1 секунда на діапазонах <1>, <3>, <10>, <30>. Живлення приладу здійснюється від джерела живлення постійного струму + 6,2 В.

Прилад складається з блоку детектування (сцинтиляційний лічильник) та пульта (універсальний цифровий вимірювач середньої частоти імпульсів від сцинтиляційного лічильника). Блок детектування містить фотоелектронний помножувач (ФЕП) ФЕУ-85 з кристалом NaI (ТІ) розміром 25x40 мм, джерело живлення ФЕП високою напругою, підсилювач імпульсів та амплітудний дискримінатор.

При взаємодії γ -фотона з речовиною сцинтилятора виникає свічення. Світло попадає на фотокатод ФЕП. З фотокатода ФЕП вилітають фотоелектрони, число яких за рахунок вторинної емісії на поверхнях динодів ФЕП збільшується у багато разів. Електрони збираються на аноді ФЕП і формують імпульс напруги на опорі навантаження ФЕП (Додаток Д4, рис Д4.2).

Амплітуда імпульсу збільшується імпульсним підсилювачем і далі підсилений електричний імпульс подається на амплітудний дискримінатор для відділення його від "шумових" імпульсів ФЕП. З виходу дискримінатора імпульси подаються на цифровий вимірювач середньої швидкості лічби $R_{\text{вим}}$. Вивід інформації про середню швидкість лічби детектора здійснюється на цифровий чотирирозрядний рідкокристалічний індикатор та стрілковий індикатор аналогового інтенсиметра.

Величина $R_{\text{вим}}$ прямо пропорційно пов'язана з густиною потоку гамма-квантів у місці знаходження кристалу NaI блока детектування.

Підготовка приладу СРП-88Н до роботи

1. Встановити перемикачі на пульті в такі положення: ПОРОГ в положення <ВЫКЛ.>, ДИАПАЗОН в положення <1>.

2. Подати живлення на прилад.

3. Встановити перемикач ПОРОГ в положення <БАТ>. Стрілковий індикатор покаже напругу живлення приладу.

4. Встановити перемикач ПОРОГ в положення <0>. Блок детектування наблизити впритул до контрольного джерела на пульті. Стрілковий індикатор відхилиться.

5. Встановити перемикачі ПОРОГ в положення <ИЗМ> та ДИАПАЗОН в положення <0,3>. Торцець блока детектування приставити впритул до контрольного джерела таким чином, щоб він знаходився всередині червоного кола. Зафіксувати три рази покази цифрового табло $R_{\text{вим}}(1)$, $R_{\text{вим}}(2)$, $R_{\text{вим}}(3)$ та розрахувати середньоарифметичне значення

$$R_{\text{вим}} = (R_{\text{вим}}(1) + R_{\text{вим}}(2) + R_{\text{вим}}(3))/3 \quad (1)$$

Віднести блок детектування від контрольного джерела принаймні на 50 см, зафіксувати три рази покази цифрового табло та розрахувати середньоарифметичне значення $R_{\text{ф}}$.

Визначити дійсне значення показу $R_{\text{дж}}$, с⁻¹, від контрольного джерела по формулі:

$$R_{\text{дж}} = R_{\text{вим}} - R_{\text{ф}} \quad (2)$$

Якщо величина $R_{\text{дж}}$ відповідає паспортному значенню використаного джерела, прилад готовий до роботи.

Чутливість сцинтиляційного детектора залежить від енергії гамма-квантів. У зв'язку з цим перед використанням приладу СРП-88 необхідно перевірити його чутливість до гамма-квантів різних енергій та скласти таблицю, яка дозволить покази приладу переводити в величини потужності експозиційної дози X .

Робота проводиться з використанням взірцевих джерел гамма-квантів типу ОСГИ, які випромінюють гамма-кванти в інтервалі енергій 0,2 - 1,5 МеВ. Доцільно використати такі джерела з стандартного набору ОСГИ.

Визначення енергії гамма-випромінювання ^{40}K

Спектрометрія гамма-квантів здійснюється шляхом вимірювання спектру амплітуд імпульсів з ФЕП, які при пропорційному режимі роботи ФЕП і підсилювача П пропорційні енергії гамма-квантів, втраченій у матеріалі скінтілятора (Детальніше у додатку Д4.2) На рис. 4.2 показана функціональна схема спектрометра:

Для одержання спектру амплітуд імпульси з анода ФЕП через лінійний підсилювач подаються на амплітудний аналізатор.

Найпростішим аналізатором амплітуд імпульсів може бути інтегральний дискримінатор у поєднанні з перерахунковим пристроєм.

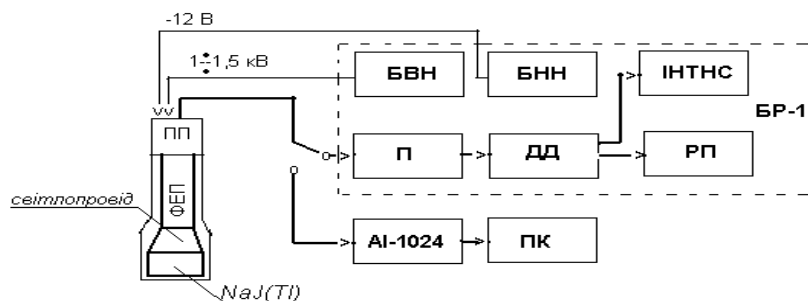


Рис.2. Функціональна схема скінтіляційного спектрометра:

NaJ(Tl) – неорганічний скінтілятор, ФЕП – фотоелектронний помножувач, ПП – попередній підсилювач, БР-1 – блок реєстрації імпульсів, який включає: підсилювач (П), диференціальний дискримінатор (ДД), перерахунковий пристрій (РП) та інтенсиметр (ІНТНС). БВН, БНН – блоки високої (до 1800 В) та низької (-12В) напруги, АІ-1024 – багатоканальний аналізатор імпульсів, ПК – персональний комп’ютер для запису та опрацювання виміряних гамма-спектрів.

Інтегральний дискримінатор - прилад який видає на виході стандартний імпульс лише в тому випадку, коли амплітуда вхідного імпульсу перевищує деяке задане значення (поріг дискримінації). Поріг дискримінації можна змінювати. Залежність швидкості лічби від порогу інтегрального дискримінатора є інтегральним амплітудним спектром імпульсів. Диференціюючи інтегральний спектр, одержують диференціальний спектр.

Більш досконалим є одноканальний аналізатор: поєднання диференціального дискримінатора з перерахунковим пристроєм. Диференціальний дискримінатор має два пороги: верхній і нижній, причому при зміні нижнього порогу змінюється одночасно і значення верхнього порогу, так що різниця між порогами (“вікно” дискримінатора) лишається постійною.

Диференціальний дискримінатор видає на вихід сигнал лише в тому випадку, коли амплітуда вхідного імпульсу більша за нижній поріг, але менша за верхній.

Отже при достатньо вузькому “вікні” дискримінатора виміряна залежність швидкості лічби імпульсів від порогу дискримінації є гістограмою диференціального амплітудного спектру імпульсів.

Ще досконалішими приладами для вимірювання спектру амплітуд імпульсів є багатоканальні амплітудні аналізатори імпульсів. Аналізатори мають електронну пам’ять, розділену на певне число каналів (1024 канали у випадку АІ-1024), кожен з яких служить для запису числа імпульсів з деякого вузького інтервалу амплітуд, наприклад, імпульси з амплітудою від 0,01 до 0,02 В записуються в 1-й канал, від 0,02 до 0,03- в другий і т.д. Записану в пам’ять інформацію можна спостерігати з наступним опрацюванням шляхом виведення її на екран осцилографа, на цифродрукуючий пристрій або перезаписуючи його у вигляді файлу даних у персональний комп’ютер.

Калібрування спектрометра та визначення енергії γ -лінії.

Амплітуда імпульсів, які відповідають пікові повного поглинання, пропорційна енергії гамма-кванта, E_{γ} , і, навпаки, E_{γ} лінійно зв’язана з номером каналу K (чи порогом дискримінації), який відповідає середині піка повного поглинання:

$$E_{\gamma} = c + \alpha K, \quad (3)$$

де $\alpha = \frac{\Delta E_{\gamma}}{\Delta K}$ - енергетична ціна каналу.

Для грубого калібрування досить визначити положення на шкалі аналізатора двох піків повного поглинання (з центрами у каналах K_1 і K_2 для γ -квантів з енергіями відповідно E_1 і E_2 :

$$\begin{aligned} E_1 &= c + \alpha K_1 \\ E_2 &= c + \alpha K_2 \end{aligned} \quad (4)$$

Розв'язуючи систему рівнянь (4.4) відносно α , легко одержати ціну каналу в енергетичних одиницях.

$$\alpha = \frac{E_2 - E_1}{K_2 - K_1} \quad (5)$$

Враховуючи, що енергії гамма-квантів зразкових джерел відомі з великою точністю, відносну похибку визначення ціни каналу можна оцінити за формулою:

$$\frac{\Delta \alpha}{\alpha} = \frac{\Delta K_2 + \Delta K_1}{K_2 - K_1} \quad (6)$$

ΔK_2 і ΔK_1 - похибки визначення положення відповідних піків повного поглинання на шкалі аналізатора. Їх величина визначається статистичною точністю числа відліків у каналі, а також роздільною здатністю спектрометра. Мінімальне значення похибок ΔK_2 і ΔK_1 рівне половині ширини каналу (кроку зміни порогу) амплітудного аналізатора.

Для точнішого калібрування слід використати значне число гамма-ліній з енергіями, які належать інтервалу калібрування спектрометра. В цьому випадку доцільно користуватись методом найменших квадратів з реалізацією розрахунків на ЕОМ[1].

Енергію γ -лінії, яка відповідає пікові у спектрі амплітуд з центром у каналі K_x , можна знайти за формулою:

$$E_x = E_1 + \alpha (K_x - K_1) \quad (7)$$

Точність визначення E_x оцінюється за формулою:

$$\frac{\Delta E_x}{E_x} \approx \frac{\Delta \alpha}{\alpha} + \frac{\Delta K_x + \Delta K_1}{|K_x - K_1|} \quad (8)$$

Таблиця 4 Характеристики гамма-випромінюючих ізотопів, які часто використовуються для калібрування спектрометрів

Ізотоп	$T_{1/2}$	E_{γ}, MeV	$K_{\beta},$ $\gamma/\text{розп.}$	Ізотоп	$T_{1/2}$	E_{γ}, MeV	$K_{\beta},$ $\gamma/\text{розп.}$
$^{241}_{87}\text{Am}$	432,9 року	0,02635	0,024	$^{137}_{55}\text{Cs}$	30,2 року	0,6616	0,851
		0,05954	0,359	$^{54}_{25}\text{Mn}$	312,5 діб	0,8348	1,0
$^{57}_{27}\text{Co}$	271,5 доби	0,12206	0,853	$^{203}_{80}\text{Hg}$	46,7 доби	0,073	0,125
		0,13647	0,108			0,2792	0,816
$^{22}_{11}\text{Na}$	2,6 року	0,511		$^{65}_{30}\text{Zn}$	245,7 діб.	1,1155	0,506
		1,274	1,0	$^{113}_{50}\text{Sn}$	118 діб	0,3916	0,644
$^{60}_{27}\text{Co}$	5,3 року	1,173		$^{139}_{58}\text{Ce}$	137,6 діб.	0,1659	0,8
		1,332		$^{153}_{64}\text{Cd}$	236 діб	0,1011	

Послідовність виконання роботи.

а) Спостереження випромінювання природного калію.

1. Проводяться виміри чутливості приладу СРП-88 до випромінювання ^{60}Co . P_{Co} при розміщенні блока детектування на поверхні та на віддалі $R=10$ см від джерела.
2. Проводяться вимірювання фону $P_{\text{ф}}$.
3. Знаходяться значення $P_{\text{джCo}}$.
4. Розраховується потужність експозиційної дози P_X для вибраних умов за формулою:

$$P_{X\text{Co}} = \frac{\Gamma_{\gamma} \cdot A}{R^2} \quad (9)$$

У формулі A —активність джерела у мілікюрі(мКі); R —віддаль від джерела до середини сцинтилятора у см; Γ_{γ} — повна гамма- постійна джерела, для ^{60}Co рівна 12,93 $\text{Pcm}^2/(\text{год.мКі})$.

5. Знаходиться коефіцієнт переведення показів радіометра $P_{\text{джCo}}$ у потужність дози:

$$P_X = C P_{\text{джCo}}, \text{ де } C = P_{X\text{Co}}/P_{\text{джCo}}. \quad (10)$$

Визначається об'ємна γ -активності сполуки з калієм з допомогою приладу.

Вимірювання об'ємної і питомої γ -активності з допомогою радіометра СРП-88н здійснюється зануренням чутливого до випромінювання детектора (щупа) у контрольовану пробу чи посудину Марінеллі (чашку з колодязем), з розташованою у ньому пробую. Для вимірювання фону до 25 мкP/год на дно колодязя встановлюється пуста тара для проби. Фонові вимірювання з посудиною Марінеллі виконуються при надійї на детектор порожній посудині.

б) Визначення енергії гамма-випромінювання ^{40}K .

1. Увімкнути прилади у відповідність зі схемою рис. 4.2. Дати «прогрітися» приладам протягом 15-20хв для встановлення їх стабільного режиму роботи.

2. Встановити джерело γ -квантів з відомою енергією (наприклад, ^{137}Cs чи ^{60}Co). Зняти амплітудний спектр: залежність числа відліків за вибраний інтервал часу (наприклад, 10 сек) від порогу диференціального дискримінатора. Переконайтесь, що спостерігається максимум (Рис. Д4.4 чи Д4.5 у додатку). Вибрати коефіцієнт підсилення таким, щоб пік ^{137}Cs (661,6 кев) спостерігався у межах 1/3 від повної шкали (піки ^{60}Co відповідно у межах 2/3 шкали).

3. Провести вимірювання амплітудних спектрів від 2-3 джерел та визначити ціну каналу (чи ширину вікна дискримінатора) в енергетичних одиницях.

4. Провести вимірювання амплітудних спектрів від зразка з вмістом калію. Визначити положення піка від γ -квантів калію та оцінити їх енергію. Оцінити похибку вимірювання енергії. (Формули 7- 8).

5. Порівняти одержане значення енергії з вказаним на рис.4.

Контрольні запитання

1. Як відбувається передача енергії від гамма-випромінювання до речовини?
2. Як пояснюється наявність ^{40}K у природних зразках калію?
3. Які інші радіонукліди спостерігаються у природних зразках?
4. Поясніть суть процесу е-захвату.
5. Як пов'язаний спектр амплітуд імпульсів сцинтиляційного детектора із енергетичним спектром гамма-променів, які реєструються?
6. Поясніть термін «пік повного поглинання».

7. Поясніть термін «енергетична ціна каналу аналізатора».
8. Що впливає на точність вимірювання енергії гамма-квантів сцинтиляційним спектрометром?
9. Як здійснюється енергетичне калібрування сцинтиляційного спектрометра?
10. Як вимірюється об'ємна γ -активність радіонукліду?

Основи радіаційної фізики та дозиметрії

Лабораторна робота №5

Відбір та готування проб. Вимірювання гамма- та бета-активності проб

1. Мета і завдання роботи

Мета роботи: Ознайомитись з методикою відбору та приготування проб для контролю забруднення довкілля радіоактивними речовинами

Завдання роботи:

1. Вивчити методику та провести відбір зразків ґрунту та води для контролю їх радіоактивності.
2. Освоїти методику роботи з радіометром СРП-88.
3. Виміряти потужність дози випромінювання відібраних проб та порівняти її з допустимими рівнями.

2. Необхідні для виконання роботи прилади та матеріали.

1. Радіометр типу СРП-88 або дозиметр типу *ДРГЗ-02(ДРГЗ-03)*.
2. Комплект взірцевих джерел гамма випромінювання типу ОСГІ.
3. Набір посудин для проведення пробовідбору.

Загальні положення про дозиметрію вмісту радіонуклідів у довкіллі.

У зв'язку із збільшенням масштабів використання атомної енергії зростає важливість контролю вмісту природних і штучних радіонуклідів у різних об'єктах довкілля. Основною формою такого контролю є визначення концентрації радіонуклідів у повітрі, воді, ґрунті, харчових продуктах. Вміст найпоширеніших радіонуклідів у речовинах довкілля регламентується Нормами радіаційної безпеки України (НРБУ-97) [1]. У табл. 5.1 приведені значення допустимих концентрацій деяких радіоактивних ізотопів у повітрі та воді. Рівень допустимих концентрацій вибирається таким, щоб виключити опромінення різних категорій населення вище встановлених лімітів доз.

Таблиця 5. Допустимі концентрації (Бк/М³) у повітрі і воді для категорій населення А (ДК_А) і Б (ДК_Б) для деяких радіонуклідів [3].

Нуклід	T _{1/2}	$\frac{DK_A^{inhal}}{Bk/M^3}$, повітря,	$\frac{DK_B^{inhal}}{Bk/M^3}$, повітря,	$\frac{DK_B^{ingest}}{Bk/l}$, вода,

³ H	12,35 p	9·10 ⁹	1·10 ²	3·10 ⁷
⁴² K	12,36 год	4·10 ³	1·10 ²	2,0·10 ⁵
⁹⁰ Sr	29,12 p	1	0,2	1·10 ⁴
¹³¹ I	8,04 д	2·10 ²	4,0	2·10 ⁴
¹³⁷ Cs	30 p	60	0,8	1,10 ⁵
²¹⁰ Pb	22,3 p	0,4	5,0·10 ⁻³	5,0·10 ²
²²⁶ Ra	1600 p	0,06	7,0·10 ⁻⁴	1·10 ³
²³² Th	1,405·10 ¹⁰ p	0,03	4,0·10 ⁻⁴	7,0·10 ²

Очевидно, що для отримання зіставлюваних результатів у різних лабораторіях необхідно використовувати однакову методику відбору проб, їх готування до вимірювань та опрацювання одержаних даних вимірювань

2.1 Відбір проб води

Рівень природної радіоактивності води може дуже відрізнятись у залежності від типу водойм і ступеню їх мінералізації. Але, як правило, сумарна питома активність не перевищує $5 \cdot 10^{-11}$ Кі/л (~1,85 Бк/л).

Методи відбору проб води для радіологічних завдань практично такі ж, як і для вирішення інших санітарно-гігієнічних задач.

Наприклад, проби води з річок відбирають у кількох місцях поблизу обох берегів і посередині річки на глибині 0,5 М. Якщо глибина перевищує 2-3М, беруть проби також на глибині 0,5 М від дна.

Питну воду відбирають із всіх джерел. При водозаборі з відкритої вдойми необхідно брати воду як з-під крану, так і на місці забору води із водойми. При цьому не слід скаламучувати осад водойми. Об'єм проби ~1 л. Перед заповненням ємності її ополоскують досліджуваною водою.

Подібних правил дотримуються і при відборі інших рідинних проб.

Наприклад, при відборі молока з посудини великої ємності беруть кілька проб з поверхневого шару і з глибинних шарів і змішують відібрані проби.

При відборі з невеликих ємностей можна відбирати одну пробу, попередньо перемішуючи рідину прямо у цій ємності.

Ці прості правила, які забезпечують представлюваність проби, повинні виконуватись також і при відборі сипучих проб (зерна, борошна і т.п.).

2.2 Відбір проб ґрунту.

Природна радіоактивність ґрунту визначається, переважно, вмістом ізотопу ⁴⁰К. Завдяки різному хімічному складу ґрунтів, природна активність сирого ґрунту коливається у межах $(0,2 \div 2) \cdot 10^{-8}$ Кі/кг, що відповідає діапазону $0,3 \div 3,5$ Кі/км² по β-випромінюванню при товщині зразка 5 см.

Відбір проб здійснюють методом "конверта": у 5-ти точках (кути і центр квадрата з стороною близько 100 м): викопується поверхневий шар ґрунту розміром 15x15 см² на глибину 5 см. Проба ~1 кг відбирається з 5-ти добре перемішаних зразків, з яких попередньо видаляється рослинність.

2.3. Відбір рослинних проб.

Природна радіоактивність рослин, як і ґрунту, визначається вмістом ізотопу ⁴⁰К і складає, наприклад, для сирової трави ~10⁻⁸ Кі/кг, для моху ~10⁻⁷ Кі/кг.

Траву зрізують якомога ближче до поверхні ґрунту.

При відборі овочів і фруктів на плодовоовочевих базах зразки повинні відбиратись у різних місцях, як з поверхні так і з глибини.

Відібрані проби упаковуються, опечатуються і маркуються. На етикетці вказується місце відбору, маса зразка і т.п. Подальша обробка доставлених у лабораторію проб залежить від мети дослідження проб та від апаратури, яка використовується у процесі вимірювань. При вимірюваннях β -активності товщина зразків не повинна перевищувати 1-2 мм. При вимірюванні випромінювання проб з малою питомою активністю використовують спеціальні методи концентрування досліджуваних ізотопі.

3. Визначення об'ємної та питомої γ -активності приладом СРП-88н.

3.1 Призначення і технічні дані приладу СРП-88н.

Сцинтиляційний геологорозвідувальний прилад СРП-88н призначений для пошуку покладів радіоактивних руд по їх γ -випромінюванню та для вимірювання інтенсивності γ -випромінювання при дозиметричному контролі.

Діапазон вимірюваних середніх швидкостей лічби лежить у межах від 10 до 10^4 імп/С. Рівень власного фону не перевищує 10 імп/С. Тривалість одного заміру швидкості лічби при положенні перемикача ДИАПАЗОН <0,1> та <0,3> складає 10 сек, а на діапазонах <1>, <3>, <10>, <30> – 1 сек.

Живлення приладу здійснюється від чотирьох елементів А-343 або від джерела живлення постійного струму +6,2 В.

3.2 Будова та принцип дії приладу [3].

Функціональна схема приладу СРП-88н показана на рис. 1.

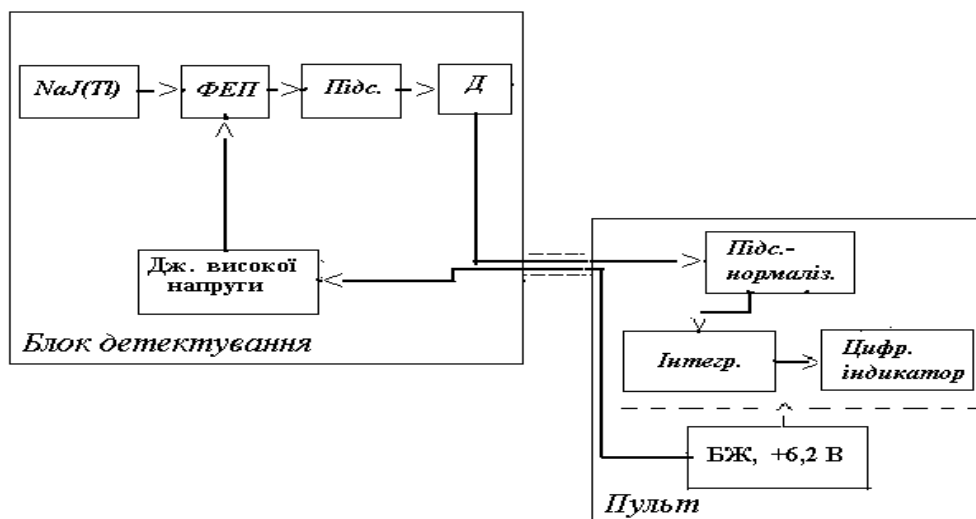


Рис.3. Функціональна схема приладу СРП-88н.

Прилад складається з блоку детектування (сцинтиляційний лічильник) та пульта, в якому розміщений універсальний цифровий вимірювач середньої частоти імпульсів від детектора іонізуючого випромінювання.

Блок детектування включає сцинтиляційний лічильник з кристалом $NaJ(Tl)$ розміром 25x40 мм у якості сцинтилятора та фотопомножувачем ФЭУ-85 (ФЕП), джерело живлення високої напруги для фотоелектронного помножувача, підсилювач імпульсів (Підс.) та амплітудний дискримінатор імпульсів (Д).

З дискримінатора імпульси по кабелю передаються на пульт на підсилювач-нормалізатор, інтегруються з використанням дозуючих ємностей. Одержане значення постійної напруги, яка пропорційна середній частоті імпульсів ($P_{дж}$, імп/С). висвітлюється на цифровому чотирирозрядному рідкокристалічному індикаторі та на стрілковому приладі. Частота імпульсів пропорційна активності проби a :

$$P_{дж} = \eta a \quad (1)$$

Тут

$$\eta = k_e k_{cn} \varepsilon \omega \quad (2)$$

k_g – відношення числа γ -квантів до числа розпадів радіонукліду (квантовий визід).

k_{cn} – коефіцієнт самопоглинання γ -квантів у зразку, $k_{cn}=[1-\exp(-\mu d)]/\mu d$. μ – масовий коефіцієнт поглинання у зразку, d – товщина зразка.

ε – ефективність реєстрації γ -квантів: відношення числа зареєстрованих γ -квантів до числа тих, що потрапили у сцинтилятор. $\varepsilon = [1-\exp(-\mu_0 l_0)]$. μ_0 – масовий коефіцієнт поглинання γ -квантів у сцинтиляторі, l_0 – товщина сцинтилятора.

ω – поправка на тілесний кут $d\Omega/4\pi$: відношення числа γ -квантів, які потрапили в чутливий об'єм детектора, до загального числа утворених у зразку γ -квантів.

3.3 Підготовка проб для визначення питомої γ -активності приладом СРП [3].

Об'ємна γ -активність зразка – це відношення активності зразка до його об'єму. Питомою γ -активністю A називають відношення активності зразка до його маси M :

$$A = a / M = a / (Sd) \quad (3)$$

Де S - площа зразка, d – товщина зразка, (Kz/M^2).

З врахуванням рівностей (2) і (3)

$$A = P_{\text{джер}} / (k_g k_{cn} \varepsilon \omega S d) \quad (4)$$

(В іншому випадку під питомою активністю розуміють відношення активності досліджуваного об'єкта до його поверхні)

Вимірювання об'ємної і питомої γ -активності з допомогою радіометра СРП-88н здійснюється зануренням чутливого до випромінювання детектора (щупа) у контрольовану пробу чи посудину Маріселлі (чашку з колодязем, рис.2), з розташованою у ньому пробую. Для вимірювання фону на дно колодязя встановлюється пуста тара для проб. Фонові вимірювання з посудиною Маріселлі виконуються при надії на детектор посудині. При великому фоні виміри проводять з свинцевим захистом товщиною не менше 5 см.

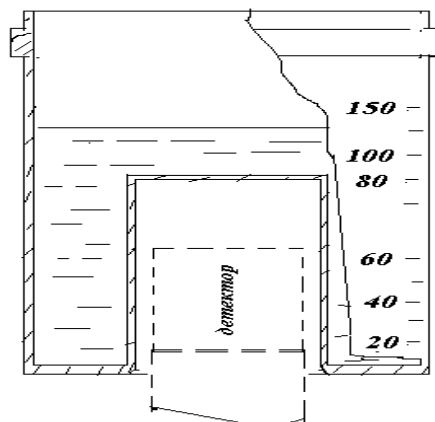


Рис.4. Посудина для вимірювання об'ємної γ -активності проб. На шкалі вказано об'єм пробі при відповідному рівні заповнення.

Молоко та інші рідинні речовини.

0,7 л молока налити у літрову банку. На дно банки покласти стрічку із фольги, згорнуту у спіраль висотою 2-3 см. Опустити щуп СРП-88н до упору з фольгою. При цьому рівень молока у банці піднімається до верхнього краю. Подібним чином готують також пробу із чисто вимитих ягід масою 700 г. попередньо роздавлюючи їх ложкою. Перед внесенням щупа у банку з ягодами його змочують чистою водою.

Сир.

Внести у літрову банку 0,7 кг сиру. Втиснути по центру банки щуп так, щоб його нижній торець був на віддалі 2-3см від дна банки. Злегка утрамбувати сир, який видавивсь з банки.

М'ясо, риба [13].

Відбирають пробу, порізану на шматочки, масою 500-600 г. Загортають шматочки у прямокутний целофановий пакет розмірами 3x16x4см. Обгортають щуп СРП-88н цим пакетом так, щоб торець щупа був вище за край пакета на 2-3 см. Закріплюють пробу на щупі тасьмою. Подібним чином готують також пробу масла чи маргарину масою 400 г.

Твердий сир.

Шматок сиру розміром 8 x 8 см розрізують на 2 частини товщиною 3 і 5 см. У товщій частині по центру квадрату 8 x 8 см прорізують отвір діаметром 4 см (або 4 x 4 см). Складають обидві частини і в утворений колодязь вкладають щуп СРП-88н.

Яйця.

У півлітрову банку вилити вміст 10 штук яєць, розмішати ложкою, на дно банки покласти спіраль з фольги. Щуп змочити чистою водою і занурити у банку до упору в фольгову спіраль.

Овочі та фрукти.

Чисто вимиті, обрізані овочі та фрукти накришити ножом у кількості 0,7 –1 кг. Засипати у літрову банку 200-300 г нарізаного продукту і утрамбувати до ¼ висоти банки. Вставити щуп СРП-88н у банку по її центру, закласти і утрамбувати решту порізаного продукту між щупом і стінкою банки.

Цибуля, часник, їстівна зелень, лікарські трави.

Чисто вимиту зелень масою 250 г покласти на целофан, зробити пакет шириною 8 см і довжиною 30-32 см. Пакет обгорнути двічі навколо нижньої частини щупа так, щоб 2-3см пакету звисали нижче щупа. Звисяючі краї пакету вдавнити до дна щупа і закріпити тасьмою.

Хліб.

Готують м'якушку хліба, зрізуючи скоринку (можливе загрязнення скоринки контролюється окремо), масою 0,7-1 кг у вигляді куба 10x10x10 см. Загортають хліб у целофан та втискають у його середину щуп на глибину 6-7 см. Обтискають хліб навколо щупа руками і закріплюють його тасьмою.

Крупа, борошно, сипкі продукти.

Засипати у літрову банку 700 г продукту так, щоб до верхнього краю лишалось 4 см. Втиснути щуп СРП-88н у продукт так, щоб він розташувався у центрі банки. При цьому проба повинна заповнити повністю банку до верхнього краю, але не висипатись через край.

При проведенні вимірювань з посудиною Маринеллі (об'ємом 3 л) проби фруктів, овочів, ягід, зерна складають 1,5-2,0 кг , яєць –20-25 штук.

4. Завдання до роботи.

1. Ознайомитись з радіометром СРП-88н. Виконати калібрування його показів шляхом вимірювання числа відліків поблизу гамма-джерела з відомою активністю та відомою енергією гамма-квантів.

2. Провести пробовідбір ґрунту у межах госпдвору УжНУ. Підготувати пробу для вимірювання інтенсивності гамма-випромінювання.

3. Провести вимірювання середньої частоти імпульсів від гамма-випромінювання проби(P_{Γ} , імп/С). Провести вимірювання фону. Розрахувати питому активність гамма-випромінювання ґрунту. Прийняти значення поправки на тілесний кут при вимірюванні з посудиною Маринеллі $\omega \approx 0,4$. Для точнішого визначення питомої активності слід визначити коефіцієнт η (формули 1, 2) шляхом реєстрації випромінювання еталонної проби з відомою питомою активністю.

4. Провести пробовідбір води з мережі водопостачання (або з посудини, у якій зберігається нейтроне джерело). Підготувати пробу для вимірювання інтенсивності гамма-випромінювання.

5. Провести вимірювання середньої частоти імпульсів від гамма-випромінювання проби води ($P_{\text{в}}$, імп/С).

6. Оцінити питомі активності гамма-випромінювання відібраних проб.
7. Порівняти одержані значення з допустимими рівнями активності різних радіонуклідів у воді та ґрунті.
8. Провести вимірювання інтенсивності гамма-випромінювання проби трави, відібраної у 30-кілометровій зоні поблизу Чорнобиля. Порівняти одержані значення з допустимими рівнями активності різних радіонуклідів у рослинних зразках.

Контрольні запитання.

1. Чому слід дотримуватись певних правил при відборі проб для радіаційного контролю?
2. Будова типового сцинтиляційного детектора.
3. Реєстрація фотонного випромінювання сцинтиляційним детектором.
4. Експозиційна доза та її одиниця у системі СІ.
5. Спеціальна одиниця експозиційної дози.
6. Чому у схемі радіометра СРП-68 використовуються дискримінатор і підсилювач-нормалізатор імпульсів?
7. Яку характеристику радіонукліду називають квантовим виходом?
8. Які прилади називають радіометрами?
9. Що називають ефективністю реєстрації випромінювання?
10. Дати визначення питомої та об'ємної активностей.
11. Одиниці активності «бекерель», «кюрі».

Основи радіаційної фізики та дозиметрії

Лабораторна робота №6

Визначення вмісту цезію-137 у навколишньому середовищі гамма-спектрометричним методом

1. Мета і завдання роботи

Мета роботи: Ознайомитись з інформацією про джерела радіоактивності, внесені у довкілля діяльністю людей, їхній вплив на живі організми. Вивчити один із методів спостереження таких джерел.

Завдання роботи:

4. Вивчити методику роботи з гамма-спектрометром.
5. Провести калібрування гамма-спектрометра з допомогою взірцевих джерел типу ОСГИ
6. Оцінити вміст цезію-137 у заданих пробах.

2. Необхідні для виконання роботи прилади та матеріали.

1. Спектрометр гамма-випромінювання.
2. Комплект взірцевих джерел гамма випромінювання типу ОСГИ.
3. Зразки речовин (рослинності, ґрунту) відібрані на території госпдвору УжНУ, а також у межах 30-кілометрової зони поблизу Чорнобиля.

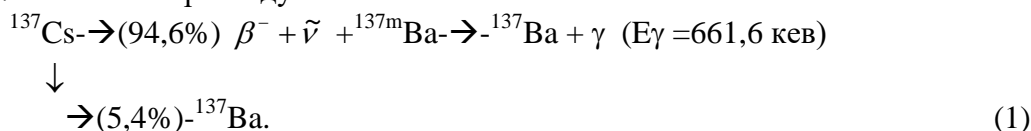
3. Цезій-137 у навколишньому середовищі

Природний цезій складається з одного ізотопу – ^{133}Cs . Розповсюдженість цезію у земній корі складає $3,7 \cdot 10^{-4}$ вагових процентів, у воді океанів – $3,7 \cdot 10^{-8}$, у біосфері – $1,0 \cdot 10^{-5}$ вагових процентів. Відомо 23 радіоактивних ізотопи цезію з масовими числами 123-132 і 134-144. Найбільше практичне значення серед них має ізотоп ^{137}Cs , який є одним із основних продуктів реакції поділу урану чи плутонію і широко використовується в радіаційних технологіях, гамма-дефектоскопії, у хімічних та радіобіологічних дослідженнях. Вміст ^{137}Cs у розчині продуктів поділу урану при різних витримках показаний у таблиці 6.

Таблиця 6. Вміст ^{137}Cs у розчині продуктів поділу урану при різних витримках

Витримка після припинення ланцюгової реакції поділу, років	Вміст у %
0	6
2	4,85
5	15,2

Цезій-137 зазнає бета-розпаду за схемою:



У таблиці 6.2 наведені характеристики радіоактивних випромінювань, які утворюються при розпаді ^{137}Cs .

Таблиця 7. Характеристики радіоактивних випромінювань ^{137}Cs

Вид випромінювання	Вихід на один розпад	Енергія часток, МеВ		Енергія фотонів, МеВ
		Максимальна	Середня	
β^-_1	0,946	0,5140	0,1747	-
β^-_2	0,054	1,1760	0,4269	-
γ	0,8981	-	-	0,6616
$e^- (K)$	0,0820	0,6241	-	-
$e^- (L)$	0,0147	0,6560	-	-
$e^- (M)$	0,0049	0,6605	-	-
X_1	0,0392	-	-	0,0321
X_2	0,0203	-	-	0,0318
X_3	0,0110	-	-	0,0363
X_4	0,0023	-	-	0,0374
X_5	0,0133	-	-	0,0044

Примітка. $e^- (K)$, $e^- (L)$, $e^- (M)$ – конверсійні електрони з K-, L-, і M-оболонки; X_{1-5} – фотони рентгенівського випромінювання, які виникають при переходах електронів у кінцевому атомі.

Природні джерела утворення ^{137}Cs :

Спонтанний поділ ^{238}U (переважно), поділ ^{235}U природними нейтронами (вклад до 4%); в окремих уранових рудах та берилієвих родовищах густина потоку природних

нейтронів сягає 15000 нейтронів/(см²добу)), спонтанний поділ ²³²Th і ²³⁵U (вклад нехтовно малий).

Джерела, які виникають внаслідок діяльності людей:

Викиди атомних електростанцій та радіохімічних заводів, вибухи ядерних пристроїв [18-29].

Підвищена міграція цезію-237 разом з іншими радіонуклідами із земної кори у біосферу.

Оцінка викидів атомних електростанцій усіх країн в атмосферу за 2000-й рік складає $22,2 \cdot 10^{19}$ Бк, що з врахуванням періоду напіврозпаду (30 років, стала розпаду $2,674 \cdot 10^7$ с) відповідає масі 189 кг цезію-137.

За рік у всій земній корі утворюється така кількість продуктів поділу, як при вибухові одної атомної бомби невеликої потужності (~0,05 Мт).

Кількість ¹³⁷Cs, утвореного за рахунок атмосферних випробувань ядерної зброї у 1945—1980 роках, перевищує кількість ¹³⁷Cs, утвореного за 1 рік природним способом, більш, ніж на 4 порядки. Зменшення вибухів після 1964 року відображає усвідомлення людством небезпеки навіть випробувань ядерної зброї, не кажучи вже про можливі наслідки у випадку її використання.

У таблиці Дб.1 додатку наведені дані про надходження цезію-137 у стратосферу від випробувань ядерної зброї в 1951—1980 роках.

Постійним джерелом утворення радіоактивного цезію та інших радіоактивних продуктів поділу є ядерні реактори працюючих атомних електростанцій (таблиця Дб.2 додатку). Рівень надходження радіоактивних елементів з відходів ядерного палива в навколишнє середовище характеризує досконалість технології переробки відходів, що є важливим питанням радіоекології.

За токсичністю ізотоп ¹³⁷Cs відноситься до групи “Г” (четверта група за мірою токсичності, найменш токсична група). Мінімально значима активність $3,7 \cdot 10^6$ Бк [2]. Надходження в організм людини відбувається переважно через шлунково-кишковий тракт (ШКТ) за схемою:

ШКТ → кров → м’язова тканина → нирки → Тв (період напіввиведення)=70 діб.
 └ → скелет → Тв=140 діб.

Гігієнічні нормативи для надходження цезію-137 в організм та допустимі його концентрації у воді та повітрі наведені у таблиці 8.

Таблиця. 8. Гігієнічні нормативи для надходження цезію-137 в організм та допустимі його концентрації у воді та повітрі.

Критичний орган	Категорія населення А			Категорія населення Б	
	ПДП, Бк/рік	ДС _А , Бк	ДК _А , Бк/л	ПГП, Бк/рік	ДК _Б , Бк/л
Все тіло	$5,2 \cdot 10^6$	$12,2 \cdot 10^5$	-	$1,03 \cdot 10^6$	$5,6 \cdot 10^2$
Печінка		$12,9 \cdot 10^4$			(У воді)
Легені	$13,3 \cdot 10^5$	$7,4 \cdot 10^4$	0,5		$1,81 \cdot 10^{-2}$ (У повітрі)

ПДП—гранично допустиме річне надходження радіонукліда через органи дихання (категорія А). ДС_А – допустимий вміст радіонукліда в критичному органі (категорія А). ДК_А – допустима об’ємна концентрація (активність) радіонукліда у повітрі робочої зони (категорія А).

ПГП – верхня межа річного надходження радіонукліда через органи дихання і через травний тракт (категорія Б). ДК_Б– допустима об’ємна кон-центрація (активність) радіонукліда в атмосферному повітрі і воді (категорія Б).

Рівні річного надходження (РН) цезію-137 у роки, коли велись випробування ядерної зброї в атмосфері, постійно зростали. Максимальне надходження спостерігалось у 1964 р., коли добове надходження d складало 12 Бк/добу, що відповідає надходженню за рік:

$RH=d*365=4380$ Бк/рік, що все ж значно менше ПП= $1,03 \cdot 10^6$ Бк/рік

7. Гамма-спектрометричний метод контролю вмісту ^{137}Cs .

Для виявлення ^{137}C можна використовувати реєстрацію його β - чи γ -випромінювання, а також випромінювання конверсійних електронів та рентгенівських променів. Зручним і широковживаним є γ -спектрометричний метод. У цьому методі ідентифікація цезію здійснюється за енергією γ -квантів, а концентрація ^{137}C у зразках – за інтенсивністю γ -лінії з енергією 661,6 кев.

У даній роботі використовується або скінтіляційний спектрометр гамма-квантів або γ -спектрометр на основі германій-літєвого напівпровідникового детектора γ -квантів (рис. 5).

Однокристалний скінтіляційний спектрометр гамма-квантів складається з скінтілятора (у даній роботі кристал NaI(Tl)) і фотоелектронного помножувача (ФЕП), розміщених у світлонепроникному кожусі; лінійного підсилювача електричних імпульсів та амплітудного аналізатора.

Скінтілятором називається речовина (кристал, рідина, пластик), у якій за рахунок енергії іонізуючої частини виникають спалахи світла (скінтіляції).

Швидкі заряджені частинки (електрони, альфа-частинки і т.д.) іонізують і збуджують атоми (молекули) скінтілятора. В кристалічному скінтіляторі при цьому утворюються електронно-діркові пари. Процес рекомбінації таких пар супроводжується випромінюванням світла. Світло, яке виникає в скінтіляторі, через світлопровід або безпосередньо через торець балона ФЕП потрапляє на фотокатод помножувача. Під його дією з фотокатода виривається деяке число електронів, пропорційне інтенсивності спалаху. Електрони прискорюються електричним полем ФЕП і, співударяючись з динодами, утворюють за рахунок явища вторинної електронної емісії електронну лавину, яка проявляється на аноді ФЕП у вигляді від'ємного електричного імпульсу.

Спектрометрія гамма-квантів здійснюється шляхом вимірювання спектру амплітуд імпульсів з ФЕП, які при пропорційному режимі роботи ФЕП і підсилювача П пропорційні енергії гамма-квантів, втраченій у матеріалі скінтілятора.

Детальніше принцип дії скінтіляційного спектрометра та методика роботи з ним описані у додатку Д4.1 та у роботі №4.

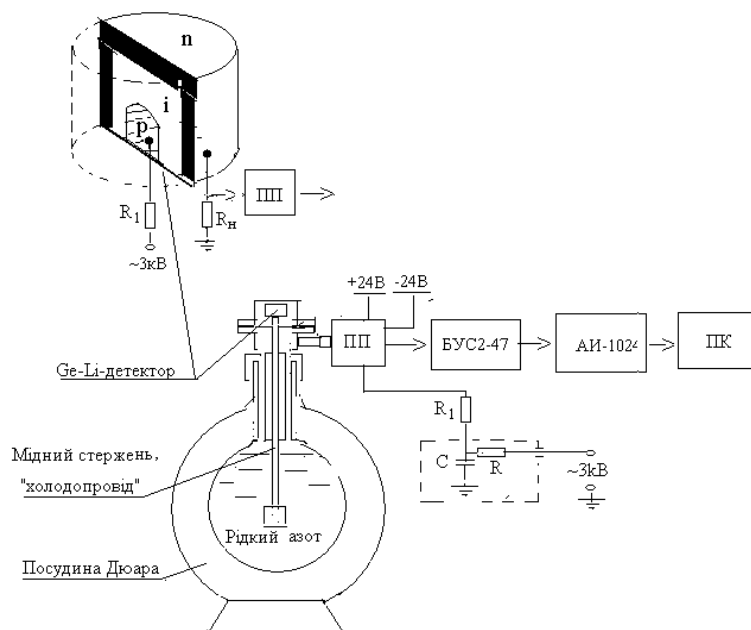


Рис.5. Функціональна схема напівпровідникового спектрометра:

ПП – попередній зарядовий підсилювач, БУС2-47 основний лінійний підсилювач імпульсів, ~3кВ – висока напруга, яка через опори R , R_1 і R_n прикладається до коаксіального кристалу германію, АИ-1024 – багатоканальний аналізатор імпульсів, ПК – персональний комп’ютер для запису та опрацювання вимірних гамма-спектрів.

Ge-Li-детектор – це кристал германію, у якому власні носії заряду компенсовані введеними у нього домішками літію. При цьому в германії утворюється об’єм, збіднений носіями заряду (і-область). На торцях кристалу наносять електроди. Якщо подати на ці електроди високу напругу, утворюється кристалічний лічильник, який діє як тверда іонізаційна камера. Енергія активації (вивільнення зв’язаних носіїв заряду) для германію з домішками літію досить мала (0,043 еВ). Тому Ge-Li-детектор може функціонувати лише при охолодженні до температур, близьких до температури рідкого азоту. Як і в сцинтиляційному детекторі, у напівпровідниковому детекторі γ -кванти реєструються завдяки утворенню ними вторинних електронів. Швидкий вторинний електрон створює в і-області кристалу германію електронно-діркові пари, які під дією сильного електричного поля збираються на відповідні електроди, формуючи на опорі навантаження електричний імпульс. Імпульс підсилюється зарядовим попереднім підсилювачем, на виході якого сигнал пропорційний зібраному заряду, а отже і переданій кристалу енергії вторинного електрона. Як і в сцинтиляційному лічильнику, монохроматичні γ -кванти приводять до складного спектру амплітуд, який включає пік повного поглинання (фотопік, рис.6.2). Саме положення цього піка в амплітудному спектрі використовується для визначення енергії γ -кванта. Ширина фотопіка напівпровідникового спектрометра значно менша, а отже і енергетична роздільність (~1%) значно вища, ніж у сцинтиляційного (7-10%).

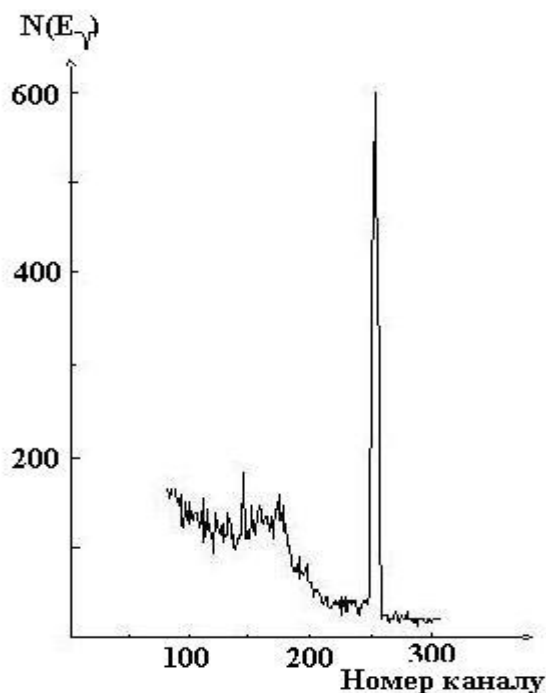


Рис.6. Амплітудний спектр імпульсів від γ -лінії ^{137}Cs (661,6 кев), одержаний з допомогою напівпровідникового спектрометра.

Для одержання спектру амплітуд імпульси з попереднього зарядового підсилювача через лінійний підсилювач (БУС2-47) подаються на амплітудний аналізатор (АИ-1024).

Аналізатор має електронну пам’ять, розділену на 1024 канали, кожен з яких служить для запису числа імпульсів з деякого вузького інтервалу амплітуд, наприклад, імпульси з амплітудою від 0,01 до 0,02 В записуються в 1-й канал, від 0,02 до 0,03- в другий і т.д. Записану в пам’ять інформацію можна спостерігати з наступним опрацюванням шляхом виведення її на екран осцилографа, на

цифродрукуючий пристрій або перезаписуючи його у вигляді файла даних у персональний комп'ютер.

У якості положення піка при грубому оцінюванні можна прийняти номер каналу фотопіка з максимальним числом відліків.

Послідовність виконання роботи.

1. Увімкнути прилади у відповідності зі схемою рис. 6.1. Дати «прогрітися» приладам протягом 15-20хв для встановлення їх стабільного режиму роботи.

2. Встановити джерело γ -квантів з відомою енергією (наприклад, ^{137}Cs чи ^{60}Co). Зняти амплітудний спектр. Переконайтесь, що спостерігається максимум (Рис. Д6.2). Вибрати коефіцієнт підсилення таким, щоб пік ^{137}Cs (661,6 кев) спостерігався у межах 1/3 від повної шкали.

3. Провести вимірювання амплітудних спектрів від 2-3 джерел та визначити ціну каналу в енергетичних одиницях (формула 6.4).

4. Провести вимірювання амплітудного спектру протягом заданого часу від зразка з відомим вмістом ^{137}Cs . Визначити суму імпульсів у максимумі повного поглинання піка від γ -квантів цезію-137. Оцінити похибку вимірювання суми. (Формули Д4.9-Д4.11 додатку Д4).

5. Провести вимірювання амплітудного спектру протягом заданого часу від зразка рослинності, відібраного поблизу Чорнобиля, або від проби (рослинності, води, ґрунту), відібраної в Ужгороді за вказівкою керівника заняття. Визначити суму імпульсів у максимумі повного поглинання піка від γ -квантів з енергією 661,6 кев.

6. Порівняти одержані значення інтенсивності піків, одержаних у пп. 4 і 5. Оцінити вміст ^{137}Cs у зразку з п.5 та порівняти одержане значення з регламентами НРБУ-97.

ДОДАТКИ

Таблиця Д6.5. Надходження ^{137}Cs в стратосферу внаслідок випробовування ядерної зброї в 1951—1980 роках, ПБк (10^{15} Бк).

Рік	Чис-ло вибухів	Екваторіальна частина стратосфери (0-30°). Північна півкуля.			Полярна частина стратосфери (30-90°). Півн.півкуля		Екваторіальна частина стратосфери (0-30°). Південна півкуля.		
		17-24	24-50	>50	9-17	24-50	17-24	24-50	>50
		Висота, кілометри							
1951	17	0,05							
1952	11	7,67	10,62						
1953	13	0,01			0,71				
1954	7	47,14	39,88		0,02				
1955	17	-	-	-	6,67	-	-	-	-
1956	27	29,32	0,89	-	12,39				
1957	45	13,69	-	-	18,23	-	13,69	-	-
1958	83	14,22	2,36	8,85	83,66	-	10,92	-	8,9
1961	51	-	-	-	89,68	42,13	-	-	-
1962	77	36,93	1,42	7,08	166,32	180,19	22,36	0,29	2,07
1965	1	-	-	-	0,02	-	-	-	-
1966	8				1,53		1,00	-	-
1967	5	10,03	-	-	-	-	0,59	-	-
1968	6				5,25	1,83	19	-	-

1969	1				8,85	2,95	-	-	-
1970	9				8,85	2,95	13,63	-	-
1971	6				-		10,62	-	-
1972	5				0,12		0,01		
1973	6	9,44	-	-	-	-	-	-	-
1974	8	2,66					0,83		
1976	3				8,79	4,60			
1980	1				2,66				
Всього(округл.)		171	55	16	414	235	93	0,3	11

Таблиця Дб.6. Питома активність продуктів поділу і трансуранових елементів у відпрацьованому паливі реакторів на теплових і швидких нейтронах, ПБк/т (10^{15} Бк/т палива).

Радіонуклід	T1/2	Реактор на теплових нейтронах	Реактор на швидких нейтронах
Уламки поділу			
¹⁴⁴ Ce	285 діб	33	47,4
⁹⁵ Nb	35 діб	32,1	98,4
⁹⁵ Zr	65 діб	19,4	77,7
¹⁰⁶ Ru	1 рік	17,0	47,7
⁸⁹ Sr	51 доба	7,9	23,6
¹³⁷ Cs	30 років	4,0	4,0
¹⁴⁷ Pm	2,6 року	3,8	13,1
⁹⁰ Sr	28 років	2,8	1,6
³ H	12,3 року	0,026	0,033
Трансуранові елементи			
²⁴¹ Am	432 роки	4,3	22,2
²⁴² Cm	163,2 доби	0,7	2,4
²³⁸ Pu	87,7 роки	0,1	0,4
²⁴⁴ Cm	18,1 року	0,092	0,046
²⁴⁰ Pu	6570 років	0,018	0,016
²³⁹ Pu	21100 років	0,012	0,13
²⁴¹ Pu	14,4 роки	0,0063	0,058
²⁴³ Am	7380 років	0,00063	0,0018
²⁴² Pu	$3,76 \cdot 10^5$ р.	0,000052	0,00048

Примітка. Реактор на теплових нейтронах водо-водяний, потужністю 1,1ГВт(ел), завантаження 30 т збагаченого урану, вигорання 33000 МВт.добу/т, питома потужність 30 МВт/т, витримка 90 діб.

Реактор на швидких нейтронах потужністю 1,0ГВт(ел), завантаження 50 т збагаченого урану, середнє вигорання 33000 МВт.добу/т, середня питома потужність 58 МВт/т, витримка 30 діб.

Лабораторна робота №7

Експериментальне вивчення ефективності захисту від гальмівного випромінювання електронного прискорювача

1. Мета і завдання роботи

Мета роботи: Практичне вивчення ефективності захисту від гальмівних гамма-квантів, які генеруються електронним пучком прискорювача. Засвоєння навичок роботи з випромінюванням мікротрона (бетатрона) та з дозиметрією гамма-квантів з допомогою іонізаційної камери чи сцинтиляційного лічильника або активаційним методом.

Завдання роботи:

1. Ознайомлення з принципом дії мікротрона (бетатрона).
2. Вивчення характеристик випромінювання електронного прискорювача та структури системи дозиметрії гальмівних гамма-променів
3. Експериментальне визначення залежності дози, зумовленої гальмівним гамма-випромінюванням, від товщини захисту з свинцю або заліза.

2. Необхідні прилади для виконання роботи

1. Бетатрон Б25 або мікротрон М10.
2. Дозиметричний прилад РУП-1 з гамма-детектором, з'єднаним з пультом довгим кабелем.
3. Гамма-джерело для калібрування дозиметра.
4. Набір індивідуальних дозиметрів ДК-02 або інший.
5. Набір активаційних гамма-детекторів.
6. Набір захисних блоків.

3. Питання, які необхідно знати для виконання роботи

1. Будова та принцип дії електронного прискорювача.
2. Технічні характеристики приладу РУП-1 при вимірюванні дози гамма-випромінювання.
3. Енергетичний та кутовий розподіли гальмівних гамма-квантів.
5. Наведена радіоактивність під дією гамма-випромінювання.
6. Взаємодія бета-частинок та гамма-квантів з речовиною.

4. Види іонізуючих випромінювань електронних прискорювачів

Первинним іонізуючим випромінюванням (ІВ) електронних прискорювачів є потік швидких електронів. Вторинними ІВ є гальмівне гамма-випромінювання, при достатньо високих енергіях (> 10 MeV) — фотонейтрони, а при енергіях, більших 1000 MeV (1 GeV)— потік мюонів (рис.7.1).

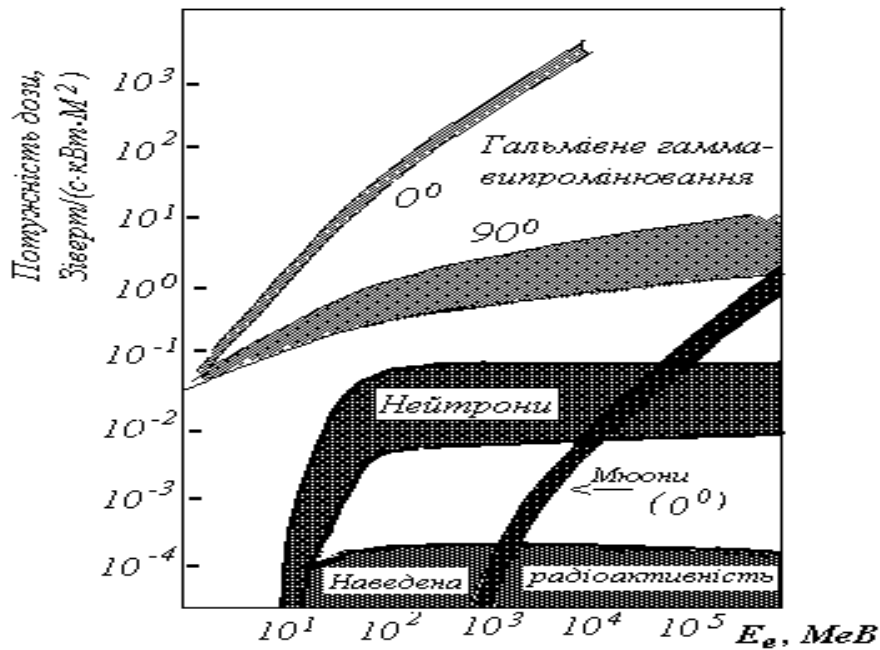


Рис.7. Потужність еквівалентної дози різних видів вторинного випромінювання на одиницю потужності первинного пучка електронів, який бомбардує гальмівну мішень, як функція енергії електронів. Ширини помічених зон визначаються товщиною і матеріалом мішені [1].

Як видно з рис 7.1 для бетатрона Б-25 ($E_{e\max} = 25$ MeV) і мікротрона М-10 ($E_{e\max} < 10$ MeV) основний вклад у дозу вносить гальмівне γ -випромінювання.

5. Захист від гальмівного γ -випромінювання.

Інтенсивність гальмівного γ -випромінювання залежить від енергії прискорених електронів, товщини гальмівної мішені і порядкового номера (Z) речовини мішені.

Спектр гальмівного γ -випромінювання описується формулою Шіффа[2].

Ймовірність генерації гамма-квантів з енергією E_γ при певному значенні енергії прискорених електронів U_0 визначається перерізом, який розраховується за формулою Шіффа:

$$\sigma(E_\gamma, E_{\gamma\max})dE_\gamma = 2 \frac{Z^2 r_0^2}{137} \frac{dE_\gamma}{E_\gamma} \left\{ \left[1 + \left(\frac{U_0 - E_\gamma}{U_0} \right)^2 - \frac{2 \cdot (U_0 - E_\gamma)}{3U_0} \right] \cdot \left[\ln M(0) + 1 - \frac{2}{B} \cdot \arctg B \right] + \frac{U_0 - E_\gamma}{U_0} C(B) \right\} \quad (1)$$

Тут $B = \frac{2U_0(U_0 - E_\gamma)Z^{\frac{1}{3}}}{11mc^2 E_\gamma}$, U_0 – повна енергія налітаючого електрона,

mc^2 – енергія спокою електрона. $r_0 = 2,82 \cdot 10^{-13}$ см – класичний радіус електрона, Z і A – зарядове і масове числа ядер гальмівної мішені.

$$C(B) = \frac{2}{B^2} \cdot \ln(1 + B^2) + \frac{4(2 - B^2)}{3B^3} \operatorname{arctg} B - \frac{8}{3B^2} + \frac{2}{9};$$

$$\frac{1}{M(0)} = \left(\frac{mc^2 E_\gamma}{2U_0(U_0 - E_\gamma)} \right)^2 + \left(\frac{1}{111} \right)^2.$$

Число гальмівних гамма-квантів, які генерує потік електронів, що відповідає струмові i – мка – розраховується за виразом:

$$\Delta N_\gamma = i(\text{мка}) \frac{\rho x \cdot 6,02 \cdot 10^{23}}{1,6 \cdot 10^{-13} \text{ А}} \cdot \sigma(E_\gamma, E_{\gamma \max}) dE_\gamma, \quad (7.2)$$

де ρ і A відповідно густина і масове число ядер гальмівної мішені, x – її товщина (см). Характер залежності $\Delta N(E_\gamma)$ при $E_{\gamma \max} = 10, 20$ і 30 MeV показано на рис.7.2.

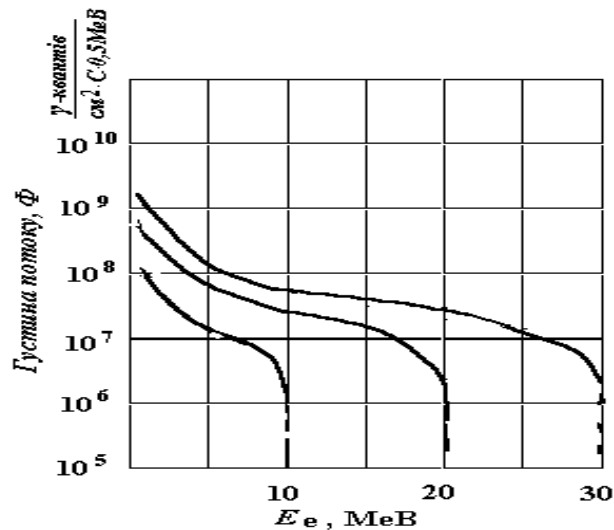


Рис. 8 Спектр гальмівних гамма-квантів при кінетичних енергіях електронів 10, 20 і 30 MeV.

Для захисту від гамма-випромінювання широко використовують бетон, залізо, свинець. Якщо потік γ -квантів ϕ $1/\text{см}^2\text{с}$ потрапляє у речовину захисту, він послаблюється за експоненціальним законом:

$$\phi(x) = \phi(0) e^{-\mu x}, \quad x \leq 1/\mu \quad (3)$$

Тут x – товщина шару речовини, μ – коефіцієнт поглинання:

$$\mu = \sigma_\phi n_a + \sigma_k n_a + \sigma_{\pi} n_a \quad (4),$$

де n_a – число атомів речовини в одиниці об'єму.

σ_ϕ , σ_k , σ_{π} – відповідно перерізи фотоефекту, комптонівсько розсіювання та процесу утворення електронно-позитронних пар.

Для дозиметрії і захисту доцільно у (4) переріз комптонівського розсіювання замінити перерізом $e\sigma_k$ комптонівського поглинання енергії, який враховує, що у цьому процесі γ -квант вибуває не повністю.

У цьому випадку коефіцієнт *істинного* поглинання, γ , визначиться як:

$$\gamma = \sigma_\phi n_a + e\sigma_k n_a + \sigma_{\pi} n_a \quad (4a)$$

Переріз $e\sigma_k$ комптонівського поглинання енергії пов'язаний з σ_k співвідношенням:

$$e\sigma_k = \frac{E_\gamma - E_\lambda'}{E_\gamma} \sigma_k \quad (5)$$

де E_γ – енергія первинного γ -кванта, E_λ' – енергія розсіяного γ -кванта.

Значення μ і γ для заліза та свинцю наведені у таблиці 7.1.

Формула (7.3) справедлива для “хорошої геометрії”: вузьких пучків і порівняно тонких мішеней, для яких $x \leq 1/\mu$. Як правило, захист потрібний від широких γ -пучків і повинен мати велику кратність послаблення, $Kr = \varphi(x)/\varphi(0)$, досягнути при значних товщинах захисту, що відповідає “геометрії широкого пучка” (або “поганій” геометрії).

При цьому доза випромінювання за захистом створюється первинним випромінюванням, що проникає крізь захист без взаємодії, а також вторинним (розсіяним) випромінюванням. Тому дозу за захистом характеризують фактором накопичення, B_D , який визначають як відношення:

$$\text{Фактор накопичення } B_D = \frac{\text{Доза від нерозсіяного випромінювання} + \text{доза від розсіяного випромінювання}}{\text{Доза від нерозсіяного випромінювання}} \quad (6)$$

Таблиця 8. Лінійні коефіцієнти послаблення μ , см^{-1} , і масові коефіцієнти істинного поглинання γ , $\text{см}^2/\text{г}$ для заліза і свинцю

E_γ , MeV	Залізо		Свинець	
	μ , см^{-1}	γ , $\text{см}^2/\text{г}$	μ , см^{-1}	γ , $\text{см}^2/\text{г}$
0,01	1328,2	139	1406,6	124
0,02	191,8	22,1	942,7	66,3
0,05	14,3	1,63	82,81	6,63
0,1	2,617	0,219	60,35	2,09
0,2	1,069	0,0483	10,58	0,610
0,5	0,648	0,0293	1,702	0,0981
1,0	0,467	0,0260	0,771	0,0378
2,0	0,333	0,0221	0,512	0,0247
3,0	0,283	0,0204	0,472	0,0238
4,0	0,260	0,0199	0,472	0,0250
5,0	0,248	0,0198	0,481	0,0265
6,0	0,240	0,0201	0,491	0,0277
8,0	0,233	0,0208	0,577	0,0297
10,0	0,234	0,0213	0,554	0,0320

Якщо $\varphi_0(E)$ – густина потоку нерозсіяного гамма-випромінювання, а густина потоку розсіяного випромінювання – $\varphi(E)$, то:

$$B_D = \frac{\int [\varphi_0(E) + \varphi(E)] E \gamma(E) dE}{\int \varphi_0(E) E \gamma(E) dE} \quad (6a)$$

Тут E – енергія γ -квантів, γ – істинний коефіцієнт поглинання квантів.

Величина потоку γ -квантів, які не зазнали розсіювання у захисті ($\varphi_0(E)$) вимірюється у хорошій геометрії, а в геометрії широкого пучка вимірюється сума потоків розсіяних і не розсіяних, тому:

$$B_D = \frac{\text{Ефект від випромінювання в геометрії широкого пучка}}{\text{Ефект від випромінювання у вузькому пучку}} \quad (7)$$

6. Вимірювання доз гамма-випромінювання.

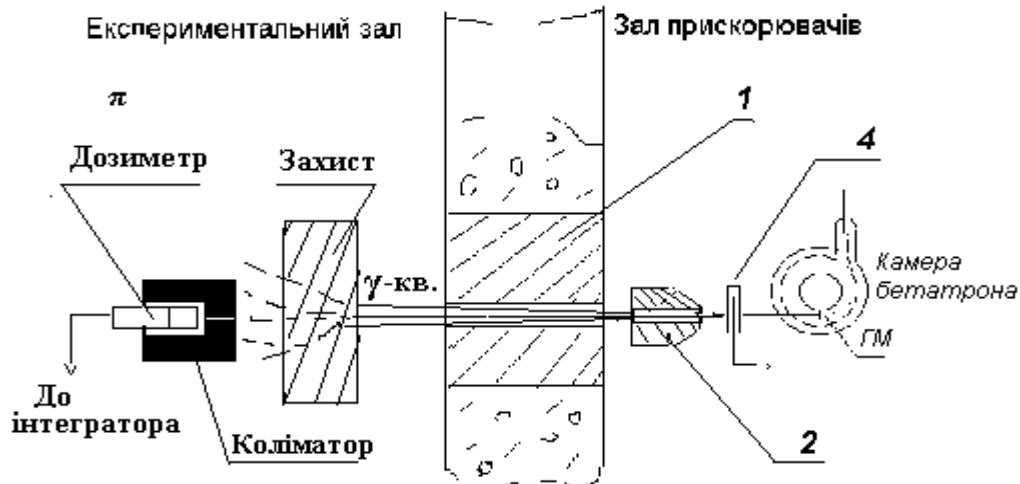


Рис.8 Геометрія ("хороша") для визначення інтенсивності гамма-випромінювання за захистом. ГМ—гальмівна мішень (вольфрам, ~1 мм). 2—коліматор (не обов'язковий). 4—прохідна іонізаційна камера. Перехід до геометрії "широкого пучка" здійснюється шляхом видалення коліматора.

7. Порядок виконання роботи

1. Налаштувати відносний дозиметр гамма-випромінювання. (Іонізаційну камеру з дозуючим конденсатором та інтегратором струму. Сцинтиляційний детектор, з'єднаний з інтегратором. Дозиметр ДК-02. Активаційні детектори: пластинки міді, кадмію чи інші.).
2. Провести калібрування відносного дозиметра від гамма-джерела з відомою енергією та інтенсивністю гамма-квантів.
3. Установити на шляху гальмівного пучка обмежений бар'єрний захист (рис.7.3) із свинцю.
4. Виміряти у хорошій геометрії кратність послаблення гальмівного пучка вибраним захистом.
5. Повторити вимірювання кратності послаблення у геометрії широкого пучка.
6. Порівняти виміряні дані п.5 і п. 6 з табличними (таблиця 7.2) та визначити фактор накопичення.
7. Повторити виміри пунктів 4÷6 із захистом іншої товщини та з іншого матеріалу (залізо, вода). Оцінити захисні якості цих матеріалів.

Контрольні запитання.

1. Який енергетичний спектр гальмівного гамма-випромінювання електронного прискорювача?
2. Який закон послаблення потоку гамма-квантів у захисті?
3. Що враховує фактор накопичення дози випромінювання?
4. Що називають коефіцієнтом істинного поглинання γ -квантів?
5. Чим свинець зручний для використання у якості захисту від γ -випромінювання?
6. Що означає термін "кратність послаблення потоку випромінювання"?
7. Чому при вимірюванні дози гальмівного випромінювання бетатрона необхідний інтегратор струму детектора?
8. Яке фонове випромінювання може реєструвати дозиметр за обмеженим бар'єрним захистом? Як експериментально можна оцінити внесок цього випромінювання у результат вимірювання дози?

9. Принцип дії індивідуального дозиметра ДК-02.
10. Пояснити процедуру калібрування дозиметра гамма-квантів з допомогою джерела ^{60}Co (чи ^{137}Cs) з відомою активністю.

Основи Радіаційної Фізики та дозиметрії

Лабораторна робота №8

Вивчення поля гальмівного гамма-випромінювання бетатрона Б-25

Мета роботи. Практичне вивчення просторового розподілу гальмівних гамма-квантів, які генеруються електронним пучком бетатрона. Засвоєння навичок роботи з випромінюванням бетатрона та з дозиметрією гамма-квантів з допомогою іонізаційної камери.

Завдання роботи. Ознайомлення з принципом дії бетатрона та структурою електронного та гамма-пучків бетатрона. Практичне вимірювання інтенсивності радіаційного поля гальмівного випромінювання іонізаційним детектором. Розрахунок очікуваної інтенсивності та порівняння її з виміряною.

Бетатрон

Гальмівне γ -випромінювання бетатрона утворюється при скиданні прискорених у камері бетатрона електронів на вольфрамову гальмівну мішень, розташовану теж у камері поблизу рівноважної орбіти. Прискорення електронів у бетатроні здійснюється під дією вихрового електричного поля, яке охоплює магнітний потік змінного магнітного поля. Останнє утворюється за допомогою електромагніту, обмотка якого живиться змінним струмом промислової частоти (50 Гц). Електромагніт бетатрона включений паралельно до батареї конденсаторів, утворюючи резонансний контур з власною частотою 50 Гц.

Форма полюсів електромагніту забезпечує спадне по радіусу магнітне поле, яке фокусує пучок електронів і змушує їх рухатись по рівноважній орбіті із сталим радіусом. Електрони можуть прискорюватись у межах першої чверті періоду коливань (рис.9).

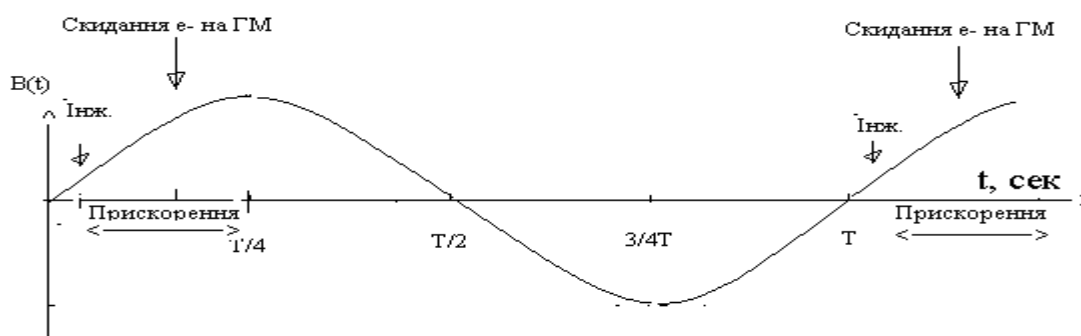


Рис.9. Фази роботи Бетатрона $V(t)$ – величина магнітної індукції часу t . Інж. – інжекція електронів, T - період коливання магнітного поля (20 мсек), ГМ – вольфрамова гальмівна мішень.

У початковій фазі наростання магнітного поля виконується інжекція електронів – введення порції електронів на рівноважну орбіту. Це здійснюється за допомогою електронної гармати, на анод якої в потрібний момент подається імпульс високої (40 Кв) напруги з схеми ПН (імпульсного генератора напруги). Енергія електронів зростає з кожним обертом по рівноважній орбіті (приблизно на 25 еВ/оберт). Максимальна енергія у гальмівному спектрі визначається фазою скидання прискорених електронів на гальмівну мішень. Фаза скидання відповідає моменту досягнення заданого оператором рівня напруги, яка поступає з схеми контролю наростання магнітного поля . При цьому спрацьовує ІГС (імпульсний генератор струму), від якого імпульс струму надходить у додаткову обмотку електромагніту і переводить потік прискорюваних електронів на орбіту, яка перекривається гальмівною мішенню (ГМ). Максимум гальмівного γ -випромінювання прискорених електронів у момент зіткнення з гальмівною мішенню має місце у напрямі їх руху.

Гальмівне γ -випромінювання крізь стінку вакуумної камери бетатрона потрапляє через тонкостінну іонізаційну камеру-монітор на досліджуваний зразок (рис. 4.3).

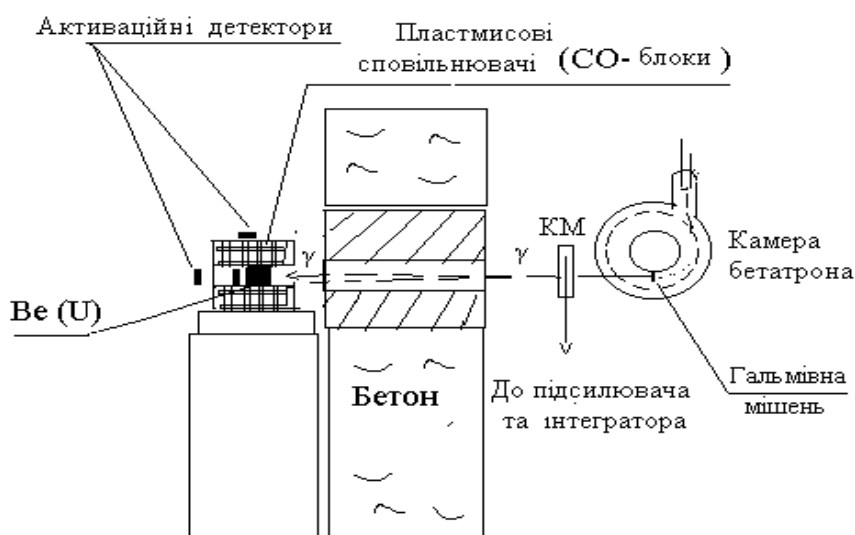


Рис 10. Схема геометрії вимірювання виходу нейтронів ${}^9\text{Be}(\gamma,n)$ -реакції активіаційним методом. Дані про деякі активіаційні детектори наведено у таблицях Д1 і Д2.

Тонкостінна іонізаційна камера (Прохідна камера, камера-монітор, КМ на рис 4.3) призначена для контролю інтенсивності пучка гальмівних гамма-квантів бетатрона. Її будову та принцип дії пояснює рис.2 [2].

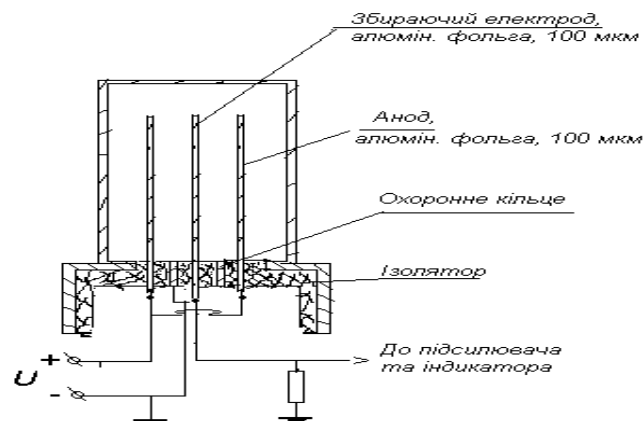


Рис.11. Схема будови і підключення проходної камери. Охоронне кільце зменшує фонові струми по поверхні ізолятора.

Клінічний дозиметр гамма-квантів

Детектором γ -квантів у клінічному дозиметрі, який використовується для контролю інтенсивності гальмівного випромінювання на мікротроні М-10, є наперсткова іонізаційна камера. Струм іонізаційної камери заряджає вимірний конденсатор при вимірюванні експозиційної дози (рис.12), або, проходячи через вимірний опір, створює падіння напруги на ньому, яке використовується при вимірюванні потужності дози (рис. 13).

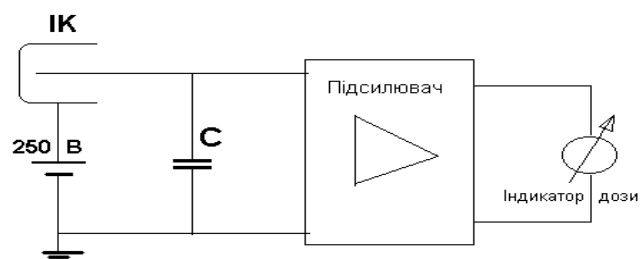


Рис.12. Схема підключення іонізаційної камери при вимірюванні експозиційної дози гамма-випромінювання.

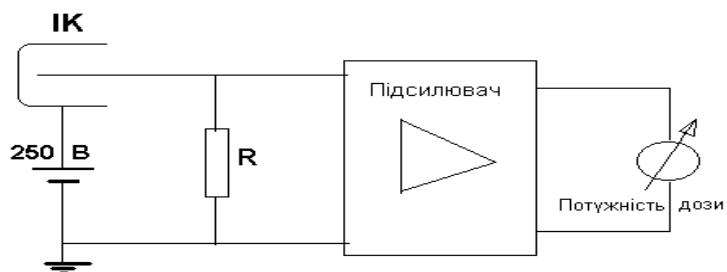


Рис. 13. Схема підключення іонізаційної камери при вимірюванні потужності експозиційної дози гамма-випромінювання.

Функціональна схема дозиметра показана на рисунку 14.

Мала величина струму іонізаційної камери вимагає великого коефіцієнта підсилення. Для підвищення стабільності роботи використовується селективний підсилювач змінного струму. Для цього на вході підсилювача здійснюється електронне перетворення сигналу з допомогою динамічного конденсатора. Динамічний конденсатор перетворює вхідний постійний струм іонізаційної камери у пропорційний йому змінний струм частотою 480 герц. У селективному основному підсилювачі цей струм підсилюється, а потім демодулюється з допомогою фазовочутливого випрямляча. З демодулятора частина вихідного сигналу через дільник напруги подається на вхід приладу. Такий обернений зв'язок стабілізує підсилення і скорочує час встановлення показів індикатора доз. Демодульований сигнал подається на схему підстройки (поправки) для здійснення калібрування приладу з допомогою еталонного радіоактивного (Sr-Y) джерела, а також для внесення поправок на умови вимірювання (наприклад, на зміну показів з температурою середовища). Завдяки цьому значення вимірюваної величини спостерігається прямо на індикаторі.

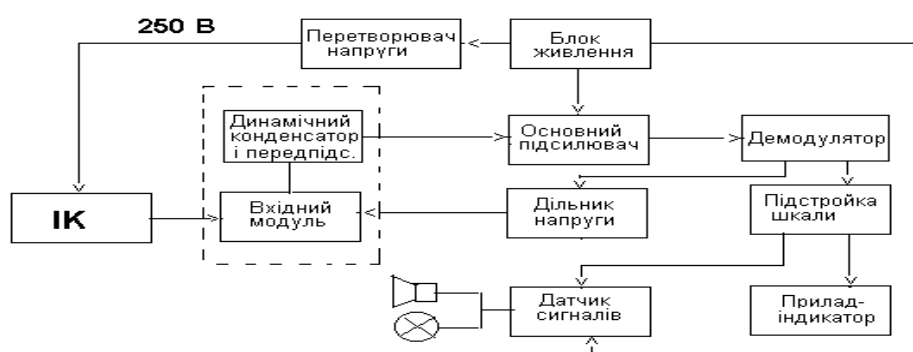


Рис.14. Функціональна схема клінічного дозиметра.

Діапазони вимірюваної дози, які виставляються на індикаторі дозиметра: 1,5: 5: 15 50: 150: 500мР ($1 \text{ Р} = 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ Кл/Кг}$). Для потужності дози: 30, 100, 300, 1000, 10000 Р/хв ($1 \text{ Р/хв} = 4,3 \cdot 10^{-6} \text{ А/Кг}$)

Датчик сигналів спрацьовує при досягненні значення дози, заданої у межах 20%--100% від максимального значення шкали індикатора і генерує оптичний чи акустичний сигнал.

Завдання до роботи.

1. Ознайомитись з геометрією виводу гамма-квантів із камери бетатрона. Замалювати схему розташуванням гальмівної мішені, прохідної іонізаційної камер та наперсткової іонізаційної камери клінічного дозиметра.

2. Включити дозиметр та провести калібрування його шкали

3. Виміряти залежність показів дозиметра від віддалі (у межах 0,1—1,2 М) до гальмівної мішені у розрахунку на одиницю струму прохідної іонізаційної камери та побудувати відповідний графік.

4. На певній віддалі від гальмівної мішені (0,15-0,25 М) виміряти залежність показів дозиметра від зміщення наперсткової іонізаційної камери (або іншого детектора) вздовж напрямку, перпендикулярному до осі гамма-пучка та визначити кут розходження пучка .

5. Оцінити час опромінення об'єкта до набору заданої поглинутої дози (наприклад, 1Мрад. Прийняти $1 R \approx 0,9$ рад).

2-е заняття.

1. Підготувати 5-10 карманних дозиметрів ДК-01. Провести зарядку дозиметрів.

2. Розкласти дозиметри у різних точках бетатронного залу.

3. Попросити оператора опромінити дозиметри протягом вибраного часу або на задане число відліків прохідної камери.

4. Повторити виміри доз з гамма-активаційними детекторами. Порівняти одержані результати між собою та з лімітами доз НРБУ.

5. Розрахувати інтенсивність гальмівного випромінювання вздовж осі гамма-пучка для заданого струму прискорених електронів (1—5 мкА) та потужність дози, яку створює гальмівне випромінювання на віддалі 1 М від гальмівної мішені. Порівняти результати розрахунку з вимірними значеннями потужності дози.

Таблиця 9. Дані про деякі ізотопи, які можна використати у якості активаційних детекторів

Ізотоп	Вміст у природній суміші, %	Переріз активації, σ_a , барн	Період напіврозпаду, $T_{1/2}$.	Середній час життя, τ .	Енергія резонансу, еВ
^{27}Al	100	0,21	2,17	3,14 хв	-
^{55}Mn	100	13,3±0,3		3,72 год.	337
^{63}Cu	69,09	4,3		18,3 год.	-
^{65}Cu	30,91	1,8		7,3 хв	-
^{103}Rh	100	140±30		63 с	1,26
^{103}Rh	100	12±2		6,5 хв	-
^{107}Ag	51,35	140		63,5 с	-
^{107}Ag	51,35	45±4		3,3 хв	-
^{109}Ag	48,65	113±20		34,9 с	-
^{109}Ag	48,65	3,2±0,4		389 с	-
^{115}In	95,77	52±6		18,7 с	3,9;9,1
^{115}In	95,77	155±10		78,1 хв	1,46
^{197}Au	100	96±10		3,9 діб	-

Лабораторна робота №9

Елементи дозиметрії нейтронів

Мета роботи. Практичне вивчення найпростіших методів дозиметрії нейтронів.

Завдання роботи. Засвоєння методів розрахунку нейтронних доз та захисту від нейтронів. Оволодіння практичними навичками роботи з універсальним радіометром, з сцинтиляційними детекторами нейтронів, з активаційними детекторами теплових та швидких нейтронів. Вимірювання нейтронних потоків у лабораторіях практикуму та оцінка відповідних еквівалентних доз

Теоретичні відомості.

Нейтрони відносяться до непрямо іонізуючого випромінювання. Їх дія на речовину суттєво залежить від енергії. Процес взаємодії нейтронів з речовиною залежить також від властивостей речовини. Швидкі нейтрони з енергією 10^6 еВ і більше при взаємодії з ядрами утворюють у процесі пружного розсіювання ядра віддачі, енергію яких можна оцінити згідно виразу

$$E_{\text{я}} = \frac{4Mm_n \cos^2 \varphi}{(M + m_n)^2} E_n \quad (1)$$

де E_n – енергія нейтрона, m_n – маса нейтрона, M – маса ядра, φ – кут вилітання ядра віддачі (кут між напрямком руху ядра віддачі та напрямком руху нейтрона до розсіювання).

Ядро віддачі – це швидка заряджена частинка, яка здатна іонізувати речовину. Пробіг ядер віддачі можна оцінити за емпіричними формулам. Наприклад, якщо речовина містить водень (вода, парафін, живі тканини), при опроміненні її швидкими нейтронами утворюються протони віддачі, пробіг яких у повітрі можна оцінити за відомою емпіричною формулою (E – енергія протона віддачі, МеВ):

$$R = 1,93 E^{1,8} \quad (R \text{ в см}) \quad (2)$$

Протони віддачі проходять малу віддаль і втрачають енергію, іонізуючи речовину поблизу місця поглинання нейтрона.

Повільні нейтрони інтенсивно захоплюються ядрами. При цьому здійснюється реакція радіаційного захоплення, (n, γ) - реакція. Наступна дія здійснюється γ -квантами. γ -кванти теж є непрямо іонізуючим випромінюванням. У первинних актах (переважно фотоефекту, ефекту Комптона чи процесу утворення електронно-позитронних пар) γ -кванти утворюють швидкі електрони, під дією яких і здійснюється іонізуюча дія на речовину.

Якщо опромінювана тканина містить ізопои ${}^6\text{Li}$, ${}^{10}\text{B}$, ${}^{14}\text{N}$, ${}^3\text{He}$, то під дією теплових нейтронів утворюються також α -частинки або швидкі протони. Відомо, що азот входить у склад білків, тому реакція ${}^{14}\text{N}(n, p)$ відіграє суттєву роль у формуванні еквівалентної дози опромінення живих організмів. У таблиці 1 наведено значення коефіцієнтів якості основних типів іонізуючого випромінювання.

За даними таблиці видно, що коефіцієнти якості повільних нейтронів ($k_{\text{тн}}=3$) має проміжне значення між коефіцієнтами гамма-променів ($k_{\gamma}=1$) і швидких протонів ($k_{\text{шп}}=10$). Швидкі нейтрони, які створюють швидкі протони віддачі, мають такий же, як і у швидких протонів, коефіцієнт якості.

Значення коефіцієнтів якості, $k=3\text{в/Гр}$, для випромінювань різних видів подано у роботі №1.

Отже при опроміненні речовини нейтронами, як і γ -квантами чи зарядженими частинками, відбувається іонізація та збудження атомів речовини.

Компоненти еквівалентної дози зовнішнього опромінення нейтронами.

Формування дози теплових нейтронів у живій тканині відбувається переважно у результаті двох процесів:

1. Іонізація протонами, які виникають при захопленні теплових нейтронів ядрами азоту $^{14}\text{N}(n,p)^{14}\text{C}$. Середня енергія протонів у цій реакції складає $E_p=0,6$ МеВ. Максимальна доза від таких протонів формується на віддалі від місця утворення протона приблизно 2,5 мм. Вміст азоту в живій тканині близький до 2,6% (концентрація ядер азоту $n_N=1,1 \cdot 10^{27} \text{ М}^{-3}$), переріз реакції $^{14}\text{N}(n,p)$:

$$\sigma_{N(n,p)}=1,75 \cdot 10^{-28} \text{ М}^2=1,75 \text{ барн.}$$

Потужність еквівалентної дози, зумовленої цією реакцією \dot{H} , Зв/с, пов'язана з густиною потоку φ_n формулою [3]:

$$\dot{H} (N)=dH/dt=1,6 \cdot 10^{-13} k \varphi_n n_N \sigma_{N(n,p)} E_p / \rho \quad (3)$$

Тут $k=12$ Зв/Гр—коефіцієнт якості швидких протонів з $E_p=0,6$ МеВ, $\rho=10^3 \text{ кг/м}^3$ —густина живої тканини. Підстановка конкретних значень у формулу дає

$$\dot{H} (N) (\text{Зв/с})=2,2 \cdot 10^{-16} \varphi_n (1/\text{м}^2\text{с}) \quad (4)$$

2. Іонізація вторинними електронами від γ -квантів реакції радіаційного захоплення нейтронів переважно ядрами водню: $^1\text{H}(n, \gamma)^2\text{H}$. ($E_\gamma=2,22$ МеВ). Потужність еквівалентної дози, пов'язаної з цією реакцією, оцінюється як

$$\dot{H} (H)=1,6 \cdot 10^{-13} k_\gamma \varphi_n n_H \sigma_{H(n, \gamma)} E_\gamma \mu L_d \ln[(1+\mu L_d)/\mu L_d]/2, \quad (5)$$

де φ_n —густина потоку нейтронів, $n_H=6,15 \cdot 10^{28} \text{ м}^{-3}$ —концентрація атомів водню в живій тканині, μ —масовий коефіцієнт поглинання квантів у біологічній тканині, L_d —довжина дифузії теплових нейтронів у біологічній тканині. переріз радіаційного захоплення теплових нейтронів воднем:

$$\sigma_{H(n, \gamma)}=0,33 \cdot 10^{-28} \text{ М}^2=0,33 \text{ барн.}$$

Підстановка числових значень дає:

$$\dot{H} (H)=5,4 \cdot 10^{-17} \varphi_n \quad (6)$$

За рахунок вторинних розсіяних фотонів потужність дози зростає приблизно у 2,3 рази, а врахування альbedo (відбивання) нейтронів збільшує її ще в 1,7 рази. Отже:

$$\dot{H} (H) (\text{Зв/с})=8,7 \cdot 10^{-16} \varphi_n (1/\text{м}^2\text{с}) \quad (7)$$

Доза від проміжних і швидких нейтронів (E_n у діапазоні 0,2—20 МеВ) формується переважно ядрами віддачі при пружному розсіюванні нейтронів ядрами водню, вуглецю, азоту та кисню (H, C, N, O). Відповідна потужність дози виражається формулою:

$$\dot{H} (H, C, N, O)=1,6 \cdot 10^{-13} \left[\sum_i \varphi_n (E_n) \cdot n_i \sigma_i E_n k_i f_i \right] / \rho, \quad (8)$$

де $i(1-4)$ нумерує хімічні елементи (H, C, N, O), f_i —характеризує частку енергії, яку передає нейтрон ядру віддачі при пружному зіткненні (згідно формули(1): 0,5 для H; 0,142—C; 0,124—N; 0,11—O).

Як видно з наведених формул, еквівалентна доза пропорційна густині потоку нейтронів і її можна розрахувати, знаючи питому еквівалентну дозу H_M (табл.2). H_M [бер-см²/част.]—доза, яку створює флюенс F , рівний 1 частинці/см².

Таким чином еквівалентна доза певного типу ІВ пропорційна флюенсу:

$$H = H_M \cdot F \quad (9a)$$

А потужність еквівалентної дози порційна густині потоку:

$$\dot{H} = H_M \cdot \phi \quad (9б)$$

4.2 Виявлення і вимірювання інтенсивності нейтронних потоків

Для вимірювання інтенсивності теплових (повільних) нейтронів широко використовуються такі типи детекторів:

- 1) BF₃-пропорційні лічильники. Реєстрація нейтронів здійснюється по іонізації газу BF₃ продуктами реакції $^{10}\text{B} + n \rightarrow ^7\text{Li} + ^4\text{He}$ (5%; $Q = +2,79\text{MeV}$) та $^{10}\text{B} + n \rightarrow ^7\text{Li} + ^4\text{He} + \gamma$ (95%; $Q = +2,31\text{MeV}$).

Переріз цієї реакції для енергій нейтронів до кількох сотень кеВ обернено пропорційний величині швидкості нейтронів ("закон $1/v$ "), що приводить до простої енергетичної залежності:

$$\sigma(\text{барн}) = 114/E^{1/2}, \text{ де } E \text{ виражено в } eV \text{ (Для природної суміші ізотопів).}$$

Енергія, яка виділяється при здійсненні реакції, розподіляється обернено пропорційно їх масам і становить (канал реакції $(n, \alpha\gamma)$):

Для ^7Li : 0,84 MeV (Пробіг у повітрі приблизно 0,2 см.)

Для ^4He : 1,47 MeV (Пробіг у повітрі приблизно 1 см.)

- 2) Сцинтиляційні лічильники з кристалом LiI(Eu).

Використовується реакція $^6\text{Li} + n \rightarrow ^3\text{H} + ^4\text{He}$ ($Q = +4,9\text{MeV}$).

- 3) Сцинтиляційні лічильники з сцинтилятором, у склад якого входить борна сполука: як і в п.1, використовується реакція $^{10}\text{B}(n, \alpha)^7\text{Li}$.

4) Іонізаційні камери поділу: тонкий шар речовини, що зазнає поділу під дією теплових нейтронів (^{235}U , ^{239}Pu , ^{233}U та деякі інші) наноситься на внутрішню поверхню камери. Може використовуватись також газ $^{235}\text{U}_3\text{F}_6$. Реєструються уламки поділу ядер.

- 5) Активаційні детектори.

У активаційному методі реєстрація повільних нейтронів здійснюється шляхом вимірювання радіоактивності продуктів радіаційного захоплення, (n, γ) , нейтронів ядрами або радіоактивність продуктів інших реакцій, викликаних нейтронами. Дані про деякі ізотопи, які можна використати у якості активаційних детекторів наведено у таблиці 3.

Якщо активаційний детектор тонкий, то густина потоку нейтронів $\phi_n, 1/\text{см}^2\text{с}$, визначає число радіоактивних ядер, R , які утворюються за 1 секунду:

$$R = \sigma_a \phi_n n x S = \sigma_a \phi_n n V \quad (10)$$

n – число ядер ізотопу в 1 см^3 речовини мішені, x – товщина мішені (см), S – площа, V – об'єм зразка. Якщо детектор опромінювався проягом часу t , а вимірювання його активності здійснювалось з моменту часу t_1 до моменту часу t_2 і за цей час зареєстровано N імпульсів, тоді

$$R = \frac{N}{\varepsilon \tau (1 - e^{-\frac{t}{\tau}}) (e^{-\frac{t_1}{\tau}} - e^{-\frac{t_2}{\tau}})}, \quad (11)$$

де ε – ефективність лічильника.

З рівнянь (11) і (10) одержується вираз для густини потоку нейтронів:

$$\varphi_n = \frac{N}{\sigma_a n V \varepsilon \tau (1 - e^{-\frac{t}{\tau}})(e^{-\frac{t_1}{\tau}} - e^{-\frac{t_2}{\tau}})} \quad (12)$$

тут $\tau = l/\lambda = T_{1/2} / \ln 2$. Величину ефективності ε найпростіше визначати шляхом реєстрації випромінювання від еталонного джерела при тій самій геометрії експерименту.

Вимірювання інтенсивності потоку надтеплових нейтронів можна також виконувати з допомогою BF_3 -пропорційного лічильника, попередньо екранувавши його від дії теплових (“докадмієвих”) нейтронів шаром кадмію товщиною близько 1 мм.

Нейтрони проміжних енергій зручно спостерігати з допомогою іонізаційних камер чи пропорційних лічильників, наповнених гелієм-3.

При цьому використовується реакція
 ${}^3\text{He} + n \rightarrow {}^3\text{He} + p \quad (Q = +0,7 \text{ MeV}).$

Як і при вимірюванні дози надтеплових нейтронів, ${}^3\text{He}$ -дозиметри доцільно екранувати тонким шаром кадмію.

Інтенсивність потоків нейтронів у широкому діапазоні енергій (від 0,1 до 20 MeV) вимірюють з допомогою BF_3 -пропорційних лічильників, розміщених у сповільнювачі нейтронів спеціальної конструкції. Дозиметрію швидких нейтронів зручно здійснювати детекторами нейтронів, дія яких ґрунтується на методі ядер віддачі.

При цьому можна використати різні детектори заряджених частинок. Часто використовуються сцинтиляційні детектори з водневмісними сцинтиляторами (стілбен, антрацен, пластичні сцинтилятори у тому числі рідинні). Недоліком таких дозиметрів є їх висока чутливість до гамма-фону, який завжди супроводжує нейтронні потоки. Щоб усунути цей недолік, можна скористатися різними методами:

а) Використати розділення імпульсів сцинтиляційного лічильника по формі: імпульси від швидких нейтронів (від протонів віддачі) мають помітно більший час спаду порівняно з імпульсами, викликаними гамма-квантами (вторинними електронами), що пов'язано з більшою густиною іонізації речовини сцинтилятора протонами віддачі.

б) Використати сцинтилятор, наприклад, у вигляді дрібних зерен, вкраплених у прозору водневмісну речовину.

Розміри зерен вибирають більші за пробіг протонів віддачі, але значно менші за пробіг електронів з такими ж енергіями. При цьому електрони втрачають незначну енергію в речовині сцинтилятора і спричиняють імпульси меншої амплітуди, порівняно з імпульсами від протонів віддачі.

Оцінити дозу швидких нейтронів можна також пороговими активаційними детекторами, у якості яких використовуються речовини, що активуються лише швидкими нейтронами, починаючи з деякого порогового значення. Розрахунок потоків нейтронів з енергіями вище порогової, проводиться за приведеними вище формулами (10,11). Для підвищення точності вимірювань з пороговими активаційними детекторами бажано враховувати характер спектру швидких нейтронів та залежність перерізу активації від енергії нейтронів. У таблиці 4 наведені характеристики деяких порогових детекторів.

Таблиця 10. Деякі ядерні реакції, які є основою дії порогових активаційних детекторів.

№ п/п	Ядерна реакція	Розповсюдженість, %	Ен-я порогову, МеВ	Період напіврозпаду	Середн час життя	$\sigma_{\text{акт}}$, мбарн	Енергії нейтронів, МеВ
1.	$^{27}\text{Al}(n,p)^{27}\text{Mg}$	100	1,87	10,2хв	14,2хв	26(5)	4-12
2.	$^{27}\text{Al}(n, \alpha)^{24}\text{Na}$	100	3,25	15 год.	21,6год	135	14
3.	$^{31}\text{P}(n,\alpha)^{28}\text{Al}$	100	2,07	2,24 хв	3,23 хв	510	14,1
4.	$^{31}\text{P}(n,p)^{31}\text{Si}$	100	0,73	158,4хв	228,5хв	91	14
5.	$^{32}\text{S}(n,p)^{32}\text{P}$	95	0,95	14,3діб	20,6д.	285(15)	4-12
6.	$^{49}\text{Ti}(n,p)^{49}\text{Sc}$	5,4	1,25	57,5 хв	83 хв		
7.	$^{56}\text{Fe}(n,p)^{56}\text{Mn}$	91,7	2,95	2,58год	3,72год	18,5(15)	
8.	$^{61}\text{Ni}(n,p)^{61}\text{Co}$	1,1	0,53	1,64год.	2,37год	182(26)	14,5
9.	$^{63}\text{Cu}(n,2n)^{62}\text{Cu}$	69,3	11,07	9,76хв	14,08хв	350	14
10.	$^{65}\text{Cu}(n,2n)^{64}\text{Cu}$	30,8	7,18	12,8год	18,5год	970	14,1
11.	$^{238}\text{U}(n,f)^{92}\text{Sr}$	99,275	~6	2,71год.	3,87год	~36	8

Захист від нейтронного випромінювання

Основними процесами взаємодії швидких нейтронів з ядрами є пружне і непружне розсіювання, завдяки яким нейтрони у речовині швидко втрачають енергію. Переріз поглинання нейтронів суттєво зростає із зменшенням енергії. Тому найефективнішими матеріалами захисту є речовини-сповільнювачі з малими атомними масами (вода, парафін, поліетилен, берилій, графіт) у поєднанні з речовинами, які інтенсивно поглинають повільні нейтрони (бор, кадмій, літій). При поглинанні нейтронів виникає жорстке гамма-випромінювання, для захисту від якого ефективні елементи з високим порядковим номером, наприклад, свинець.

Послаблення густини потоку нейтронів у залежності від товщини захисту d після виключення геометричної зміни можна описати залежністю[4]:

$$\varphi_n(d) = C e^{-d/L}, \quad (13)$$

де L —довжина релаксації, залежна в загальному випадку від енергії нейтронів і товщини захисту, C —константа, яка визначається характеристиками джерела нейтронів.

У більшості випадків L не залежить від товщини захисту лише в певному діапазоні зміни товщини d . Тому величина релаксації визначається для окремих ділянок захисту, у межах яких ця величина може прийматися постійною. При цьому густина потоку за захистом визначається формулою:

$$\varphi_n(d) = C e^{-\sum_i \frac{\Delta d_i}{L_i}}, \quad (14)$$

де d_i —товщина захисту i -ї ділянки захисту, для якої довжина релаксації рівна L_i . У таблиці 5 наведені величини довжин релаксації для ряду речовин (детальніше див. табл.5.1 в [4]). Для розрахунку захисту визначають необхідну кратність послаблення $K = \varphi_n(0) / \varphi_{\text{ндоп}}$ і за формулою (14) здійснюють підбір товщини захисту, який забезпечує потрібне ослаблення густини потоку нейтронів.

Для точнішого розрахунку захисту від лабораторних нейтронних джерел користуються номограмами (див. додаток 1, а також у довіднику [4], рисунки 5.21—5.25).

Таблиця 11. Довжини релаксації для нейтронів поділу для різних матеріалів, г/см².

Матеріал захисту	$d, \text{г/см}^2$	Довжини релаксації для нейтронів з енергією E, MeV					
		$1/\nu$	$1/\nu + \text{Cd}$	$E > 0,33$	0,7—1,5	1,5—2,5	2--10
Вода	10—30			8,1	6,7	6,8	7,6
Вода	30—60	7,4		8,9	8,1	8,55	9,1
Вода	60—100	8,7		9,3	9,65	9,75	10,6
Бетон серпентинітовий	0—220	21,1	21,1		26,0	25,3	26,4
Залізо	0-510				96,3	65,5	55,4
Залізо	1410	192					
Свинець	0—840				170	144	117
Свинець	11—565				267	181	
Карбід бору	0—90	11,8					20,6

Завдання до роботи.

1. Виконання дозиметричного догляду з допомогою універсального радіометра у вказаних керівником занять місцях приміщення нейтронного фізпрактикуму та поблизу знаків, які попереджають про наявність радіоактивних речовин.
2. Визначення характеристик поля швидких нейтронів від Pu- α -Be-джерела з допомогою сцинтиляційного детектора.
3. Визначення характеристик поля теплових нейтронів від Pu- α -Be –джерела у водному захисті з допомогою активаційних детекторів.
4. Визначення характеристик поля швидких нейтронів від Pu- α -Be –джерела з допомогою порогового активаційного детектора.
5. Розрахунок захисту від нейтронів Pu- α -Be- джерела та експериментальна перевірка точності розрахунків.

Додаток 1. До визначення товщини захисту від лабораторного нейтронного джерела при заданій кратності послаблення потоку нейтронів.

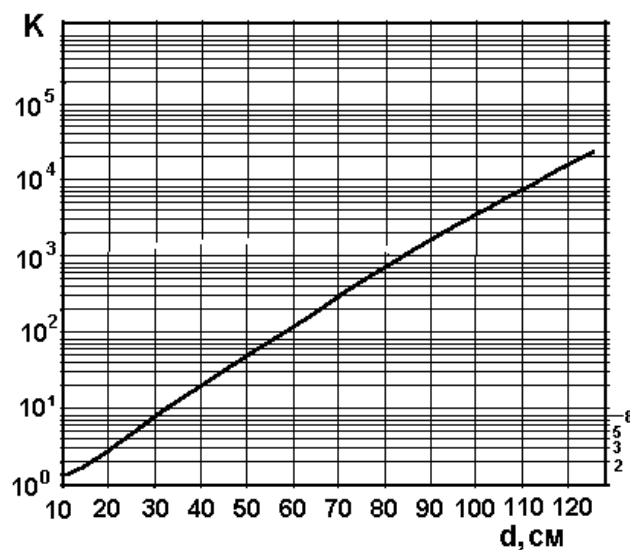


Рис.1д. Залежність кратності послаблення K від товщини шару води $d(\text{см})$ для нейтронів Pu- α -Be-джерела.

Лабораторна робота №10

Індивідуальний дозиметричний контроль з допомогою комплекту КДТ-02М термолюмінісцентних детекторів

1. Мета і завдання роботи

Мета роботи: Ознайомитись з технічними характеристиками комплекту термолюмінісцентних детекторів КДТ-02М.

Визначити можливості приладу для індивідуального дозиметричного контролю набраних доз опромінення бета-частинками та гамма – квантами.

Завдання роботи:

Вивчити технічну документацію до приладу.

Підготувати прилад до роботи.

Провести калібрування приладу з допомогою вірцевих джерел типу ОСГИ

Визначити чутливість приладу до бета - частинок різних енергій.

Провести дозиметричні виміри запропонованих об'єктів.

2. Необхідні прилади для виконання роботи

1. Комплект термолюмінісцентних детекторів КДТ-02М.
2. Контрольне джерело бета-частинок .
3. Набори термолюмінісцентних детекторів .

3. Питання, які необхідно знати для виконання роботи

1. Принцип дії термолюмінісцентних детекторів.
2. Як виникає термостимульований струм?
3. Будова та функції вузлів приладу КДТ-02М.
4. Методика перевірки дієздатності та калібрування приладу УПФ-02.
5. Взаємодія бета-частинок та гамма- квантів з речовиною.

4.1 Теоретичні відомості.

Близько 99% енергії іонізуючого випромінювання, переданій твердому тілу, йде на іонізацію речовини [1,2]. При цьому електрони із заповнених зон енергетичних рівнів переводяться у зону провідності. Утворюються нерівноважні електронно-діркові пари носіїв електричного заряду.

Концентрацію таких нерівноважних пар $\Delta n(1/\text{см}^3)$ можна знайти за формулою:

$$\Delta n = \Delta p = C \varphi \tau / e, \quad (1)$$

де e – елементарний електричний заряд,

φ – потужність дози радіації (густина потоку іонізуючих частинок),

τ – час життя носіїв,

C – коефіцієнт, який залежить від виду радіації, її енергетичного спектру та від вибору одиниць потужності дози.

Вслід за процесом іонізації настає рекомбінація електронів та дірок. При цьому властивості опромінюваного кристалу відновлюються. Таким чином іонізація обумовлює переважно відновлювальні (оборотні) радіаційні ефекти.

Незворотний радіаційний ефект у кристалах пов'язується з утворенням радіаційних дефектів. Це може бути:

Зміщення атомів у міжвузловий простір.

Утворення вакансії (видалення атома з вузла кристалічної ґратки)

Утворення пар Френкеля: вакансія + атом у міжвузлі.

Утворення дислокацій та розупорядкованих областей (РО).

Дефекти утворюються, якщо енергія, передана бомбардуючою частинкою атому речовини, T , достатня для зміщення атома ($T > T_d$). Так для зміщення атома кремнію порогова енергія $T_d = 15-20$ еВ. (для n-Ge $T_d = 15$ еВ, для p-Si $T_d = 13$ еВ, для напівпровідників типу $A^{III}B^V$ -- 6-10 еВ) [3].

При наявності у кристалі дефектів, які можуть бути уловлювачами електронів, опромінення кристалу (діелектрика) утворює в ньому об'ємний заряд. При нагріванні опроміненого кристалу електрони вивільнюються, що приводить до зростання електропровідності кристалу. При цьому накладання на кристал зовнішнього електричного поля викликає у ньому термостимульований струм, який зростає за рахунок вивільнення носіїв із дефектів-уловлювачів електронів.. Вивільнені електрони можуть зазнавати рекомбінації з іонізованими чи збудженими центрами люмінесценції у кристалі, що приводить до свічення. Цей процес використовується для вимірювання доз опромінення у термолюмінісцентних детекторах, у якості яких у даній роботі використовуються кристали фтористого літію (ДПГ-02, ТЛД-400) і борату магнію (ДПГ-03, ТЛД-580). При нагріванні фтористого літію від 0 до 300°C проявляється 5 максимумів свічення., які можна розділити на дві групи: низькотемпературну і високотемпературну. У даній роботі: доза опромінення детектора визначається за інтенсивністю високотемпературної термолюмінісценції.

Будова приладу УПФ-02 і робота його вузлів.

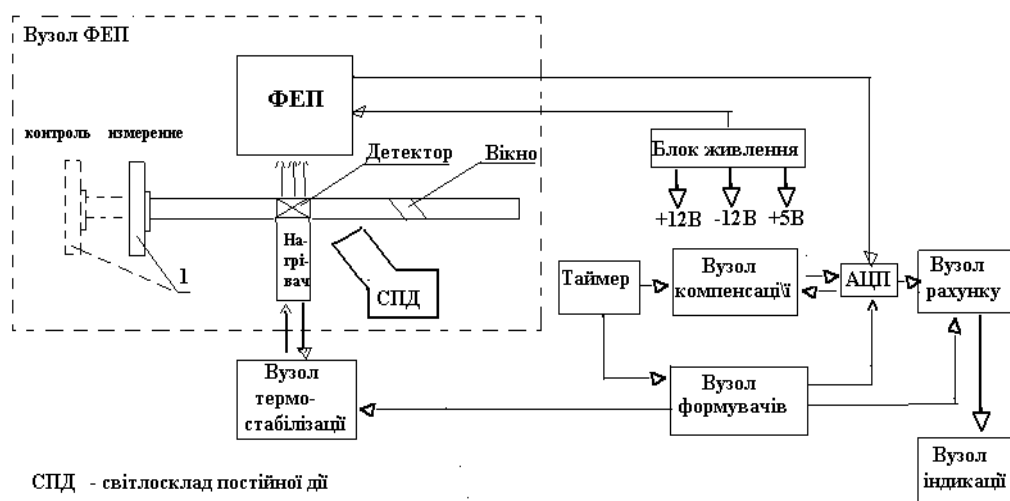


Рис.15. Функціональна схема приладу УПФ-02.

1—рухома касета (полозки) загрузочного пристрою.

На рис.1 показана функціональна схема приладу УПФ-02. Як видно з рис.2 прилад включає наступні вузли і блоки: Вузол формуваннячів (ПАХ-05А); таймера (ПБЛ-65А); компенсації (ПХ-23Р); АЦП (Амплітудно-цифрового перетворювача), (КАТ07А); термостабілізації (ЕСХ-05А), блок ФЕП (Фотоелектронного помножувача), (ЦХХ-108А); рахунковий (ПСЧ-01Д); індикації (ПИЦ-11R). Блок живлення +12В, -12В, +5В.

Люмінісцентне випромінювання детектора у процесі підігріву реєструється фотоелектронним помножувачем (ФЕП). Вихідний струм надходить на вхід амплітудно-цифрового перетворювача (АЦП). Сигнал з АЦП поступає на вузол підрахунку і висвітлюється на табло вузла індикації.

Перед початком вимірювання при витягуванні рухомої касети на себе спрацьовує мікроперемикач (не показаний на схемі), який скидає (переводить у початкове положення)

таймер і при натиснутій кнопці КОМПЕНСАЦІЯ запускає вузол компенсації. При цьому протягом 20 секунд вимірюється темновий струм ФЕП і його значення запам'ятовується у вузлі компенсації. По закінченню режиму компенсації (відключення лампочки КОМПЕНСАЦІЯ) прилад готовий до робочого циклу.

Цикл вимірювання дози починається з переміщення детектора (кристалика) в область підігріву шляхом введення ползків вперед до упору. У момент заведення детектора на нагрівач спрацьовує мікроперемикач (на структурній схемі не показаний), який здійснює запуск таймера. За командою з таймера у вузлі формувачів генерується імпульс «сброс», який скидає покази цифрового табло у вузлі індикації на нуль. Потік світла з ТЛД, який виникає при його підігріві, потрапляє на фотокатод ФЕП, перетворюючись на виході вузла ФЕП в пропорційний інтенсивності свічення електричний струм. Цей струм поступає на вхід АЦП, де перетворюється у послідовність стандартних електричних імпульсів, частота яких пропорційна силі струму на вході АЦП.

Нагрівання ТЛД має ступінчатий характер (рис.2). В інтервалі часу від t_1 до t_2 відбувається відпал низькоенергетичних максимумів випромінювання ТЛД, який не реєструється: вихід АЦП заблокований. В інтервалі часу від t_2 до t_4 вихід АЦП розблокований і імпульси з його виходу надходять у рахунковий вузол. При цьому з кінцевого результату автоматично віднімається вклад від темного струму ФЕП.

Температура

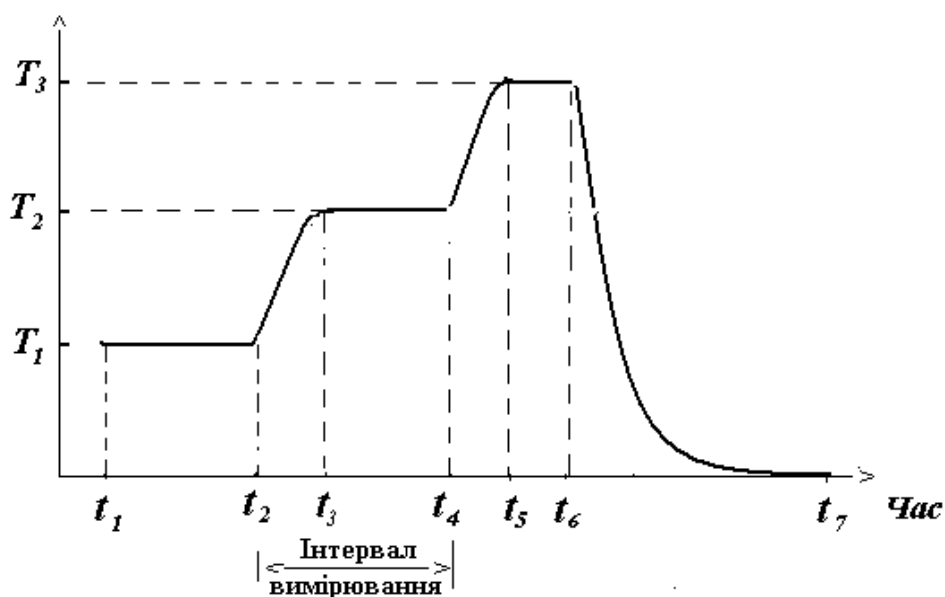


Рис.16. Характер часової зміни температури у циклі вимірювання інтенсивності термолюмінісценції детектора ТЛД.

У момент часу t_4 вузол формування виробляє сигнал «стоп», який блокує вихід АЦП, відключає рахунковий вузол і переключає режим вузла термостабілізації. При цьому температура нагрівника піднімається до T_3 і від t_5 до t_6 здійснюється завершення відпалу («довідпал») детектора: всі уловлювачі у кристали звільняються від електронів. Детектор виймається з УПФ-02 і може використовуватись повторно (до 20 разів).

Для перевірки роботи ланцюгів ФЕП ползки витягуються до суміщення стрілки на касеті з надписом «контроль». При цьому на фотокатод ФЕП потрапляє потік світла від світлоскладу постійної дії (СПД), свічення якого має високу стабільність. На цифровому табло з періодичністю кількох секунд висвітлюється результат контролю чутливості, яку при цьому можна підстроювати ручкою ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТЬ.

Порядок вимірювань доз з приладом УПФ-02 .

Готування приладу до роботи.

1. Відкрити лицеву панель приладу. Кнопки ОТКЛ В/В ВЫПР., ПУСК, СТОП, СБРОС, ПРОВЕРКА, ОТКЛ.КОМП, ОТКЛ.НАГРЕВ, ПОСТ.НАГРЕВ, ТЕМП.ДОЖИГА, ОТКЛ.БЛОКИР повинні бути у віджатому положенні.
2. Закрити лицеву панель приладу.
3. Переконайтесь, що кнопки ВКЛ, РЕЖИМ 1, РЕЖИМ 2, РЕЖИМ 3,
4. «10»,»100», »1000», КОМПЕНСАЦИЯ, ОТКЛЮЧЕНИЕ ДОЖИГА
5. знаходяться у віджатому положенні. Рухома касета для детекторів має бути всунута до відказу. Натиснути кнопку СЕТЬ. Має засвітитись відповідна лампочка і світне табло індикації.
6. 5.Натиснути кнопку РЕЖИМ 1 , потім «10» і переконайтесь, що лампочка НАГРЕВ періодично світиться і гасне. Кнопки КОМПЕНСАЦИЯ, ОТКЛЮЧЕНИЕ ДОЖИГА мають бути у віджатому положенні.
7. 6.Запустити вимірний цикл приладу, відтягнувши рухома касету до суміщення стрілки з надписом ИЗМЕРЕНИЕ і повернуть у попереднє положення. Має засвітитись лампочка ОТЖИГ, а на табло відбутись скидання показів (якщо вони перед цим були).
8. 7.Після завершення циклу, про що свідчить погаснення лампочок НАГРЕВ і ОТЖИГ, провести контроль показів приладу від світлоскладу постійної дії (СПД). Для цього витягнути рухома касету до суміщення з написом КОНТРОЛЬ. Ручкою ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТЬ встановити покази на табло близькі до паспортних даних.
9. Повторити операції пунктів 6-7 при натиснутій кнопці «100» та РЕЖИМ 2. Через 30 хв після вмикання пристрій УПФ-02 готовий до роботи.

Вимірювання дози, набраної детектором.

1. Підготувати прилад до роботи, як описано вище. Провести контроль і підрегулювання чутливості. Покази від СПД враховувати після третього висвітлювання на цифровому індикаторі.
При роботі з ДПГ-02 і ДПС-11 вибирати:
РЕЖИМ 1 і «10» при дозі вище 10R;
РЕЖИМ 1 і «100» при дозі менше 10R.
А при роботі з ДПГ-03
РЕЖИМ 2 і «10» при дозі вище 10R
РЕЖИМ 2 і «100» при дозі від 1 до 10R;
РЕЖИМ 2 і «1000» при дозі менше 1R.
2. Натиснути кнопку КОМПЕНСАЦИЯ.
3. Витягнути рухома касету до суміщення зі стрілкою ИЗМЕРЕНИЕ. При цьому засвітиться лампочка КОМПЕНСАЦИЯ. Лампочка НАГРЕВ мигає, а лампочка СЧЕТ не світиться.
4. Після того, як лампочка КОМПЕНСАЦИЯ погасне зняти із загрузочного пристрою ковпачок, вийняти із касети дозиметра один детектор і розмістити його з допомогою пінцета в гніздо загрузочного пристрою відміченою стороною вниз. Накрити загрузочний пристрій ковпачком.
5. Плавна ввести положки загрузочного пристрою вперед до упору. Переконайтесь, що лампочка ОТЖИГ засвітилась і на табло скинуті попередні дані. Після того, як лампочка ОТЖИГ погасне, засвітиться лампочка ИЗМЕРЕНИЕ і запуститься рахунковий вузол (засвічується лампочка СЧЕТ).
6. По завершенню вимірювання лампочка ИЗМЕРЕНИЕ погасне, а засвітиться лампочка ДОЖИГ. На світловому табло зявиться інформація про величину дози, набраної ТЛД, в рентгенах.

7. Записати покази, зафіксовані на табло. Зразу після погасання лампочки ДОЖИГ витягнути рухому касету до суміщення зі стрілкою ИЗМЕРЕНИЕ. Детектор випаде у приймальний стакан.
8. Провести вимірювання доз для двох інших детекторів. Після закінчення вимірювань дози третього детектора всі 3 детектори вийняти із приймального стакана і помістити у дозиметр.
9. Розрахувати значення дози у рентгенах за формулою:

$$D = C \cdot \frac{\sum_{i=1}^3 N_i}{3}$$

C – коефіцієнт градування приладу. N_i – виміряна доза для i -го детектора.

5. Порядок виконання роботи

1. Ознайомитись з описом приладу та методикою роботи.
 2. Підготувати прилад до роботи
 3. Провести вимірювання з детекторами, опромінених раніше до заданих доз.
 4. Опромінити відпалений комплект детекторів у гальмівному пучку електронного прискорювача Б25/30 протягом кількох хвилин на віддалі близько 1 М.
 5. Провести вимірювання дози.
 6. Оцінити дозу за прказами прохідної камери, проградуйованої по абсолютній.
- Порівняти результати пп. 5,6.

ЛІТЕРАТУРА

1. К.Н.Мухин. Экспериментальная ядерная физика. – В 2 т.- Т.1.- М.: Атомиздат, 1974.- стр.170-175, 206-211, 366-367.
2. Ю.М.Широков, Н.П.Юдин. Ядерная физика. М., "Наука", 1980, стр.203-208, 482, 529, 230.
3. Сборник лабораторных работ по ядерной физике. - М.: Атомиздат, 1979.
4. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ- 97); Державні гігієнічні нормативи. - К.: Відділ поліграфії Українського центру держсанепіднагляду МОЗ України, 1997. - 121 с.
5. Моисеев А.А., Иванов В.И. Справочник по дозиметрии и радиационной гигиене.- М.: Энергоатомиздат, 1990, -252 с.
6. Методичні вказівки до лабораторних робіт фізичного практикуму з фізики атомного ядра і елементарних частинок. Ч.1.- Ужгород: УжДУ, 1988.- 112 с.
7. Прибор геологоразведочный спинтилляционный СРП-88Н. Паспорт ЖШ1 289.386 ПС. 1990. –33 с.
8. Защита от ионизирующих излучений. Т.1 Н.Г. Гусев, В.А. Климанов, В.П. Машкович, А.П. Суворов. Физические основы защиты от излучений.—М.: Энергоатомиздат, 1989.—512с.
9. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97/2000); Державні гігієнічні нормативи.– Київ: Відділ поліграфії Українського центру держсанепіднагляду МОЗ України, 1997. – 121с.
10. Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України; Державні санітарні правила. – Київ: Відділ поліграфії Українського центру держсанепіднагляду МОЗ України, 1997. – 74 с.
11. Правила радіаційної безпеки в учбових лабораторія, прийняті кафедрою та вивішені у кожній лабораторії..
12. Нефедов В.Д., Текстер Е.Н., Торопова М.А. Радиохимия. Уч. пособие для вузов.// М.:ВШ,1987. – 272с. С.153-156.
13. I.F. Mironyuk, I.M. Mykutyk, O.Ye. Kaglyan, D.I. Gudkov, Nucl. Phys. At. Energy, 21 (4) 347 (2020). <https://doi.org/10.15407/jnpae2020.04.347>.
14. Дозиметри ДРГ3-02, ДРГ3-03, техническое описание и инструкция по эксплуатации.
15. Иванов В.И., Машкович В.П. Сборник задач по дозиметрии и защите от ионизирующих излучений. М.: Атомиздат, 1980.
16. Комплект индивидуального дозиметрического контроля ИФКУ-1. Техническое описание и инструкция по эксплуатации. 2.700.001 ТО-Р.
17. Комочков М.М., Лебедев В.Н. Практическое руководство по радиационной безопасности на ускорителях заряженных частиц —М.: Энергоатомиздат, 1986.—168с. С.5—35.
18. I.F. Myroniuk et al. Neutron flux measurement of (γ , n)-reactions on nuclei of zirconium. RAD Conf. Proc. 2 (2017) 38.
19. I. Mironyuk et al. Effects of chemisorbed arsenate groups on the mesoporous titania morphology and enhanced adsorption properties towards Sr(II) cations. Journal of Molecular Liquids 282 (2019) 587.

20. I.F. Myroniuk et al. The Kinetics of Adsorption Binding of Ba²⁺ ions by Trimethylsilylated Silica. Physics and Chemistry of Solid State 19(1) (2018) 6
21. Hanna Vasylyeva, Ivan Mironyuk, Igor Mykytyn, Khrystyna Savka. Equilibrium studies of yttrium adsorption from aqueous solutions by titanium dioxide. Applied Radiation and Isotopes, 2021, 109473 <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2020.109473>
22. Vasylyeva H., Mironyuk I., et al. Adsorption of zirconium ions of X-type zeolites Biointerface Research in Applied Chemistry. 2021. Vol. 11, Issue 5. P. 13421–13431.
23. H. Vasylyeva, I. Mironyuk, I. Mykytyn, M. Strilchuk, I. Maliuk, V. Tryshyn, Kh. Savka. Application of Titanium Dioxide for Zirconium Ions Adsorption and Separation from a Multicomponent Mixture. Physics and Chemistry of Solid State, Vol.22, Issue 3 (2021) p.p.460-469 <https://doi.org/10.15330/pcss.22.3.460-469>
24. H.Vasylyeva, I. Mironyuk, M. Strilchuk, I. Maliuk, I. Mykytyn, V. Tryshyn. A new way to ensure selective zirconium ion adsorption. Radiochimica Acta, 109 (12), p.p. 877-890, (2021). <https://doi.org/10.1515/ract-2021-1083>
25. M. Strilchuk, I. Maliuk, I. Mironyuk, H. Vasylyeva, V. Tryshyn, M. Hryhorenko, O. Zhukov, Kh. Savka. Application of adsorbents in radionuclide separation for radio-chronometry purposes. RAP Conference proceedings, vol.6, p.p...., ISSN 2737-9973, 2021 <https://www.doi.org.10.21175/RapProc.2021>
26. Hanna Vasylyeva, Ivan Mironyuk, Mykola Strilchuk, Igor Maliuk, Khrystyna Savka, Oleksandr Vasyliiev. Adsorption and possibility of separation of heavy metal cations by strong cation exchange resin. Chemical Physics Impact, 2021, 100056, ISSN 2667-0224 <https://doi.org/10.1016/j.chphi.2021.100056>.
27. Tazoe Hirofumi, Obata Hajime, Tomita Masatoshi, Namura Shinya, et al., A novel method for low-level Sr-90 activity detection in seawater by combining oxalate precipitation and chelating resin extraction. Geochemical Journal, 51, pp. 193-197 (2017). <http://www.doi:10.2343/geochemj.2.0441>
28. Tazoe Hirofumi, Yamagata Takeyasu, et al., Observation of Dispersion in the Japanese Coastal Area of Released ⁹⁰Sr, ¹³⁴Cs, and ¹³⁷Cs from the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant to the Sea in 2013. Int. J. Environ. Res. Public Health, 16, 4094 (2019). <http://www.doi:10.3390/ijerph16214094www.mdpi.com/journal/ijerph>
29. Hossain M. Khalid, M.T. Rahman, M.K. Basher, M.J. Afzal, M.S. Bashar, Impact of ionizing radiation doses on nanocrystalline TiO₂ layer in DSSC's photoanode film, Results in Physics, 11, p.p. 1172-1181, ISSN 2211-3797, (2018). <https://doi.org/10.1016/j.rinp.2018.10.006>.

ДОДАТКИ

Таблиця 1. Значення питомої еквівалентної дози H_M (бер $\text{см}^2/\text{частинку}$) і допустимі густини потоку $\phi_{\text{доп}}$ для різних видів іонізуючого випромінювання (ІВ)

Вид ІВ	Енергія, МеВ	H_M , бер $\text{см}^2/\text{част.}$	$\phi_{\text{доп}}$, част./ $\text{см}^2\text{сек}$
Моноенергетичні	2	$1,7 \cdot 10^{-4}$	0,004
протони	10	$6,0 \cdot 10^{-5}$	0,011
Моноенергетичні	8	$8,9 \cdot 10^{-4}$	0,092
α -частинки	20	$6,8 \cdot 10^{-4}$	0,012
Моноенергетичні	Теплові ($2,5 \cdot 10^{-8}$)	$1,0 \cdot 10^{-9}$	700
нейтрони	$2,0 \cdot 10^{-2}$	$1,7 \cdot 10^{-9}$	400
“	0,1	$8,2 \cdot 10^{-9}$	84
“	1,0	$3,7 \cdot 10^{-8}$	19
“	5,0	$4,3 \cdot 10^{-8}$	16
“	10,0	$5,0 \cdot 10^{-8}$	14
Моноенергетичні	0,1	$1,6 \cdot 10^{-7}$	26
електрони	0,8	$3,9 \cdot 10^{-8}$	110
“	2,0	$3,3 \cdot 10^{-8}$	130
“	20,0	$3,4 \cdot 10^{-8}$	120
β -частинки (з	0,2	$2,8 \cdot 10^{-7}$	15
максимальною	0,5	$1,2 \cdot 10^{-7}$	36
енергією)	1,0	$6,3 \cdot 10^{-8}$	67

“	2,0	$4,2 \cdot 10^{-8}$	100
Моноенергетичні	0,2	$9,8 \cdot 10^{-11}$	7100
γ -кванти	0,5	$2,5 \cdot 10^{-10}$	2800
“	1,0	$4,8 \cdot 10^{-10}$	1400
“	2,0	$8,3 \cdot 10^{-10}$	830
“	5,0	$1,6 \cdot 10^{-9}$	430
“	10,0	$2,9 \cdot 10^{-9}$	240

Таблиця 2. Гамма-постійні для часто використовуваних гамма-джерсел.

Ізотоп	$T_{1/2}$	Енергія γ -квантів, E_γ (МеВ)	Вихід γ -квантів на розпад, %	Гамма-постійна Γ_γ , $\text{Рсм}^2/(\text{год.мКі})$	Повна гамма-постійна
^{22}Na	2,58 років	1,275 0,511	99,9 180	6,58 5,31	11,89
^{24}Na	14,9 год.	2,75 1,37	100 100	11,60 6,94	18,55
^{40}K	$1,39 \cdot 10^9$ років	1,46	11	0,80	0,80
^{57}Co	270 діб	0,700 0,137 0,123	0,2 11,8 88,0	0,008 0,076 0,492	0,576
^{60}Co	5,27 років	1,333 1,172	100 99	6,82 6,11	12,93
^{137}Cs	30 років	0,661	82,5	3,10	3,10

Таблиця 3. Товщина захисту із свинцю, см, для забезпечення заданої кратності послаблення дози гамма-квантів різних енергій ($\rho=11,34 \text{ г/см}^3$)

Кратність послаблення	Енергія гамма-випромінювання, МеВ									
	0,1	0,5	0,66	1,0	1,25	1,5	2,0	3,0	6,0	10,0
1,5	0,05	0,2	0,36	0,85	0,95	1,1	1,27	1,3	1,0	0,9
2	0,1	0,5	0,76	1,3	1,5	1,7	2,0	2,1	1,6	1,35
5	0,2	1,1	1,74	2,8	3,4	3,8	4,3	4,6	3,8	3,0
8	0,2	1,5	2,2	3,5	4,2	4,8	5,5	5,9	5,0	3,8
10	0,3	1,6	2,4	3,8	4,5	5,1	5,9	6,5	5,5	4,2
20	0,3	2,0	3,0	4,9	5,8	6,6	7,6	8,3	7,1	5,6
30	0,35	2,3	3,4	5,5	6,5	7,3	8,5	9,3	8,0	6,3
40	0,4	2,4	3,5	5,8	6,85	7,8	9,1	10	8,7	6,8
50	0,4	2,6	3,7	6,0	7,2	8,2	9,6	10,6	9,2	7,3
60	0,45	2,7	3,9	6,3	7,5	8,6	10,1	11,0	9,7	7,7
80	0,45	2,8	4,2	6,7	8,0	9,2	10,7	11,7	10,4	8,2
100	0,5	3,0	4,4	7,0	8,45	9,65	11,3	12,9	10,9	8,7
200	0,6	3,4	4,9	8,0	9,65	11,1	12,9	14,0	12,6	10,2
500	0,65	4,0	5,7	9,2	11,3	12,9	15,0	16,3	14,9	11,9
1000	0,7	4,4	6,5	10,2	12,3	14,1	16,5	18,0	16,5	13,3
5000	0,9	5,5	7,9	12,4	14,9	17,0	19,8	21,7	20,3	16,6
10000	1,05	5,9	8,5	13,3	16,1	18,3	21,3	23,5	22,0	18,0

10^5	1.15	7.2	10.4	16.5	20.1	22.7	26.2	28.9	27.5	22.9
10^6	1.45	8.7	12.2	19.5	23.5	26.8	31.0	34.3	33.0	27.7
10^7	1.7	10.1	14.2	22.5	27.5	31.2	35.8	39.7	38.4	32.5

Відповіді та пояснення до типових задач

Задача 1. $A(t)=4,393 \cdot 10^5$ (Бк)

$A_0 = \lambda N$, де λ (стала розпаду) -- ймовірність розпаду ядра за 1 с.

$$\lambda = 0.693 / T_{1/2} = 0.693 / (8,08 \cdot 24 \cdot 3600) = 9,927 \cdot 10^{-7} \text{ (1/с)}$$

Отже: $A_0 = 9,927 \cdot 10^{-7} \cdot 5,8 \cdot 10^{12} = 5,76 \cdot 10^6$ (Бк)

$A(t) = A_0 e^{-\lambda t}$, де $t = 30 \cdot 24 \cdot 3600 = 2,59 \cdot 10^6$ (с); $\lambda t = 2,573$

Отже: $A(t) = 4,393 \cdot 10^5$ (Бк)

Задача 2. $D \approx 0,09$ бер/рік. ГДД/Р = 5/0.09 ≈ 56 .

$D = P t$: $P = 10$ мкР/год = 10^{-5} Р/год; $e = 24 \cdot 365,4 = 8766$ год/рік.

Отже: $D = 10^{-5} \cdot 8766 \approx 0,088$ Р $\approx 0,09$ бер/рік. ГДД = 5 бер/рік (для категорії А).

ГДД/Р = 5/0.09 ≈ 56 (для категорії Б: 0,5/0,09 $\approx 5,6$).

Задача 3. $P_{\text{дон}} \approx 0,82$ мкбер/с.

$P_{\text{дон}} = (5 \text{ бер/рік}) / (1700 \text{ год/рік}) = 2,94 \cdot 10^{-3} = 2,94$ мбер/год.

$P_{\text{дон}} = 2,94 \cdot 10^3 / 3,6 \cdot 10^3 \approx 0,82$ мкбер/с.

Задача 4. $t_p \leq \approx 0,4$ год. Допустима потужність за день $P_{\text{дон,д}}$ при 6-ти-годинному робочому дні

$P_{\text{дон,д}} = 2,94$ мбер/год $\cdot 6$ год/день $\approx 17,6$ мбер/день

Час роботи t_p має бути меншим від тривалості робочого дня (6 год), у скільки фактична потужність дози Р перевищує допустиму потужність $P_{\text{дон}} (= 2,94$ мбер/год):

$$t_p \leq 6 \text{ год} \cdot (2,94 \text{ мбер/год}) / (43,15 \text{ мбер/год}) \approx 0,4 \text{ год.}$$

Задача 5. Для категорії А у $\approx 2,85$ разів менша за допустиму дозу за рік.

Для категорії Б у $\approx 3,5$ разів більша за допустиму дозу за рік.

$D_{\text{рік}} = 0,2$ мР/год $\cdot 8766$ год/рік = 1753,2 мР/рік $\approx 1,75$ бер/рік (Припускається зовнішнє опромінення гамма-квантами і бета-частинками з коефіцієнтом якості 1,0; а також, що $1 \text{ Р} \approx 1 \text{ рад} \approx 1$ бер).

Для категорії А у $5/1,75 \approx 2,85$ разів менша за допустиму дозу за рік.

Для категорії Б у $1,75/0,5 \approx 3,5$ разів більша за допустиму дозу за рік.

Задача 6. а) Густина потоку перевищує допустиму у 22 рази.

б) Потужність дози перевищує допустиму приблизно у 19 разів.

а) Випромінене за одиницю часу число нейтронів Q із джерела, яке можна приймати точковим з рівномірним розподілом нейтронів по куту вилітання, на віддалі R розподіляються по площині поверхні сфери $S = 4\pi R^2$. Тому густина потоку $\phi_n = Q/S = Q/(4\pi R^2)$.

Для умов задачі

$\phi_n = (10^7 \text{ нейтр/с}) / (4 \cdot 3,14 \cdot 2,25 \text{ М}^2) = 3,54 \cdot 10^6 \text{ нейтр}/(\text{М}^2 \text{С}) = 354 \text{ нейтр}/(\text{см}^2 \text{С})$, що вище за допустиме значення $16 \text{ нейтр}/(\text{см}^2 \text{С})$ (таблиця 2) у $354/16 = 22,125$ разів.

б) H_M (бер $\text{см}^2/\text{част.}$) – еквівалентна доза, яку створює флюенс $1 \text{ част.}/\text{см}^2$. Для нейтронів з енергією 5 МеВ з таблиці 2 знаходимо $H_M = 4,3 \cdot 10^{-8}$ бер $\text{см}^2/\text{част.}$ Тому потужність дози потоку з густиною ϕ_n складе

$$P = H_M \cdot \phi_n = 4,3 \cdot 10^{-8} \text{ бер} \cdot \text{см}^2/\text{част.} \cdot 354 \text{ нейтр}/(\text{см}^2 \text{С}) \approx 1,52 \cdot 10^{-5} \text{ бер/С} = 15,2 \text{ мкбер/С.}$$

Це вище за допустиме значення потужності дози $0,82$ мкбер/С (для категорії населення А) у $15,2/0,82 \approx 18,5$ разів.

Задача 7. $R_{\text{min}} = 70,5$ см. Допустиме значення густина потоку $\phi_{\text{дон}} = 16 \text{ нейтр}/(\text{см}^2 \text{С})$ (таблиця 2, $T_n = 5 \text{ МеВ}$), отже

$$R_{min} = \sqrt{\frac{Q}{4\pi\phi_{\text{доо}}}} = \sqrt{\frac{10^6}{4 \cdot 3,14 \cdot 16}} \approx 70,5 \text{ см}$$

Задача 8. а) $Kp=2,5$. б) $Kp=2,33$.

а) Випромінене за одиницю часу число γ -квантів Q із джерела, яке можна приймати точковим з рівномірним розподілом γ -квантів по куту вилітання, на віддалі R розподіляються по площині поверхні сфери $S=4\pi R^2$. Тому густина потоку $\phi_\gamma=Q/S=Q/(4\pi R^2)$. При розпаді ядра ^{137}Cs випромінюється 1 γ -квант.розпад, тобто $Q=A(\text{Бк})$, $A=20\text{мКи}=20 \cdot 10^3 \text{ Ки} = 20 \cdot 10^3 (\text{Ки}) \cdot 3,7 \cdot 10^{10} (\text{Бк/Ки}) = 7,4 \cdot 10^8 \text{ Бк}$ і $\phi_\gamma=7,4 \cdot 10^8 (1/\text{с})/[4 \cdot 3,14 \cdot 10^4 (\text{см}^2)]=5,89 \cdot 10^3 (1/\text{см}^2 \cdot \text{с})$.

З таблиці 2 знаходимо:

при $E_\gamma=0,5 \text{ МеВ}$ допустима густина потоку $\phi_{\text{доп},0,5}=2800 (1/\text{см}^2 \cdot \text{с})$:

при $E_\gamma=1,0 \text{ МеВ}$ допустима густина потоку $\phi_{\text{доп},1,0}=1400 (1/\text{см}^2 \cdot \text{с})$. Шляхом інтерполяції для $E_\gamma=0,66 \text{ МеВ}$ знаходимо $\phi_{\text{доп}}=2800-(2800-1400) \cdot 0,16/0,5=2352 (1/\text{см}^2 \cdot \text{с})$.

Кратність послаблення $Kp = \phi_\gamma/\phi_{\text{доп}} = 5,89 \cdot 10^3/2352=2,5$.

б) З таблиці 2 знаходимо: При $E_\gamma=0,5 \text{ МеВ}$ $H_{M0,5} = 2,5 \cdot 10^{-10} (\text{бер} \cdot \text{см}^2/\text{частинку})$,

при $E_\gamma=1,0 \text{ МеВ}$ $H_{M1,0} = 4,8 \cdot 10^{-10} (\text{бер} \cdot \text{см}^2/\text{частинку})$. Шляхом інтерполяції для $E_\gamma=0,66 \text{ МеВ}$ знаходимо

$$H_{M0,66} = 2,5 \cdot 10^{-10} + (4,8 \cdot 10^{-10} - 2,5 \cdot 10^{-10}) \cdot 0,16/0,5 = 3,236 \cdot 10^{-10} (\text{бер} \cdot \text{см}^2/\text{частинку}).$$

Потужність еквівалентної дози $H' = H_{M0,66} (\text{бер} \cdot \text{см}^2/\text{ч.}) \cdot \phi_\gamma (\text{ч.}/\text{см}^2 \cdot \text{с}) = 3,236 \cdot 10^{-10} \cdot 5,89 \cdot 10^3 = 1,906 \cdot 10^{-6} \text{ бер/с}$,

$$\text{Або } H' = 1,906 \cdot 10^{-6} \text{ бер/с} \cdot 1000 \text{ мбер/бер} \cdot 3600 \text{ с/год} = 6,86 (\text{мбер/год}).$$

Кратність послаблення $Kp = H'/H'_{\text{доп}} = 6,86 (\text{мбер/год})/2,94 \text{ мбер/год.} = 2,33$ (для категорії населення А).

Задача 9. $P_{\text{екс}}=6,2 \cdot 10^{-3} \text{ Р/год}$.

Потужність експозиційної дози $P_{\text{екс}}$ пропорційна активності джерела та обернено пропорційна квадрату віддалі R : $P_{\text{екс}} = \Gamma_\gamma \frac{A}{R^2}$, де Γ_γ -характеристика (повна гамма-постійна) джерела.

Для ^{137}Cs $\Gamma_\gamma=3,1 \text{ Рсм}^2/(\text{год} \cdot \text{мКи})$ (табл..3). Отже: $P_{\text{екс}}=3,1 \cdot 20/10000=6,2 \cdot 10^{-3} \text{ Р/год}$.

Результат близький до одержаного у задачі 8, якщо прийняти, що 1Р експозиційної дози відповідає 1 беру зовнішнього опромінення гамма-променями, коефіцієнт якості яких близький до 1 .

Задача 10. $d=5,8 \text{ г/см}^2=0,51 \text{ см}$.

Потужність еквівалентної дози H' пропорційна інтенсивності джерела I та обернено пропорційна квадрату віддалі R : $H' = H_M \frac{I}{4\pi R^2}$, де H_M (бер \cdot см 2 /част.) – еквівалентна доза,

яку створює флюенс $1 \text{ част.}/\text{см}^2$. Для ^{60}Co , який випромінює 2 гамма-кванти на розпад з середньою енергією $1,25 \text{ МеВ}$ $H_M=5,7 \cdot 10^{-10} \text{ бер} \cdot \text{см}^2/\text{част}$ (з табл.1.2 шляхом інтерполяції) і $I=2A(\text{Бк})$. Отже

$$H' = 5,7 \cdot 10^{-10} \cdot 2 \cdot 200 \cdot 10^7 / (4 \cdot 3,14 \cdot (200)^2) = 1,68 \cdot 10^{-5} \text{ Бер/с}$$

Кратність послаблення

$$Kp = H'/H'_{\text{доп}} = 1,68 \cdot 10^{-5} \text{ бер/с} / 0,82 \cdot 10^{-6} \text{ бер/с} \approx 20.$$

Таку кратності послаблення для $E_\gamma=1,25 \text{ МеВ}$ згідно табл. 1.3.(Табл..4.28 довід-ника[4], с.140)забезпечує шар свинцю товщиною $d=5,8 \text{ г/см}^2=5,8/11,34=0,51 \text{ см}$.

