

Полякова І.О.

ДУ «Інститут геохімії навколишнього середовища НАН України»

ОЦІНКА ЗАХИСНИХ ВЛАСТИВОСТЕЙ КОНТЕЙНЕРА ДЛЯ ЗБЕРІГАННЯ ВІДПРАЦЬОВАНИХ ДЖЕРЕЛ ІОНІЗУЮЧОГО ВИПРОМІНЮВАННЯ

Представлено результати розробки контейнера для транспортування і тривалого зберігання закритих гамма-випромінюючих відпрацьованих джерел іонізуючого випромінювання, особливостей розрахунку та перевірки захисних властивостей.

Вступ

Проблема екологічної та радіаційної безпеки при поводженні з відпрацьованими джерелами іонізуючого випромінювання (ДІВ) є надзвичайно актуальною для України в теперішній час через відмову від їх захоронення, натомість набуло значення застосування технологій тривалого контейнерного зберігання.

Джерела іонізуючого випромінювання знаходять широке застосування в промисловості, медицині, наукових дослідженнях [1]. Зокрема вони застосовуються у медичних гамма-терапевтичних апаратах, гамма-дефектоскопах, щільномірах, товщиномірах, нейтралізаторах статичної електрики, радіоізотопних релейних приладах, вимірювачах зольності вугілля, сигналізаторах зледеніння, дозиметричній апаратурі, що містить вбудовані джерела тощо.

У радіаційних приладах та пристроях використовуються: цезій-137, кобальт-60, селен-75, іридій-192, молібден-99 + технецій-99m, радій-226 + радон-222, стронцій-90 + ітрій-90, плутоній-238 та ін.

З часом ДІВ, за рахунок природного розпаду радіонуклідів, втрачають свої корисні якості та їх переводять до категорії радіоактивних відходів (РАВ), як правило, високоактивних, які відповідно до вимог чинного законодавства підлягають захороненню або тривалому зберіганню (100 і більше років).

Поводження з ДІВ в Україні

Поводження з РАВ у т.ч. у вигляді відпрацьованих ДІВ (ВДІВ) при їх перевезенні та захороненні або тривалому зберіганні регламентується законами, нормами і правилами з ядерної і радіаційної безпеки України [2, 3]. Їх зберігання та перевезення дозволяється здійснювати у спеціальних сертифікованих транспортних упаковках або пакувальних транспортних комплектах [4]. ВДІВ підлягають вивезенню до регіональних спецпідприємств державної корпорації «Українське державне об'єднання «Радон» (ДК «УкрДО «Радон»), які мають відповідні ліцензії та дозволи для тривалого зберігання.

У деяких установках, що використовують іонізуюче випромінювання, ДІВ мають надзвичайно велику активність. В експериментальних установках МРХ-γ-25М, К-100 000, ЛБМ-1, УК-100 000, що існують на території України, використовуються ДІВ типу: ГИК-7-4, ГИК-7-3, ГИК-4-2, ГИК-7-1 з радіонуклідами ^{60}Co або ^{137}Cs [1]. Наприклад, в гамма-установці К-100 000, що знаходиться в Інституті фізики НАН України, розміщено 40 одиниць джерел іонізуючого випромінювання типу ГИК-7-4 з радіонуклідом ^{60}Co . Активність одного ДІВ на момент виготовлення складала $8,9 \times 10^{13}$ Бк, а сумарна активність джерел в установці – $3,56 \times 10^{15}$ Бк.

У гамма-установці МРХ-γ-25М, що також знаходиться в ІФ НАН України, розміщено 18 ДІВ типу ГИК-7-3 з радіонуклідом ^{60}Co . Активність одного такого джерела на момент виготовлення становила $4,45 \times 10^{13}$ Бк, а сумарна активність джерел в установці на момент виготовлення – $8,0 \times 10^{14}$ Бк.

Згадані установки виведені з експлуатації, а відпрацьовані ДІВ, що в них розміщено, підлягають вилученню та вивезенню до спеціалізованих підприємств ДК «УкрДО «Радон».

В Україні тривале зберігання РАВ здійснюється на підприємствах Державної корпорації «Українське державне об'єднання «Радон» (спецпідприємства ДК «УкрДО «Радон») – Київському, Харківському, Львівському, Одеському, Дніпропетровському та Донецькому. Пункти зберігання РАВ (ПЗРВ) підприємств ДК «УкрДО «Радон» створені за типовим проектом та представляють собою віддалений від населених пунктів майданчик з комплексом будівель, у т.ч. приповерхневими сховищами РАВ, а також ємностями для зберігання рідких радіоактивних відходів (РРВ). На промисловому майданчику ПЗРВ розміщено також системи радіаційного контролю та моніторингу стану довкілля з контрольними свердловинами, радіологічна лабораторія, санперепускник, станція для дезактивації та інші технологічні приміщення зі спеціальним обладнанням. Увесь периметр огорожено та забезпечено охороною в т.ч. за допомогою камер відеоспостереження.

Основні напрями та завдання щодо подальшого розвитку в Україні системи поводження з РАВ визначені у Стратегії поводження з радіоактивними відходами в Україні, прийнятій розпорядженням Кабінету Міністрів України від 19.08.2009 № 990-р, дія якої розрахована на 50 років. Стратегія розроблена за підтримки Європейської Комісії на виконання Плану дій Україна – ЄС на підставі аналізу стану системи поводження з РАВ в Україні, з урахуванням кращого міжнародного досвіду, стандартів з безпеки МАГАТЕ та Європейського Союзу.

На міжрегіональних спецпідприємствах ДК «УкрДО «Радон» реалізуються заходи з перефільювання та переоснащення у пункти збору та тимчасового зберігання РАВ. Підприємства забезпечуються контейнерами для транспортування та тимчасового зберігання РАВ та відпрацьованих ДІВ. Зберігання РАВ та відпрацьованих ДІВ у контейнерах здійснюється у спеціально споруджених сховищах ангарного типу. Припинено розміщення відпрацьованих ДІВ за технологією захоронення у сховищах колодязного типу [5]. Щодо законсервованих сховищ РАВ, розміщених на ПЗРВ ДМСК, експлуатація яких здійснювалась у попередні роки (до 1996 р.) за технологією захоронення, проводиться переоцінка безпеки, яка дозволить обґрунтувати період безпечного існування таких сховищ та надасть можливість запланувати заходи з вилучення у майбутньому РАВ із цих сховищ. Проведення заходів з вилучення РАВ зі сховищ відбувається після системи планування комплексу робіт, оцінки показників надійності і безпеки об'єктів та установок, дозових навантажень на персонал, безпеки оточуючого природного середовища [6].

Контейнери для транспортування та тривалого зберігання ВДІВ

Оскільки усі спецпідприємства ДК «УкрДО «Радон» перейшли на контейнерне зберігання РАВ, транспортування і тимчасове їх зберігання відбувається у спеціальних контейнерах, розміщених в охоронній тарі, що дозволяє запобігти потраплянню радіонуклідів в оточуюче природне середовище (багатоешелонований захист).

У рамках програми глобального партнерства «Великої вісімки» зі сторони Комісаріату Атомної Енергетики Франції здійснюється фінансування двох значущих для України проектів, спрямованих на підвищення безпеки поводження з відпрацьованими джерелами іонізуючого випромінювання. Цими проектами передбачена розробка та впровадження сучасних технічних засобів для поводження з ВДІВ:

– виготовлення та сертифікація мобільної модульної захисної камери для розрядки ВДІВ типів Э1 – Э3, Э1М – Э4М, БГИ-30, БГИ-45, БГИ-60А, БГИ-75А, БГИ-90А, БГИ-45У, БГИ-60У, БГИ-75У та БГИ-90У з наступною локалізацією їх в транспортному пакувальному комплекті ПКТІВ-120Н;

– виготовлення та сертифікація транспортних пакувальних комплектів ПКТІВ-120Н, призначених для транспортування та тривалого зберігання ВДІВ у приповерхневих сховищах РАВ на спеціалізованих підприємствах ДК «УкрДО «Радон».

У перспективі тимчасове зберігання закритих ВДІВ планується здійснювати на майданчику Центрального сховища РАВ, що розташований на комплексі виробництв «Вектор» (КВ «Вектор») у Чорнобильській зоні відчуження.

Враховуючи потреби, стратегію поводження з РАВ на спецпідприємствах ДК «УкрДО «Радон» і перехід на контейнерне зберігання, було розроблено, випробувано та сертифіковано транспортний пакувальний комплект ПКТІВ-120Н. Розробником транспортного пакувального комплексу ПКТІВ-120Н є корпорація «Укратомприлад», а виробник – ДП «Атоменергомаш», м. Энергодар. Цей комплект (рис. 1) призначений для транспортування та зберігання відпрацьованих закритих радіонуклідних джерел іонізуючого випромінювання з ізотопами ^{137}Cs або ^{60}Co [7]. Він також може бути застосований на підприємствах, де необхідно вилучати з обігу відпрацьовані закриті ДІВ з вказаними ізотопами і транспортуванням цих ДІВ до сховищ для тимчасового зберігання.

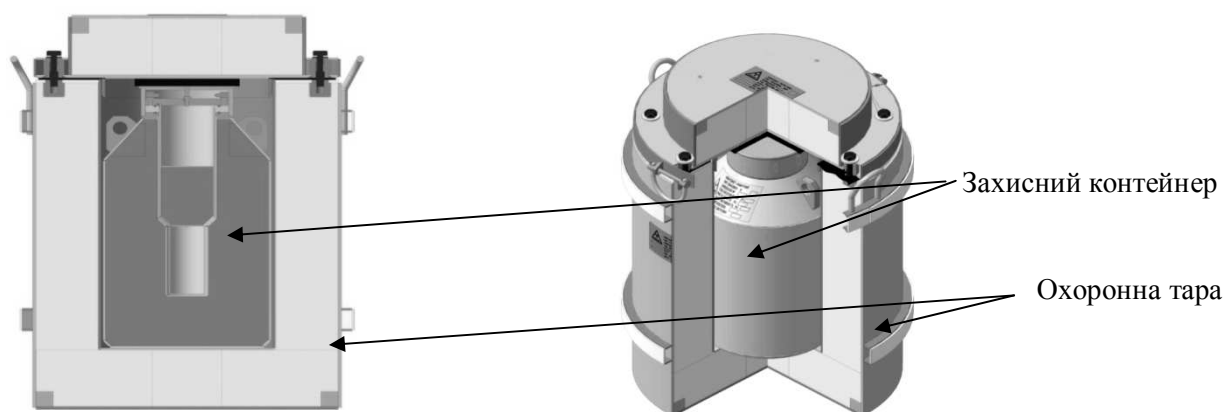


Рис. 1. Зовнішній вигляд транспортного пакувального комплексу ПКТІВ-120Н

Складовими частинами комплексу є захисний контейнер та охоронна тара. Конструкційний матеріал охоронної тари – неіржавіюча сталь (щільність $7,8 \text{ г} \times \text{см}^{-3}$, товщина 6 мм). Захисний матеріал контейнеру – свинець (щільність $11,3 \text{ г} \times \text{см}^{-3}$, товщина 120 мм). Технічні характеристики транспортного пакувального комплексу із відповідними значеннями величин наведено у таблиці 1.

Фізичні основи розрахунку товщини поглинача контейнерів

При проектуванні контейнерів для високоактивних РАВ у вигляді відпрацьованих ДІВ автором проводились розрахунки і перевірка захисних властивостей ПКТІВ-120Н та основних проектно-конструкторських рішень.

Розрахунок проводився виходячи зі властивостей ізотопу ^{60}Co : енергія гамма-фотонів $E_{\gamma 1} = 1173,2$ та $E_{\gamma 2} = 1332,5$ кеВ, квантовий вихід – 200 %, гамма-постійна – $12,93 \text{ Р} \times \text{см}^2 / (\text{мКі} \times \text{год})$, період напіврозпаду – 5,27 роки, загальною активністю на момент завантаження не більше $5,18 \times 10^{14}$ Бк [8].

Конструкція контейнера при проектному завантаженні має відповідати вимогам чинних нормативних документів на транспортування РАВ (ПБПРМ-2001), а саме: не перевищення рівня випромінювання на поверхні упаковки $2 \text{ мЗв} \times \text{год}^{-1}$ (п. 5.14) та $0,1 \text{ мЗв} \times \text{год}^{-1}$ у будь-якій точці на відстані 2 м (п. 7.22) [4].

При використанні ПКТІВ-120Н для ВДІВ з ізотопом ^{137}Cs розрахунок виконували виходячи з величин: енергія гамма-фотонів $E_{\gamma} = 661,6$ кеВ, квантовий вихід – 85,2 %, гамма-постійна – $3,19 \text{ Р} \times \text{см}^2 / (\text{мКі} \times \text{год})$. Захисні характеристики розробленого контейнера повністю забезпечать вимоги до ПЕД при зберіганні та транспортуванні [8].

Габаритні розміри ВДІВ типу ГИК-7-4, ГИК-7-3: діаметр $d = 11,0 \pm 0,5$ мм, висота $h = 81,0 \pm 0,5$ мм, матеріал капсули джерела – сталь марки 12Х18Н10Т за ГОСТ 5632-72, кількість капсул – дві (одна в одній), та розміри стакана для завантаження діаметр $d = 82,0 \pm 1,0$ мм, висота $h = 17,90 \pm 1,0$ мм. По висоті може бути розміщено 7 вказаних джерел, а по

діаметру лише 2, тому загальна максимальна завантажена кількість ВДІВ становитиме не більше 14 одиниць. Із розрахунків випливає що загальна активність ВДІВ, що може бути розміщено в ньому, досягатиме $A_{\text{дж}} = 7,25 \times 10^{15}$ Бк, тобто буде обмежена об'ємом стакана для завантаження комплекту пакувального транспортного ПКТІВ-120, враховуючи максимальну активність ВДІВ, яка може бути завантажена $A_{\text{дж}} = 5,18 \times 10^{14}$ Бк по ^{137}Cs та $6,6 \times 10^{10}$ Бк по ^{60}Co . Тому максимальна кількість одиниць відпрацьованих ДІВ залежить як від габаритних розмірів стакана для завантаження (конструкційні особливості комплекту) так і від активності ВДІВ.

Таблиця 1. Технічні характеристики транспортного пакувального комплекту ПКТІВ-120Н

Технічні характеристики	Значення
Максимальна завантажувальна активність комплекту, Бк:	
– по ізотопу ^{137}Cs	$5,18 \times 10^{14}$
– по ізотопу ^{60}Co	$6,60 \times 10^{10}$
Кратність ослаблення гамма-випромінювання, разів	
– по ізотопу ^{137}Cs	$1,87 \times 10^6$
– по ізотопу ^{60}Co	$8,50 \times 10^2$
Потужність еквівалентної дози на відстані 1 м від будь – якої точки зовнішньої поверхні комплекту, мЗв×год ⁻¹	< 2,0
Маса комплекту, кг	< 1200
Габарити охоронної тари, мм:	
– діаметр	400
– висота	678
Розмір гнізда стакана для завантаження ВДІВ, мм:	
– діаметр	82
– висота	179
Маса пробки, кг	30

При розрахунках захисних властивостей враховувалася недосконалість моделей взаємодії випромінювання з речовиною, що застосовується для цієї мети.

Так, наприклад, широко відома формула [9]

$$I = I_0 e^{-\mu x}, \quad (1)$$

отримана шляхом розв'язання диференційного рівняння, що встановлює залежність зменшення інтенсивності dI потоку фотонів I на відріжку шляху dx від поточного значення інтенсивності I та лінійного коефіцієнта ослаблення інтенсивності μ

$$-(dI/dx) = \mu x. \quad (2)$$

У цьому рівнянні закладено протиріччя, а саме: коефіцієнт ослаблення інтенсивності μ – величина постійна для фотона з певною енергією

передбачає не більше однієї взаємодії на відріжку шляху dx (ймовірність двократної взаємодії на інтервалі dx прямує до 0 при зменшенні інтервалу dx , як нескінченно мала величина 2-го порядку) достатньо мала по величині $\mu \ll 1$.

Така формула забезпечує прийнятну точність розрахунку лише для зменшення інтенсивності паралельного потоку моноенергетичних фотонів внаслідок фотоелектричного поглинання тонким шаром поглиначя, оскільки радіонуклідне джерело випромінює фотони ізотропно, тобто рівномірно в усі боки, до того ж захисний шар має товщину x таку, що $\mu x > 1$. Більш того, основним процесом взаємодії фотонів з речовиною в діапазоні енергій від 0,2 до 1,5 МеВ (а це типовий діапазон для технологічних ДІВ) становить пружне некогерентне розсіяння – розсіяння Комптона, як це вказано на рисунку 2. Під час такого процесу відбувається передача частини імпульсу первинного фотону одному з вільних електронів атома поглиначя. Разом з імпульсом передається і частина енергії первинного фотону. Тому після кожного акту розсіяння на деякий кут θ енергія фотона зменшується і початковий енергетичний спектр деформується з перевагою фотонів менших енергій, для яких коефіцієнт ослаблення μ має вже інше значення.

Найбільш наочно можна відобразити процес передачі енергії в одиницях енергії спокою електрона $m_e c^2$.

Кінетична енергія електрона віддачі T_e буде рівна $\tau = T_e / m_e c^2$. Енергія первинного фотона $h\nu_0$ буде рівна $k_0 = h\nu_0 / m_e c^2$, а розсіяного $k = h\nu / m_e c^2$. Ці величини внаслідок виконання законів збереження енергії та імпульсу при пружному розсіянні фотону на кут θ будуть тісно взаємопов'язані, а саме:

$$k = \frac{k_0}{1 + k_0(1 - \cos \theta)} \quad (3)$$

$$\tau = k_0 - k = \frac{2k_0^2 \cos^2 \varphi}{(1 - k_0)^2 - k_0^2 \cos^2 \varphi} = \frac{2k_0^2}{1 + 2k_0 + (1 + k_0)^2 \operatorname{tg}^2 \varphi} \quad (4)$$

$$\operatorname{ctg} \varphi = (1 + k_0) \operatorname{tg} \frac{\theta}{2} \quad (5)$$

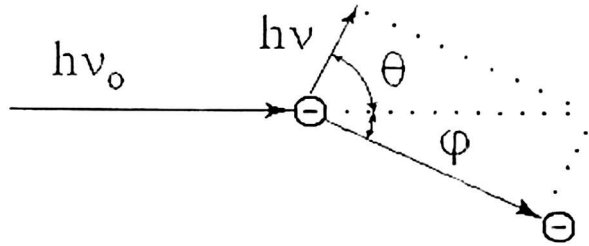


Рис. 2. Пружне некогерентне розсіяння

Кут розсіяння θ первинного фотона може змінюватись у межах від 0 до 180° , при цьому енергія фотону зменшується від k_0 до $\frac{k_0}{1 + 2k_0}$.

На рисунку 3 показані індикатриси розсіяння для різних значень k_0 . Ймовірність розсіяння пропорційна довжині відрізка, проведеного з точки взаємодії (в центрі рисунка) до перетину з індикатрисою. Зі збільшенням енергії ймовірність взаємодії зменшується та зростає анізотропія розсіяння. Виникає превалювання розсіювання вперед на невеликі кути.

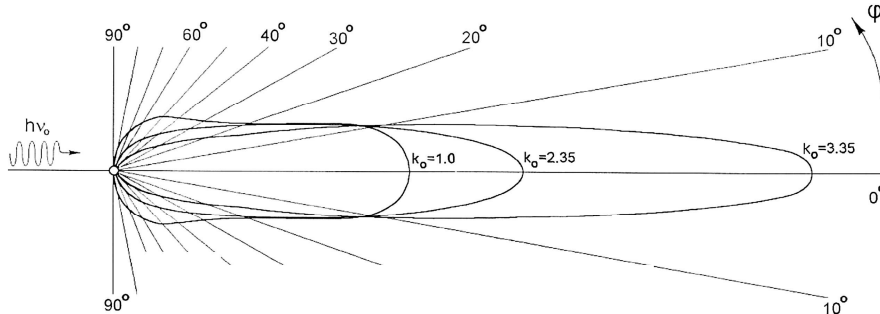


Рис. 3. Індикатриси комптонівського розсіювання гамма-фотонів для різних значень k_0

Напрямок вильоту φ первинного нерухомого електрону набуває значень від 90° до 0 , при цьому енергія електрону віддачі зростає від $\tau = 0$ до $\tau_{\max} = 2k_0^2 / (1 + 2k_0)$. Анізотропія вильоту електронів віддачі також зростає зі збільшенням початкової енергії гамма-фотонів.

Диференціальний ефективний переріз розсіяння Комптона може бути знайдений з формули Клейна-Нишини:

$$\frac{dS_k(\theta)}{d\Omega} = \frac{1}{2} r_0^2 \left(\frac{k}{k_0} \right)^2 \left(\frac{k_0}{k} + \frac{k}{k_0} - \sin^2 \theta \right) \quad (6)$$

де $dS_k(\theta)$ – ймовірність розсіювання фотонів в межах тілесного кута $d\Omega$; $r_0 = e^2/m_e c^2 = 2,82 \times 10^{-13}$ см – класичний радіус електрона. Інтенсивність потоку енергії розсіяного фотону випромінювання I_1 на відстані R від розсіювача визначається формулою:

$$I_1 = \frac{1}{R^2} \frac{I_0}{[1 + k_0(1 - \cos \theta)]} \frac{dS_k(\Omega)}{d\Omega} \quad (7)$$

де I_0 – початкова інтенсивність первинного пучка. Енергія, що передана електронам віддачі, буде доповнювати енергію розсіяного фотонного випромінювання до початкового значення. Розподіл електронів віддачі по енергіям можна виміряти сцинтиляційним спектрометром. Для цього потрібно вибрати товщину кристалу NaI(Tl) такою, щоб ймовірність багатократного розсіювання фотонів у ньому була б незначною.

Відповідною доброю ілюстрацією є апаратурний спектр моноенергетичних фотонів ізотопу ^{137}Cs , що отриманий сцинтиляційним спектрометром, який складається з тонкого (товщиною 1 см) кристалу NaI(Tl) діаметром 40 мм та фотоелектронного помножувача ФЕП-97 (рис. 4).

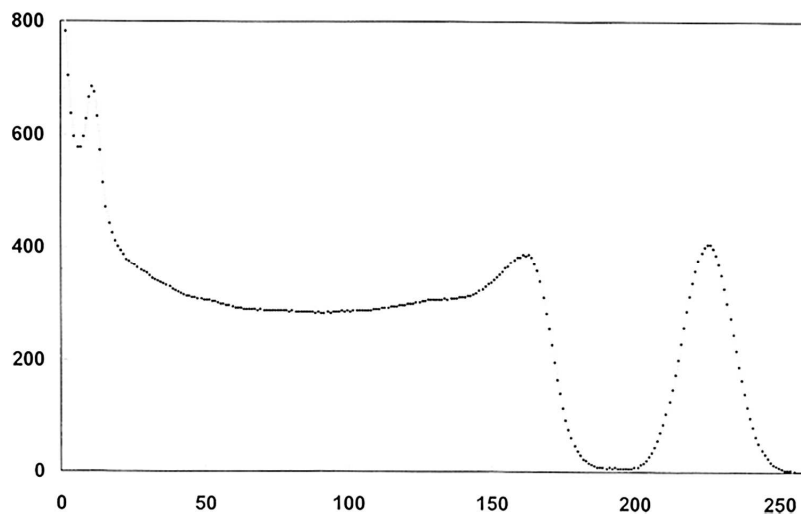


Рис. 4. Амплітудний спектр сигналів сцинтиляційного гамма-спектрометра NaI(Tl) + ФЕП-97, змінений аналізатором амплітуд АИ-256-6. По горизонтальній вісі відкладено номер каналу, по вертикальній – інтенсивність рахунку імпульсів у хвилину

Цей спектр демонструє неперервний розподіл енергії електронів від 0 до 163 каналу (по енергії від 0 до 477,3 кеВ – максимально можливої при розсіянні Комптона). Пік в районі 11 каналу (32 кеВ) відповідає реєстрації рентгенівських фотонів ^{137}Ba , що виникають при перебудові атомних оболонок після радіоактивного розпаду ^{137}Cs . Зменшення інтенсивності лічби зі збільшенням номеру каналу в межах від 0 до 60 каналу викликано, з одного боку, впливом шуму фотопомножувача і зворотнім розсіюванням електронів віддачі із кристала зовні, внаслідок чого зменшується енергія, що передана сцинтилятору, а з іншого – формою індикатриси для $k_0 \sim 1$, так само, як і деяке зростання інтенсивності лічби в районі 130—163 каналу (так проявляється анізотропія кутового розподілу електронів віддачі, наведена на рис. 3). Спектр фотонів однократного некогерентного розсіювання в цьому процесі буде доповнювати вимірний до $E_\gamma = 661,6$ кеВ, тобто мати вигляд широкої полоси від 184,3 до 661,6 кеВ.

На рис. 5 показано повний переріз комптонівського розсіювання μ для свинцю ($Z = 82$), що отримано інтегруванням формули (6) Клейна-Нишини по всьому тілесному куту Ω . Ймовірність комптонівського розсіювання фотонів монотонно зменшується в 15 разів зі зростанням енергії в діапазоні від 10 кеВ до 10 000 кеВ.

Під час випробувань розробленого комплексу були перевірені його захисні властивості. Вимірювання випромінювання, що пройшло через поглинач, можливе в умовах «вузького пучка» (гарна геометрія) і в умовах «широкого пучка» (погана геометрія). У випадку вузького пучка детектор реєструє тільки первинне випромінювання, тобто випромінювання джерела проходить через поглинач, де не відбувається актів взаємодії. У випадку ши-

рокого пучка детектор реєструє первинне не розсіяне випромінювання і вторинне розсіяне випромінювання.

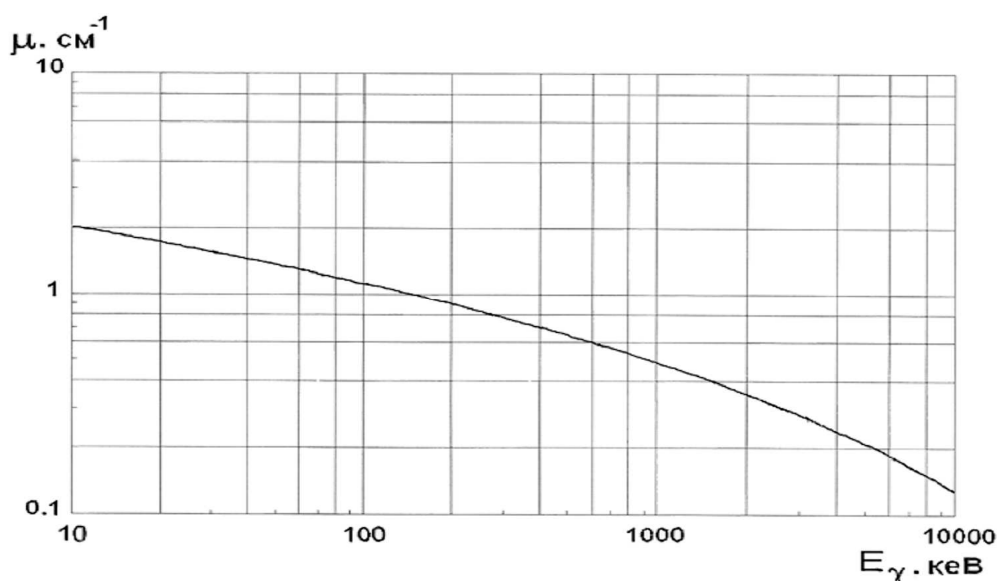


Рис. 5. Залежність лінійного коефіцієнта комтонівського ослаблення інтенсивності фотонів від енергії для свинцю

Для відтворення геометрії вузького пучка необхідно створити спеціальні умови експерименту. Проходження випромінювання в умовах геометрії вузького пучка легко розраховується, оскільки у цьому випадку закон ослаблення за рахунок фізичних процесів взаємодії відображається експоненційною залежністю, при цьому показник в експоненті рівний добутку коефіцієнтів ослаблення випромінювання на товщину поглинач (див. формулу (1)).

У нашому випадку випромінювання вимірюють в умовах широкого пучка. При однакових енергіях випромінювання, товщині, атомному номеру поглинач, а також відстані джерело–детектор показники одного і того ж детектора в умовах широкого пучка більші ніж показники детектора в умовах вузького пучка. Внесок розсіяного випромінювання в показники детектора при вимірах в умовах широкого пучка зручно враховувати співмножником в законі ослаблення в геометрії вузького пучка, що називається фактором накопичення і визначається як відношення показників детектора при вимірюванні в геометрії широкого пучка до показника детектора при вимірюванні в геометрії вузького пучка.

Фактор накопичення залежить від багатьох змінних. В загальному випадку фактор накопичення є функцією ефекту, що реєструється (щільності потоку, інтенсивність, потужність експозиційної дози, поглиненої дози), енергії γ -квантів, кутового розподілу випромінювання і геометрії джерела, атомного номеру і товщини захисного матеріалу, геометрії і компоновки захисту, положення джерела і детектора по відношенню до захисту.

Критерієм для класифікації захисту, як правило, слугує геометрія захисту і взаємне розташування захисту, джерела і детектора [10]. Існує декілька варіантів захисту: безкінечний захист, напівбезкінечний захист, бар'єрний захист, обмежений захист. Так само важливо враховувати геометрію джерела іонізуючого випромінювання, наприклад: точкове джерело, лінійне ізотропне джерело з рівномірно розподіленою активністю по довжині джерела, кругове ізотропне джерело з рівномірно розподіленою активністю по довжині кола, джерело у вигляді нескінченної площини з рівномірно розподіленою по поверхні активністю, джерело у вигляді прямокутної пластини кінцевих розмірів з рівномірно розподіленою активністю по поверхні, порожнє циліндричне джерело з рівномірно розподіленою активністю по внутрішній поверхні, сферичне джерело з рівномірно розподіленою по об'єму активністю, циліндричне об'ємне джерело з рівномірно розподіленою по об'єму активністю тощо.

Під час проведення практичних розрахунків товщини захисту пакувального транспортного контейнеру ПКТІВ-120Н із наступними методами: захист часом, кількістю, відстанню; по кратності ослаблення за допомогою універсальних таблиць Н.Г. Гусева [11]; при похилому падінні джерела; «конкуруючих ліній»; по шарах половинного ослаблення – було обрано метод розрахунків по кратності ослаблення за допомогою універсальних таблиць Н.Г. Гусева, джерело – циліндричне об'ємне джерело з рівномірно розподіленою по об'єму активністю, варіант захисту – обмежений захист.

В період з 7 до 21 лютого 2012 р. у м. Енергодар (на підприємстві «Атоменергомаш») та м. Києві (Українське державне науково-виробниче підприємство «Ізотоп») відбулись заводські та сертифікаційні випробування Комплекту пакувального транспортного ПКТІВ-120Н для транспортування та тимчасового зберігання відпрацьованих джерел іонізуючого випромінювання. У рамках заводських випробувань проводилась перевірка захисних властивостей комплекту після випробувань на нормальні умови експлуатації. У рамках сертифікаційних випробувань проводилась перевірка захисних властивостей комплекту після випробувань на нормальні умови при транспортуванні, а також після випробувань на аварійні умови при транспортуванні. Дані, що були отримані в результаті проведених випробувань, підтверджують безпеку використання ПКТІВ-120Н для персоналу, населення і оточуючого природного середовища у відповідності з нормами правилами і стандартами з ядерної та радіаційної безпеки.

Комплект пакувальний транспортний ПКТІВ-120Н (рис. 6) успішно пройшов сертифікаційні випробування і отримав сертифікат перевірки типу.



Складові елементи захисного контейнера:

- a. Контейнер захисний з кришкою;
- b. Контейнер захисний у розрізі;
- c. Контейнер захисний (вид зверху);
- d. Контейнер захисний (вид зверху, стакан для завантаження з пробкою видалено);
- e. Пробка;
- f. Стакан для завантаження.

Рис. 6. Контейнер захисний з комплектуючими складовими

Висновки

Виходячи з розрахунку захисних властивостей контейнера можна зробити наступний висновок. Оскільки при кожному розсіюванні енергія фотонів стає значно меншою попередньої, то ймовірність наступної взаємодії фотона з речовиною захисту буде збільшуватись з кожним актом розсіювання. Довжина вільного пробігу фотону в речовині може бути оцінена як $1/\mu$. При розсіюванні сумарна довжина взаємодії фотона з речовиною захисту збільшується.

При завантаженні відпрацьованих ДІВ типу ГИК-7-3 та/або ГИК-7-4 сумарною активністю $5,18 \times 10^{14}$ Бк, розрахункова потужність еквівалентної дози становитиме:

- на поверхні контейнера – $1,46 \times 10^{-1}$ мЗв×год⁻¹;
- на відстані 2 м від поверхні контейнера – не перевищить $4,00 \times 10^{-3}$ мЗв×год⁻¹.

При відсутності захисту потужність дози на тій же відстані становитиме $1,49 \times 10^3$ мЗв \times год $^{-1}$.

Таким чином, контейнер ПКТІВ-120Н забезпечує ослаблення потоку енергії випромінювання ^{137}Cs в мільйони разів і гарантує необхідний рівень радіаційної безпеки при транспортуванні високоактивних РАВ у вигляді відпрацьованих ДІВ відповідно до вимог Правил ядерної та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів (ПБІПРМ-2006).

Заводські та сертифікаційні випробування підтвердили надійність запропонованого методу розрахунку захисних властивостей комплексу. Розрахункові та експериментальні дані співпадають з похибкою у 20 %.

Оскільки відпрацьовані ДІВ та РАВ мають різні характеристики (форма, активність, нуклідний склад тощо) існує необхідність створення нових високотехнологічних контейнерів для перевезення і тимчасового зберігання відпрацьованих ДІВ та РАВ, які відповідають потребам замовників на період тимчасового зберігання в ангарах та транспортування до місць постійного зберігання/захоронення на комплекс виробництв «Вектор» у Зоні відчуження і обов'язкового (безумовного) відселення.

1. Сотников О.І. Забезпечення безпеки відпрацьованих високоактивних джерел іонізуючого випромінювання опромінювальних установок // Міжнародний семінар «Регулювання «покинутих» та вразливих ДІВ. Досвід та перспективи України». 12.12.2012 р. м. Київ.
2. *Норми радіаційної безпеки України -97 (НРБУ-97)*. Державні гігієнічні нормативи. – Київ, 1997. – 120 с.
3. *Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки – 2005 (ОСПУ-2005)*. Державні санітарні правила. – Київ, 2005. – 130 с.
4. *Правила ядерної та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів (ПБІПРМ – 2006)*. – Київ, 2006. – 115 с.
5. *Загальнодержавна цільова екологічна програма поводження з РАВ*. Затверджена ЗУ від 17.09.2008 № 516-VI та ЗУ від 15.01.2009 № 886-VI.
6. *Памтуро В.І.* Оптимальное управление безопасностью экологически опасных объектов. – Киев: Наук. думка, 2012. – 597 с.
7. *Комплект нормативної документації КНД 95.002.02.004*
8. *Моисеев А.А., Иванов В.И.* Справочник по дозиметри и радиационной гигиене. – М.: Энергоатомиздат, 1990. – 256 с.
9. *Немец О.Ф., Гофман Ю.В.* Справочник по ядерной физике. – Киев: Наук. думка, 1975. – 416 с.
10. *Кимель Л.Р., Машкович В.П.* Защита от ионизирующих излучений. Справочник. – М.: Атомиздат, 1972. – 312 с.
11. *Гусев Н.Г.* Справочник по радиоактивным излучениям и защите. – М: Медгиз, 1956. – 168 с.

Полякова И.А. ОЦЕНКА ЗАЩИТНЫХ СВОЙСТВ КОНТЕЙНЕРА ДЛЯ ХРАНЕНИЯ ОТРАБОТАННЫХ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Представлены результаты разработки контейнера для транспортировки и долгосрочного хранения закрытых гамма-излучающих отработанных источников ионизирующего излучения, особенностей расчета и проверки защитных свойств.

Poliakova I.A. SAFETY PROPERTIES ASSESSMENT OF THE CONTAINER FOR STORAGE OF SPENT SOURCES OF IONIZING RADIATION

The new type of container for transport and long-term storage of spent closed gamma-emitting sources of ionizing radiation has been designed. Safety properties of the designed container are assessed and verified.