

Моделювання транспорту фотонів в коді Serpent на прикладі розрахунку біологічного захисту

- **Хотяїнцева Олена Миколаївна**, канд. фіз.-мат. наук
Інститут проблем безпеки АЕС Національної академії наук України, м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-4408-2840>
- **Хотяїнцев Володимир Миколайович**, канд. фіз.-мат. наук, доцент
Київський національний університет імені Тараса Шевченка, м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-9085-8793>
- **Голюк Марина Іванівна**
Інститут проблем безпеки АЕС Національної академії наук України, м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0001-9233-9287>
- **Носовський Анатолій Володимирович**, академік НАНУ, д-р техн. наук, проф.
Інститут проблем безпеки АЕС Національної академії наук України, м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-2594-3780>
- **Гулік Володимир Іванович**, канд. техн. наук
Інститут проблем безпеки АЕС Національної академії наук України, м. Київ, Україна
ORCID: <https://orcid.org/0000-0002-3790-8392>

У статті продемонстровані можливості коду Serpent на основі методу Монте-Карло як ефективного надійного інструмента для розрахунку характеристик поля фотонного випромінювання і радіаційних параметрів. Розглядається біологічний захист зі звичайного бетону в бар'єрній геометрії і нормальне падіння фотонів від моноенергетичного джерела для набору енергій, характерних для випромінювання відпрацьованого ядерного палива. За допомогою коду Serpent розраховані кратність ослаблення випромінювання за дозою в повітрі і фактори накопичення (числовий, енергетичний і дозовий), проаналізована їх залежність від товщини захисту і від енергії фотонів джерела. Одержані залежності відображають закономірності, характерні для проходження фотонного випромінювання через звичайний бетон біологічного захисту. Показано, що результати розрахунків кодом Serpent узгоджуються з наявними в науковій літературі даними, одержаними іншими методами, а також з результатами програми XCOM.

Ключові слова: коефіцієнт ослаблення, кратність ослаблення, фактор накопичення, біологічний захист, код Serpent.

© Хотяїнцева О. М., Хотяїнцев В. М., Голюк М. І., Носовський А. В., Гулік В. І., 2021

Вступ

Розвиток ядерної енергетики і застосування джерел іонізуючого випромінювання в багатьох сферах людської діяльності вимагають постійної уваги до питань безпеки. Біологічний захист ядерних установок має ослаблювати іонізуюче

випромінювання до рівня, прийнятого для персоналу і навколишнього середовища, і водночас мати мінімальну вагу і вартість. Для проектування ефективного біологічного захисту, вирішення питань продовження строків експлуатації ядерних установок потрібні точні дані про радіаційні поля (зокрема фотонне поле) навколо і всередині захисту.

Питання захисту від іонізуючих випромінювань вивчалися починаючи з 30 – 40-х років минулого століття [1]. У результаті накопичений великий обсяг експериментальних і розрахункових даних [2]. Зокрема, для гамма-випромінювання існують дані про параметри захисту і характеристики поля випромінювання для різних речовин і товщин захисту, різних типів джерел і енергій фотонів. Утім, наявні дані стосуються обмеженого набору типів джерел, речовин і кількох простих випадків геометрії захисту. Захист реальних складних об'єктів розраховувався на основі цих даних, з використанням різноманітних наближених методик. Нині потреба в такому підході відсутня, оскільки з'являється можливість розраховувати радіаційні поля реальних об'єктів за допомогою програмних засобів на основі методу Монте-Карло. Такі розрахункові коди, як MCNP та Serpent, дозволяють детально враховувати як реальну геометрію об'єкта, так і матеріальний склад його частин [3], [4]. Код Serpent об'єднує в собі модуль переносу частинок і модуль розрахунку вигорання та радіоактивних розпадів, і у такий спосіб дозволяє враховувати зміни матеріального складу в часі [5].

Код Serpent був розроблений для розрахунків у сфері фізики реакторів і постійно розвивається. Можливості моделювання переносу фотонів у коді Serpent вперше з'явилися у 2015 році і регулярно розширюються. У звіті Фінського технологічно-дослідницького центру [6] наведено результати моделювання кодом Serpent кількох експериментів із захисту від гамма-випромінювання, що використовувалися, свого часу, для валідації і верифікації коду MCNP. Результати Serpent узгоджуються з експериментальними даними і відповідними розрахунками MCNP. Як зазначають розробники коду Serpent у роботі [7], валідаційна робота буде продовжена розрахунками бенчмарків для радіаційного захисту з баз даних SINBAD та ICSBER, і валідація коду Serpent для радіаційного захисту є важливою поточною задачею.

Код Serpent можна використовувати і для нейтронних, і для фотонних розрахунків як для режиму «зовнішнього джерела», так і для об'єднаних нейтрон-фотонних розрахунків, та оцінювати випромінювання нейтронів і фотонів відпрацьованого ядерного палива залежно від рівня вигорання і часу витримки. Код Serpent можна застосовувати для аналізу дозових навантажень іонізуючого випромінювання на майданчику централізованого сховища відпрацьованого ядерного палива (ЦСВЯП) з контейнерами HI-STORM 190. Як інструмент для реакторних розрахунків і задач переносу нейтронів, код Serpent уже включений до переліку, дозволених для використання в ДП «НАЕК «Енергоатом» розрахункових кодів для обґрунтування безпеки ядерних установок.

Результати розрахунків, наведені у цій статті, можуть бути корисними для підготовки звіту з кваліфікації коду Serpent для задач переносу фотонів.

Метою статті є розрахунок захисних властивостей шару бетону за допомогою коду Serpent, перевірка і підтвердження результатів порівнянням з даними в науковій літературі та оцінка обґрунтованості використання коду Serpent для моделювання транспорту фотонів через біологічний захист. Результати розрахунків кодом Serpent порівнюються з експериментальними даними і з результатами розрахунків програм MCNP і XCOM. У цій статті значна увага приділяється якійсь перевірці всієї сукупності результатів; кількісна перевірка проводиться для тих результатів, для яких доступні співставні дані в науковій літературі.

У статті вивчається важливий діапазон енергій фотонів, що відповідає гамма-випромінюванню відпрацьованого ядерного палива. Розглядається захист зі звичайного бетону в бар'єрній геометрії, оскільки для такого випадку якісні закономірності відомі, а в науковій літературі є дані, з якими результати можна порівняти кількісно. Ця стаття може становити інтерес для спеціалістів, які використовують розрахунки методом Монте-Карло у своїх дослідженнях для обґрунтування радіаційної безпеки.

Геометрія і матеріали

У статті моделюється бар'єрна геометрія захисту. Загальна схема моделювання показана на Рисунку 1. Плоске однорідне джерело випромінює моноенергетичні фотони в напрямку нормалі до захисного шару бетону. Застосуванням відбивних межових умов моделюється система, нескінченна і однорідна в напрямку, перпендикулярному до пучка фотонів джерела. Досліджувались енергії фотонів джерела: 0,375; 0,6617; 0,9; 1,1732; 1,3325; 2,0; 2,75; 3,5 МеВ. Товщина шару бетону змінювалась у межах 10 – 120 см. Між джерелом і бетоном знаходиться вакуум, безпосередньо за бетоном – плоский шар повітря товщиною 10 см.

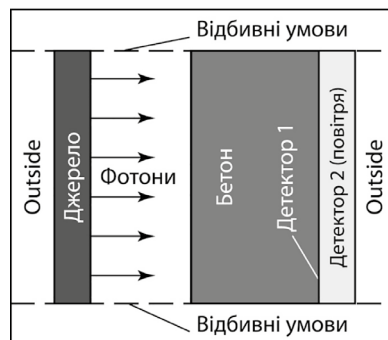


Рисунок 1 – Геометрична схема моделювання у коді Serpent, без урахування масштабу

Елементні склади досліджуваного бетону (97 concrete, ordinary, NIST, $\rho = 2,3 \text{ г/см}^3$) і повітря ($\rho = 0,001205 \text{ г/см}^3$) відповідають даним звіту [8].

Код Serpent

Розрахунковий код Serpent на основі методу Монте-Карло дозволяє здійснювати розрахунки для різноманітних задач реакторної фізики, медичної фізики, задач ядерно-радіаційної безпеки тощо. Він розробляється з 2004 року у VTT Technical Research Centre of Finland Ltd. Моделювання переносу фотонів реалізоване в коді Serpent, починаючи з версії 2.1.24 (2015 рік). Проходження гамма-випромінювання через середовище моделюється як випадковий процес. Для кожного фотона розігрується своя історія: фотон рухається прямолінійно до зустрічі з атомом, з яким може взаємодіяти у той чи інший спосіб з певною ймовірністю. Якщо фотон поглинається, його історія завершується. Для досліджуваного діапазону енергій актуальними є такі процеси, які враховує код Serpent [7]: фотоефект, когерентне (пружне) розсіяння, комптонівське (непружне) розсіяння, утворення електрон-позитронних пар. У процесі фотоефекту фотон поглинається атомом. Фотоефект переважає за відносно низьких енергій, з ростом енергії фотона переріз фотоефекту швидко зменшується. Утворення електрон-позитронних пар, переважно, відбувається в кулонівському полі ядра, притому фотон поглинається з утворенням електрон-позитронної пари і передає їй майже всю свою енергію. Процес утворення пар носить пороговий характер і може відбуватися в полі ядра, якщо енергія фотона перевищує $1,022 \text{ MeV}$. У процесі когерентного розсіяння фотон змінює напрямку руху без зміни енергії. Комптонівське розсіяння – це розсіяння фотона на електроні, що супроводжується зменшенням енергії фотона і передачею частини його енергії електрону. Комптонівське розсіяння має найбільший переріз для середніх енергій випромінювання. Serpent враховує також вторинні фотони, що утворюються: а) в процесі руху електронів або позитронів (гальмівне випромінювання), б) під час анігіляції пари електрон-позитрон (анігіляційне випромінювання), в) під час переходу атома зі збудженого стану в основний (характеристичне рентгенівське випромінювання). Наведені у цій статті результати одержані з використанням версії Serpent 2.1.31 і бібліотек даних, сформованих на базі стандартних ENDF/B-VII-файлів.

Для визначення тих чи інших характеристик поля випромінювання (для заданої інтенсивності джерела) у коді Serpent передбачені опції, які називаються детекторами. Число фотонів, які виходять назовні через задню поверхню захисту

за одиницю часу, визначалося за допомогою поверхневого детектора (Рисунок 1, Детектор 1). Заповнений повітрям паралелепіпед, позначений на Рисунку 1 як Детектор 2, служив дозиметричним об'ємом для визначення потоку фотонів і повної переданої енергії у повітрі за захистом за одиницю часу. Потік фотонів визначався за допомогою детектора довжини треків (track-length detector) з функцією відгуку 1. Детектор довжини треків підраховує сумарну довжину треків фотонів всередині замкнутої поверхні, яка обмежує дозиметричний об'єм. Такий детектор забезпечує кращу статистику в цьому разі, порівняно з детектором зіткнень (collision flux estimator), оскільки число зіткнень у повітрі мале. Повна передана енергія визначалася за допомогою детектора довжини треків з функцією відгуку -26, що є макроскопічним перерізом повного енерговкладу (macroscopic total energy deposition cross section). Такий детектор розраховує згортку потоку з перерізом повного енерговкладу.

Підраховувалися як повні величини, так і їх спектральні розподіли. Усі зазначені детектори мали розбивку на певне число енергетичних проміжків однакової ширини на інтервалі від $0,02 \text{ MeV}$ до $E_0 + \delta$, де E_0 – енергія фотонів джерела. Число проміжків і добавка δ розраховувалися так, щоб ширина кожного проміжку складала близько $0,01 \text{ MeV}$, а нижня межа останнього проміжку дорівнювала $E_0 - 0,0001 \text{ MeV}$. Останній енергетичний проміжок фактично відповідав підрахунку фотонів з енергією джерела, які пройшли через захист і не зазнали взаємодії взагалі, або зазнали когерентного розсіяння, змінивши лише напрям поширення.

Коефіцієнти ослаблення

Число фотонів у моноенергетичному мононаправленому пучку після проходження захисту товщиною d зменшується за законом:

$$N(d) = N_0 e^{-\alpha_{\text{tot}} d}, \quad (1)$$

де N_0 – число фотонів у пучку, що падає на захист, μ_{tot} – повний лінійний коефіцієнт ослаблення. Він є повним макроскопічним перерізом взаємодії фотонів з атомами речовини і дорівнює сумі перерізів окремих процесів.

Рівняння (1) являє собою закон ослаблення нерозсіяного випромінювання, коли враховуються лише фотони, що не зазнали взаємодії з речовиною і мають ті ж самі енергію і напрям, що і фотони джерела. Поряд з лінійним коефіцієнтом ослаблення, що має розмірність $1/\text{см}$, використовують масовий коефіцієнт ослаблення $\mu_{\text{tot},m} = \mu_{\text{tot}}/\rho$, де ρ – густина речовини, з якою взаємодіють фотони; масовий коефіцієнт ослаблення вимірюється у $\text{см}^2/\text{г}$.

Коефіцієнти ослаблення розраховувалися незалежно онлайн-програмою XCOM [9] і кодом Serpent. На основі моделювання кодом Serpent коефіцієнти ослаблення визначалися за формулою:

$$\alpha = \frac{1}{d} \ln \frac{N_0(0)}{N_0(d)}, \quad (2)$$

де d – товщина захисту, $N_0(0)$ – інтенсивність джерела, яка в нашому розрахунку складала умовні 1 фотон/с, $N_0(d)$ – число фотонів з енергією джерела, що підраховував поверхневий детектор (Детектор 1 на Рисунку 1). Отже, $N_0(d)$ містить фотони, які пройшли через захист без взаємодії, а також фотони, які зазнали тільки когерентного розсіяння і пройшли через захист, змінивши напрям поширення без зміни енергії.

Програма XCOM [9] дозволяє розраховувати теоретичні перерізи розсіяння фотонів, фотоелектричного поглинання і утворення пар, а також повні коефіцієнти ослаблення для будь-якого елемента, сполуки або суміші ($Z \leq 100$) в діапазоні енергій від 1 кеВ до 100 ГеВ. Сума перерізів взаємодії окремих процесів дорівнює повному коефіцієнту ослаблення. У програмі також можна розраховувати коефіцієнти ослаблення без урахування когерентного розсіяння. Перерізи взаємодії та повні коефіцієнти ослаблення для сполук або сумішей отримуються як суми відповідних величин для атомних складових. Вагові долі складових розраховуються за допомогою XCOM з хімічної формули, введеної користувачем. Однак для сумішей користувач повинен задавати вагові долі різних компонентів. Досить часто послуговуються програмою XCOM для порівняння коефіцієнтів ослаблення, розрахованих різними способами. У роботах [10] і [11] коефіцієнти ослаблення для різних матеріалів визначалися експериментально і порівнювалися з розрахованими програмою XCOM. У роботі [12] коефіцієнти ослаблення для бетону з різним вмістом сепіоліту розраховувалися за допомогою MCNPX і порівнювалися з результатами експерименту і XCOM. У цій статті за допомогою програми XCOM визначалися коефіцієнти ослаблення для досліджуваного бетону в області енергій фотонів від 0,02 до 4 МеВ і порівнювалися з результатами Serpent.

Кратність ослаблення

Кратність ослаблення гамма-випромінювання за дозою $k(E_0, d)$ для товщини захисту d і енергії фотонів джерела E_0 визначається за формулою:

$$k(E_0, d) = \frac{D(E_0, 0)}{D(E_0, d)}, \quad (3)$$

де $D(E_0, d)$ – поглинута доза у деякому дозиметричному об'ємі за захистом товщиною d ; $D(E_0, 0)$ – поглинута доза у тому самому об'ємі за відсутності захисту. Поглинута доза визначається відношенням енергії, що передається речовині в деякому елементарному об'ємі іонізуючим випромінюванням, до маси речовини в цьому об'ємі [2]. Щоб знайти потужність поглинутої дози у Гр/с, треба покази детектора, який визначає повну передану енергію за секунду (Дж/с), поділити на масу повітря в кг. Тому кратність ослаблення випромінювання за дозою можна визначити як відношення повної переданої енергії за відсутності захисту до повної переданої енергії за захистом товщиною d :

$$k(E_0, d) = \frac{E_{dep}(E_0, 0)}{E_{dep}(E_0, d)}. \quad (4)$$

Фактори накопичення

Фотонне випромінювання за захистом містить як нерозсіяні, так і розсіяні і вторинні фотони. Вклад всіх фотонів у ту чи іншу характеристику поля за захистом по відношенню до вкладу нерозсіяних фотонів характеризує відповідний фактор накопичення. Фактори накопичення залежать від геометрії, енергії фотонів джерела, товщини і речовини захисту. Найчастіше використовують числовий фактор накопичення, енергетичний і дозовий. Числовий фактор накопичення для товщини захисту d і енергії фотонів джерела E_0 визначається як відношення:

$$B_N(E_0, d) = \frac{\varphi(E_0, d)}{\varphi_0(E_0, d)}, \quad (5)$$

де $\varphi(E_0, d)$ – потік всіх фотонів за захистом, а $\varphi_0(E_0, d)$ – потік тільки нерозсіяних фотонів за захистом. Аналогічно енергетичний фактор накопичення визначається як відношення:

$$B_E(E_0, d) = \frac{I(E_0, d)}{E_0 \varphi_0(E_0, d)}, \quad (6)$$

де I – потік енергії всіх фотонів за захистом (скалярний), що є інтегралом по енергії від добутку енергії на спектральну густину потоку фотонів. Дозовий фактор накопичення визначається як відношення:

$$B_D(E_0, d) = \frac{D(E_0, d)}{D_0(E_0, d)}, \quad (7)$$

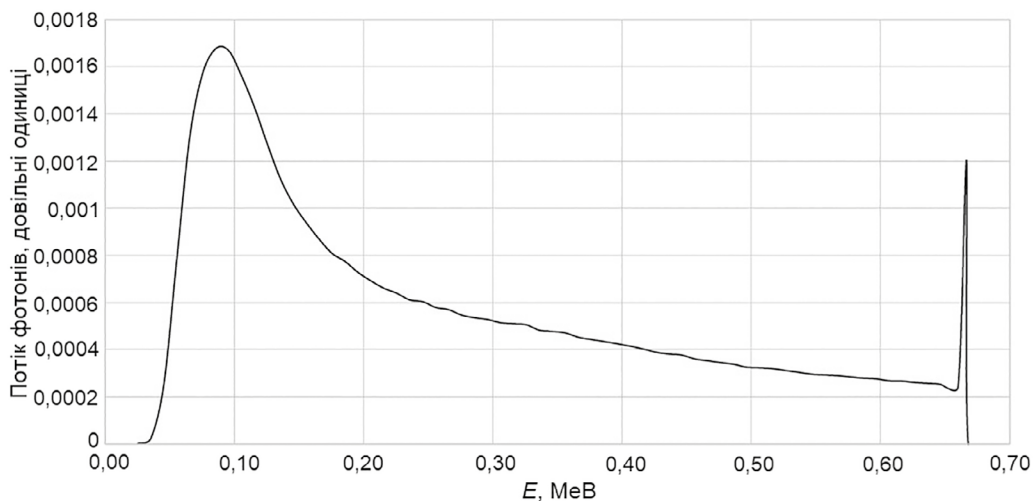
де $D(E_0, d)$ – поглинута доза у повітрі за захистом, $D_0(E_0, d)$ – вклад у дозу тільки нерозсіяних фотонів.

У цій статті величини $\varphi_0(E_0, d)$ і $D_0(E_0, d)$ відповідали вкладу всіх фотонів за захистом з енергією E_0 . Відношення доз у формулі (7) можна замінити відношенням переданих енергій.

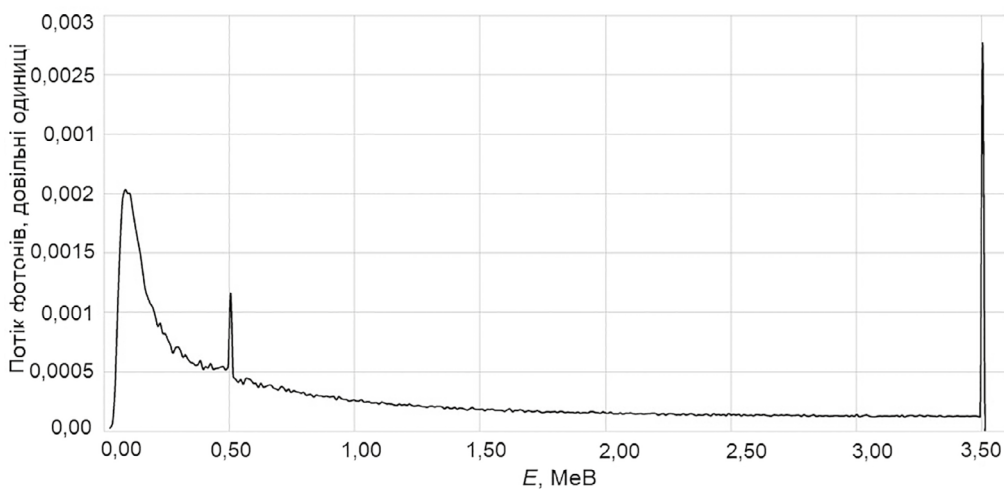
Результати моделювання та обговорення

Детальна розбивка детекторів за енергією з кроком приблизно 0,01 MeV дозволяє одержати спектральні розподіли всіх вимірюваних

детекторами величин у досліджуваній області енергій. Загальний вигляд цих розподілів використовувався під час обробки результатів розрахунків. Вигляд спектрального розподілу потоку фотонів за захистом для більшості досліджених у статті товщин і енергій ілюструє Рисунок 2 (а і б). Різкий максимум на правому краю спектра відповідає фотонам з енергією джерела. Широке крило з максимумом, яке простягається в низькоенергетичну сторону, відповідає фотонам, які зазнали непружних розсіянь, і вторинним фотонам (розсіяним і нерозсіяним). Для енергій фотонів джерела, більших порога утворення електрон-позитронних пар 1,022 MeV, у спектрі з'являється гострий пік, що відповідає анігіляційним фотонам з енергією 0,511 MeV (Рисунок 2 (б)).



а)



б)

Рисунок 2 – Спектр потоку фотонів після проходження захисту з бетону; а) – енергія фотонів джерела $E_0=0,6617$ MeV, товщина шару бетону 50 см, б) – енергія фотонів джерела $E_0=3,5$ MeV, товщина шару бетону 90 см

Енергетичні залежності перерізів основних процесів взаємодії фотонів для досліджуваного бетону в області енергій 0,02 – 4 МеВ, розраховані програмою XCOM, зображені на Рисунку 3.

З Рисунку 3 видно, що визначальними для транспорту фотонів є комптонівське розсіяння і фотоефект, причому ослаблення пучка фотонів джерела (з енергіями $0,375 \text{ MeV} \leq E \leq 3,5 \text{ MeV}$) визначається переважно комптонівським розсіянням. Фотоефект відіграє важливішу роль для транспорту вторинних і розсіяних фотонів. З Рисунку 3 видно, що переріз фотоефекту зростає зі зменшенням енергії, і фотони з енергіями нижче 80 кеВ інтенсивно поглинаються. Це призводить до обрізання спектра потоку фотонів з боку низьких енергій, яке можна бачити на Рисунку 2 (а і б). Повний переріз взаємодії фотонів зменшується з ростом енергії фотонів у всій області енергій.

У Таблиці 1 наведено для порівняння масові коефіцієнти ослаблення з урахуванням і без урахування когерентного розсіяння $\mu_{tot,m}$ і μ_m відповідно, розраховані в програмі XCOM, і коефіцієнти ослаблення, розраховані на основі моделювання кодом Serpent за формулою (2).

Коефіцієнти ослаблення розраховувалися для низки товщин з приблизно однаковою статистичною похибкою, після чого усереднювалися. З Таблиці 1 видно, що коефіцієнти ослаблення, розраховані за допомогою коду Serpent, практично співпадають з коефіцієнтами ослаблення без урахування когерентного розсіяння, розрахованими у програмі XCOM;

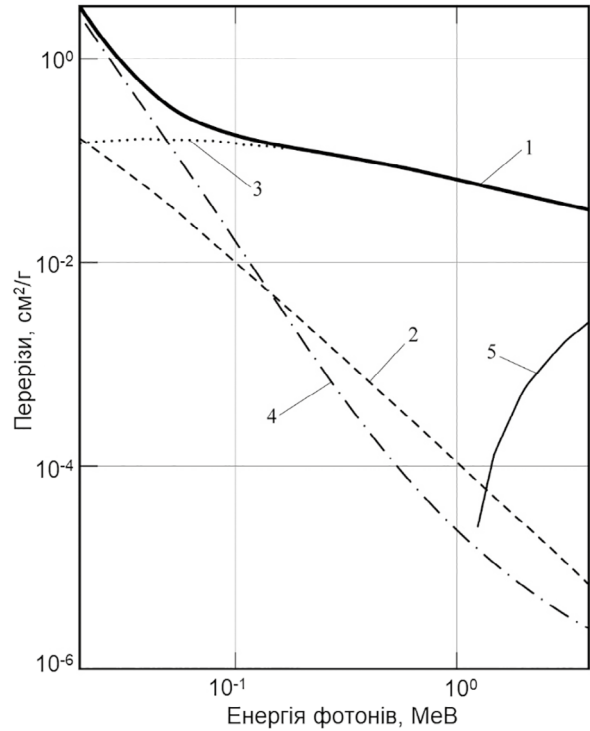


Рисунок 3 – Масові перерізи процесів взаємодії фотонів і повний коефіцієнт ослаблення для досліджуваного бетону:

- 1 – повний коефіцієнт ослаблення;
- 2 – когерентне розсіяння;
- 3 – комптонівське розсіяння;
- 4 – фотоелектричне поглинання;
- 5 – утворення пар в полі ядра

Таблиця 1 – Коефіцієнти ослаблення, розраховані за допомогою програм Serpent і XCOM для досліджуваного бетону.

| Енергія фотонів, МеВ | Serpent, μ , 1/см | Serpent, μ_m , см ² /г | XCOM, μ_m , см ² /г | XCOM, $\mu_{tot,m}$, см ² /г |
|----------------------|-----------------------|---------------------------------------|------------------------------------|--|
| 0,375 | 0,2292 | 0,0996 | 0,0997 | 0,1004 |
| 0,6617 | 0,1807 | 0,0785 | 0,0786 | 0,0788 |
| 0,9 | 0,1567 | 0,0681 | 0,0682 | 0,0684 |
| 1,1732 | 0,1374 | 0,0597 | 0,0599 | 0,0600 |
| 1,3325 | 0,1288 | 0,0560 | 0,0561 | 0,0562 |
| 2 | 0,1047 | 0,0455 | 0,0455 | 0,0456 |
| 2,75 | 0,0887 | 0,0386 | 0,0387 | 0,0387 |
| 3,5 | 0,0787 | 0,0342 | 0,0343 | 0,0343 |

відносно відхилення не перевищує статистичної похибки розрахунку, яка складала приблизно 0,3 %. Різниця між коефіцієнтами ослаблення з урахуванням когерентного розсіяння і без урахування зростає зі зменшенням енергії фотонів і для мінімальної енергії фотонів джерела 0,375 MeV складає 0,7 %. Отже, вплив когерентного розсіяння є малим, а коефіцієнти ослаблення, розраховані на основі моделювання кодом Serpent, можна наближено вважати коефіцієнтами ослаблення без урахування когерентного розсіяння. Такими коефіцієнтами часто користуються в практичних задачах радіаційного захисту [2].

У Таблиці 2 масові і лінійні коефіцієнти ослаблення, розраховані в цій статті за допомогою коду Serpent, порівнюються з аналогічними даними з доступних літературних джерел. Таблиця 2 демонструє гарний збіг результатів Serpent з результатами MCNP [14], [15] і даними довідника [2], відхилення в значеннях коефіцієнтів ослаблення не перевищують 2 %. Коефіцієнти ослаблення, розраховані кодом Serpent, відрізняються від експериментальних результатів [13] на 3 %, що може бути зумовлено невеликими відмінностями в густині і елементному складі бетону. Спостерігається дещо гірший збіг результатів Serpent з експериментальними результатами [10], що може бути пов'язано з іншим елементним складом бетону, густина якого помітно відрізняється. У роботах [10] і [13] елементні складі бетонів відсутні.

На Рисунках 4 і 5 зображено залежності кратності ослаблення за дозою k від товщини захисту d і від енергії фотонів джерела E .

Як видно з Рисунка 4, з ростом енергії фотонів джерела кратність ослаблення для захисту цієї товщини зменшується, що узгоджується зі зменшенням коефіцієнта ослаблення μ з ростом енергії фотонів (Рисунок 3). Рисунок 5 показує, що залежність кратності ослаблення від енергії посилюється зі збільшенням товщини захисту.

Результати, наведені на Рисунку 6, показують, що фактор накопичення зростає з товщиною захисту швидше, ніж за лінійним законом, і значно перевищує одиницю для товщин, що забезпечують помітну кратність ослаблення. Водночас, з Рисунка 7 видно, що дозовий фактор накопичення для шару досліджуваного бетону певної товщини зменшується з ростом енергії фотонів джерела в усьому діапазоні енергій $0,375 \text{ MeV} \leq E \leq 3,5 \text{ MeV}$.

На Рисунку 8 (а і б) порівняні числовий, енергетичний і дозовий фактори накопичення залежно від товщини захисту. Видно, що числовий фактор накопичення значно більший, ніж енергетичний і дозовий, а енергетичний і дозовий близькі за своїми значеннями. Як зазначається в довіднику [2], енергетичний фактор накопичення переважно дещо більший за дозовий, за винятком області енергій близько 0,5 MeV, особливо для середніх за атомним номером середовищ. Саме таку ситуацію можна спостерігати для досліджуваного бетону: на Рисунку 8(а) (для $E_0 = 0,6617 \text{ MeV}$) енергетичний фактор накопичення більший за дозовий, а на Рисунку 8(б) (для $E_0 = 3,5 \text{ MeV}$) дозовий фактор накопичення більший за енергетичний.

Таблиця 2 – Порівняння масових і лінійних коефіцієнтів ослаблення для звичайного бетону, розрахованих за допомогою програм Serpent, MCNP та на основі експериментальних даних

| Походження даних і густина бетону, г/см ³ | Масовий коефіцієнт ослаблення, см ² /г | | | | | Лінійний коефіцієнт ослаблення, см ⁻¹ | | | | |
|--|---|-----------|-----------|--------|----------|--|-----------|-----------|--------|----------|
| | 0,662 MeV | 1,173 MeV | 1,332 MeV | 2 MeV | 2,75 MeV | 0,662 MeV | 1,173 MeV | 1,332 MeV | 2 MeV | 2,75 MeV |
| Експеримент [10], 2,46 | 0,104 | 0,071 | 0,067 | - | - | 0,257 | 0,174 | 0,165 | - | - |
| Експеримент [13], 2,31 | 0,081 | - | - | - | - | 0,187 | - | - | - | - |
| Довідник [2], 2,3 | 0,0771 | - | - | 0,0447 | 0,0380 | 0,177 | - | - | 0,103 | 0,0874 |
| MCNP [14], 2,3 | 0,0788 | - | 0,0560 | - | - | 0,1813 | - | 0,1288 | - | - |
| MCNP [15], 2,3 | 0,078 | 0,059 | 0,055 | - | - | 0,179 | 0,136 | 0,127 | - | - |
| SERPENT, 2,3 | 0,0785 | 0,0597 | 0,0560 | 0,0455 | 0,0386 | 0,1807 | 0,1374 | 0,1288 | 0,1047 | 0,0887 |

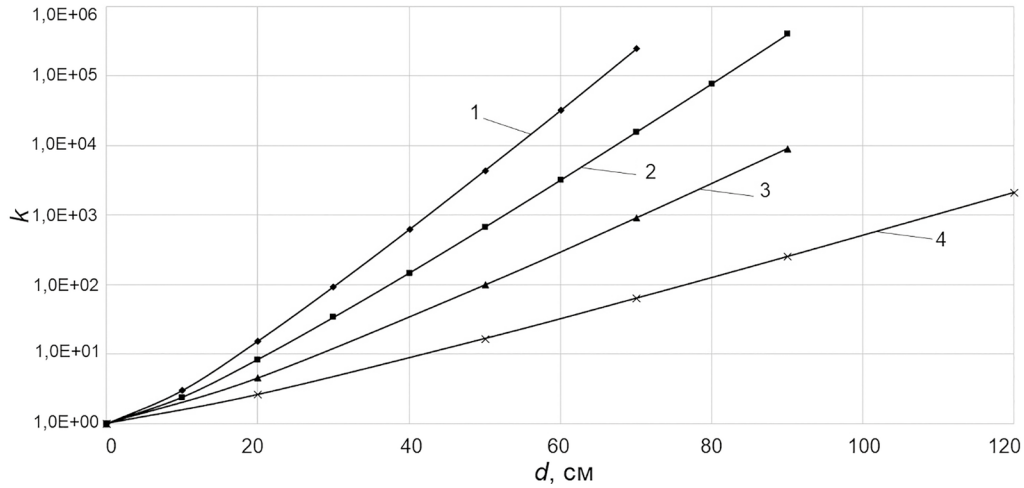


Рисунок 4 – Залежність кратності ослаблення за дозою від товщини захисту для енергій фотонів джерела: 1 – 0,375 MeB, 2 – 0,6617 MeB, 3 – 1,3325 MeB, 4 – 3,5 MeB.

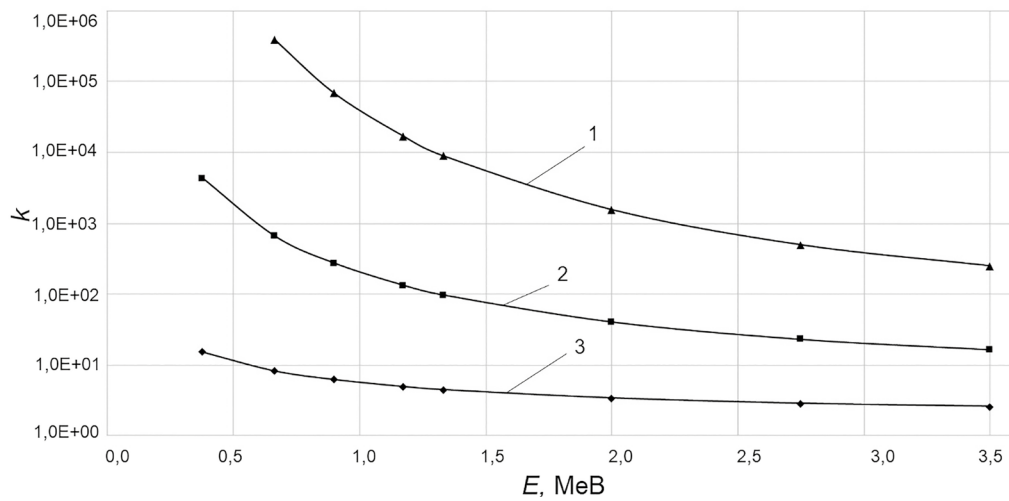


Рисунок 5 – Залежність кратності ослаблення за дозою від енергії фотонів джерела для товщин захисту: 1 – 90 см, 2 – 50 см, 3 – 20 см

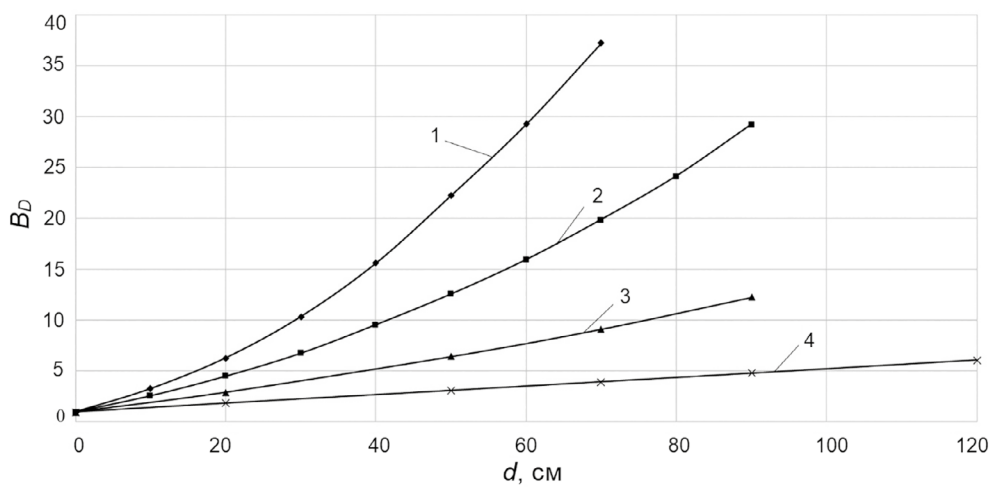


Рисунок 6 – Залежність дозового фактора накопичення B_D від товщини захисту для енергій фотонів джерела: 1 – 0,375 MeB, 2 – 0,6617 MeB, 3 – 1,3325 MeB, 4 – 3,5 MeB.

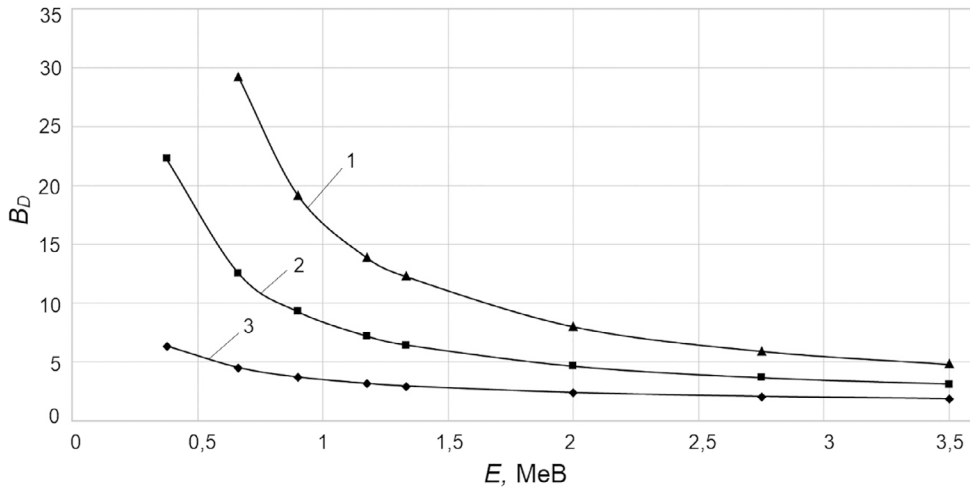


Рисунок 7 – Залежність дозового фактора B_D від енергії фотонів джерела для товщин захисту: 1 – 90 см, 2 – 50 см, 3 – 20 см

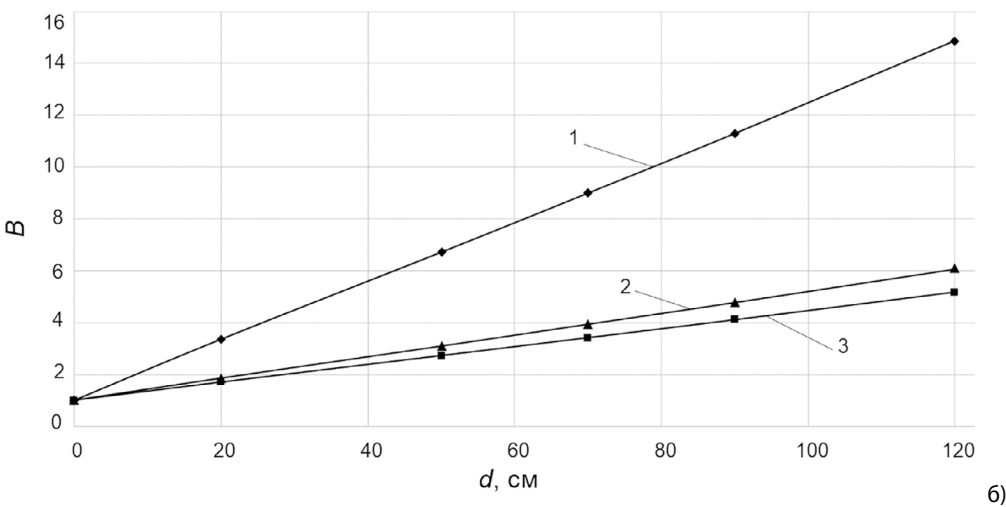
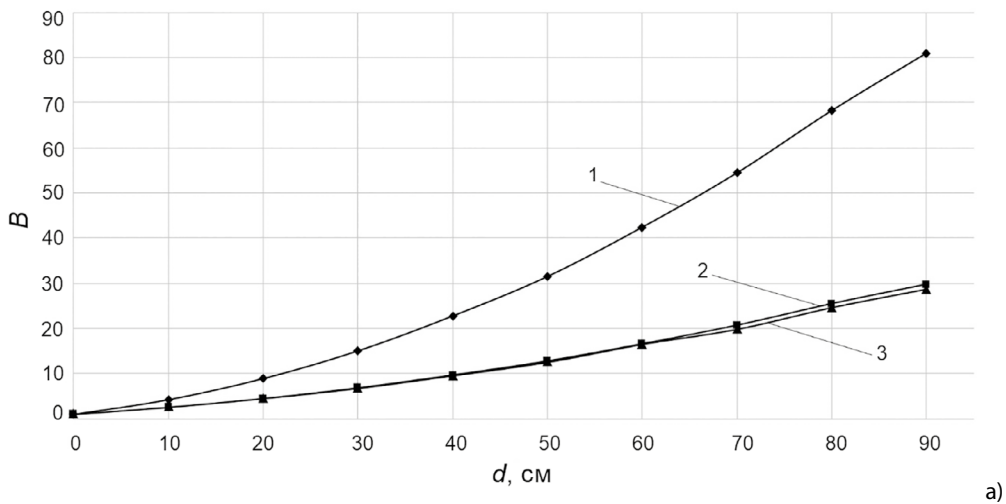


Рисунок 8 – Залежність від товщини захисту числового, енергетичного і дозового факторів накопичення для двох енергій фотонів джерела:
 а) – енергія фотонів джерела 0,6617 MeV, фактори накопичення: 1 – числовий, 2 – енергетичний, 3 – дозовий;
 б) – енергія фотонів джерела 3,5 MeV, фактори накопичення: 1 – числовий, 2 – дозовий, 3 – енергетичний.

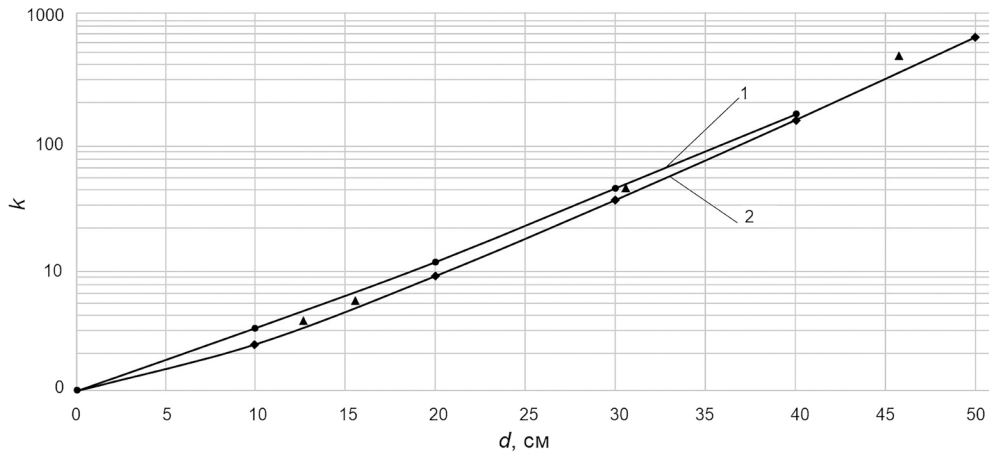
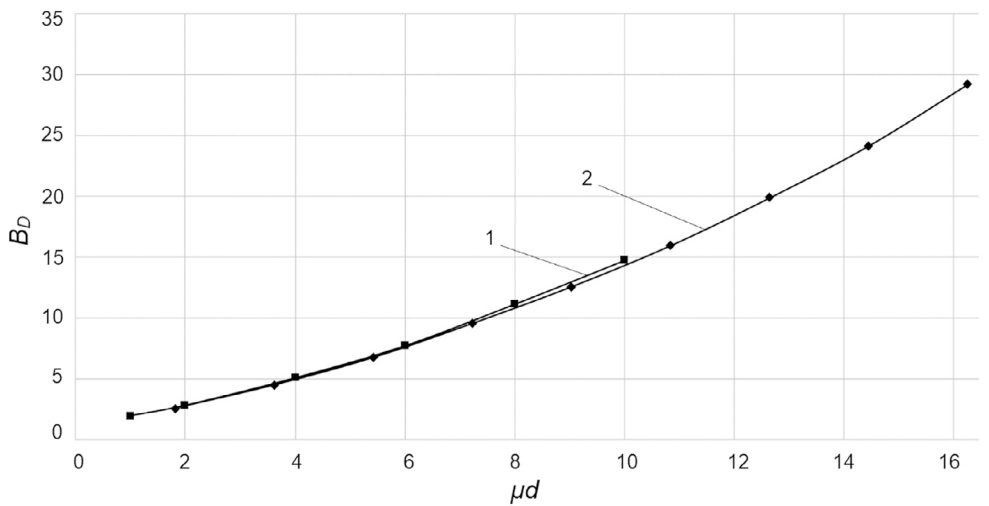
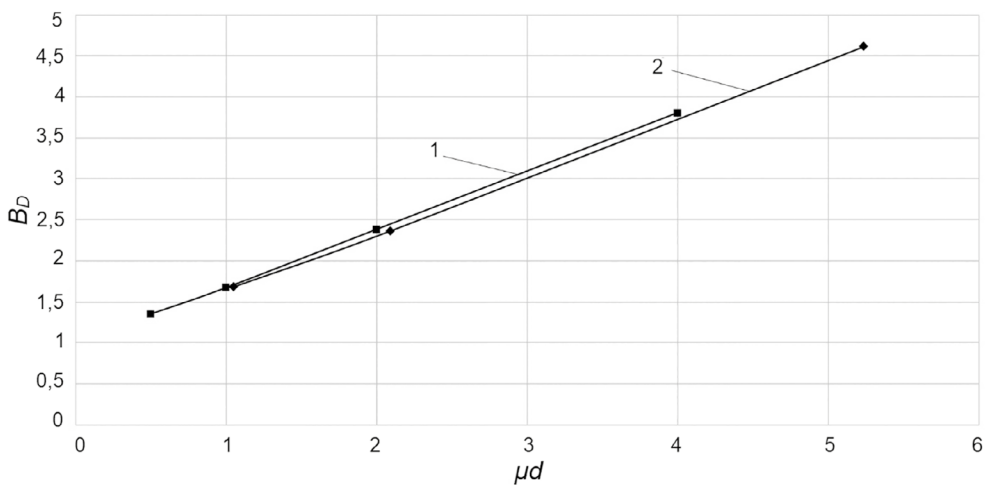


Рисунок 9 – Залежність кратності ослаблення за дозою від товщини захисту для енергії фотонів джерела 0,6617 MeV: 1 – результати моделювання Serpent, 2 – результати моделювання MCNP [17], точки, позначені трикутниками, – експериментальні результати [16].



a)



б)

Рисунок 10 – Порівняння дозових факторів накопичення, розрахованих кодом Serpent, з даними з літературних джерел: а) – енергія фотонів джерела $E_0 = 0,6617$ MeV, 1 – робота [18], 2 – Serpent; б) – енергія фотонів джерела $E_0 = 2$ MeV, 1 – довідник [2], 2 – Serpent

На Рисунку 9 наведено порівняння результатів Serpent з наявними експериментальними даними [16] і з результатами MCNP [17]. Розраховувалася залежність кратності ослаблення випромінювання за дозою від товщини захисту d для енергії фотонів джерела 0,6617 MeV. На Рисунку 9 спостерігається гарний збіг результатів Serpent і експериментальних даних [16]; деякі розбіжності можуть бути пов'язані з тим, що в роботі [16] густина бетону становила 2,35 г/см³, а елементний склад міг бути іншим (він у роботі не вказаний). Відмінності між результатами Serpent і MCNP [17] можуть пояснюватися дещо різними геометріями моделювання.

На Рисунку 10 (а і б) порівнюються дозові фактори накопичення, розраховані у цій статті за допомогою коду Serpent, з результатами, наведеними у вигляді таблиць у довіднику [2] і роботі [18]. Для порівняння залежність фактора накопичення від товщини наведена в одиницях μd , як у джерелах [2] і [18]. Кількісні відхилення не перевищують 3-4 % і можуть бути спричинені незначними відмінностями в елементному складі і густині бетонів.

У цій статті максимальна статистична похибка показів детекторів коду Serpent не перевищувала 0,5 % для сумарних вкладів всіх фотонів, а для вкладів фотонів з енергією джерела – 3 %. Найбільших значень похибка досягала для товщин захисту 70 см для енергії 0,375 MeV і 90 см для енергії 0,6617 MeV. Для цих випадків кількість історій складала 10¹⁰, для усіх інших випадків кількість історій була меншою, але достатньою, щоб похибка розрахунку була у декілька разів менша за максимальну. Дані з максимальною похибкою не використовувались для обчислення коефіцієнтів ослаблення.

Висновки

У статті за допомогою коду Serpent на основі методу Монте-Карло моделювалося проходження моноенергетичного гамма-випромінювання через біологічний захист зі звичайного бетону в бар'єрній геометрії, для випадку нормального падіння фотонів з енергіями, характерними для випромінювання відпрацьованого ядерного палива. Для набору товщин захисту розраховувались струм фотонів через задню поверхню захисту, потік фотонів і повна передана енергія у прилеглому шарі повітря за захистом, а також спектральні розподіли цих величин. На основі даних моделювання кодом Serpent знаходились коефіцієнти ослаблення матеріалу біологічного захисту (бетону), кратність ослаблення за дозою і фактори накопичення (числовий, енергетичний і дозовий). У статті наведено типові спектри фотонного випромінювання за захистом, всебічно обговорюються властивості захисту певної товщини по відношенню до фотонів

джерела з різними енергіями. Тим самим продемонстровані можливості коду Serpent для дослідження характеристик поля фотонів і параметрів радіаційного захисту від гамма-випромінювання.

Одержані результати правильно відображають відомі якісні закономірності поширення гамма-випромінювання через захист, а у випадках, для яких кількісне порівняння можливе, результати узгоджуються з даними інших авторів. У статті проведено порівняння коефіцієнтів ослаблення, кратності ослаблення, факторів накопичення, розрахованих за результатами моделювання кодом Serpent, з аналогічними величинами, одержаними експериментально і розрахованими кодом MCNP. Коефіцієнти ослаблення, розраховані за допомогою коду Serpent, співпадають з розрахованими програмою XCOM (відхилення не перевищує 0,3 %).

Результати роботи підтверджують правильність розрахунків, проведених кодом Serpent, і показують, що Serpent є ефективним інструментом з широкими можливостями для задач переносу фотонів і може застосовуватися в Україні для нейтронних і фотонних розрахунків біологічного захисту.

Список використаної літератури

1. Shultis J. K., Faw R. E. Radiation shielding technology. *Health Physics*. 2005. Vol. 88(4). pp. 297-322.
2. Машкович В. П., Кудрявцева А. В. Защита от ионизирующих излучений: Справочник. М.: Энергоатомиздат, 1995. 495 с.
3. Akçali O., Caglar M., Toker O., Bilmez B., Kavanoz H., Icelli O. An investigation on gamma-ray shielding properties of quaternary glassy composite (Na₂Si₃O₇/Bi₂O₃/B₂O₃/Sb₂O₃) by VXCOS and MCNP 6.2 code. *Progress in Nuclear Energy*. 2020. Vol. 125(10): 103364.
4. Романенко І. М., Голюк М. І., Носовський А. В., Василенко Т. С., Гулік В. І. Новий композитний матеріал на основі важкого бетону і базальт-борної фібри для радіаційного захисту від нейтронного випромінювання. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2019. № 2(82). С. 19-25. doi: 10.32918/nrs.2019.2(82).04.
5. Хотяїнцев В. М., Гулік В. І., Хотяїнцева О. М., Аксьонов А. В., Павлович В. М. Розрахунок параметрів стаціонарної хвилі ядерних поділів Монте-Карло кодом Serpent. *Ядерна фізика та енергетика*. 2017. Т. 18, № 3. С. 267-275. doi: 10.15407/jnpae2017.03.267.
6. Valtavirta V., Tuominen R. Validation and Verification of the Photon Transport Capabilities in Serpent 2.1.27. Research Report VTT-R-00494-17, VTT Technical Research Centre of Finland Ltd, 2017.

7. Kaltiaisenaho T. Photon transport physics in Serpent 2 Monte Carlo code. *Computer Physics Communications*. 2020. Vol. 252: 107143.
8. Mcconn R., Gesh C., Pagh R., Rucker R., Williams R. Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling. 2011. doi: 10.2172/1023125.
9. Berger M. J., Hubbell J. H., Seltzer S. M., Chang J., Coursey J. S., Sukumar R., Zucker D. S., Olsen K. XCOM: Photon Cross Section Database. 2010. National Institute of Standards and Technology, Gaithersburg, MD. doi: 10.18434/T48G6X.
10. Akkurt I., Akyıldırım H., Mavi B., Kilincarslan S., Basyigit C. Photon attenuation coefficients of concrete includes barite in different rate. *Annals of Nuclear Energy*. 2010. Vol. 37. pp. 910–914.
11. Oto B., Yildiz N., Akdemir F., Kavaz E. Investigation of gamma radiation shielding properties of various ores. *Progress in Nuclear Energy*. 2015. Vol. 85. pp. 391–403.
12. Sayyed M. I., Tekin H. O., Kilicoglu O., Agard O., Zaid M. H. M. Shielding features of concrete types containing sepiolite mineral: Comprehensive study on experimental, XCOM and MCNPX results. *Results in Physics*. 2018. Vol. 11. pp. 40–45.
13. Demir F., Budak G., Sahin R., Karabulut A., Oltulu M., Un A. Determination of radiation attenuation coefficients of heavyweight- and normal-weight concretes containing colemanite and barite for 0.663 MeV γ -rays. *Annals of Nuclear Energy*. 2011. Vol. 38. pp. 1274–1278.
14. Sharifi Sh., Bagheri R., Shirmardi S. P. Comparison of shielding properties for ordinary, barite, serpentine and steel-magnetite concretes using MCNP-4C code and available experimental results. *Annals of Nuclear Energy*. 2013. Vol. 53. pp. 529–534.
15. Bagheri R., Moghaddam A. Kh., Yousefi A. Gamma-ray shielding study of light to heavyweight concretes using MCNP-4C code. *Nuclear Science and Techniques*. 2017. Vol. 28, No. 2. pp. 1-7.
16. Kirn F. S., Kennedy R. J., Wyckoff H. O. The attenuation of gamma rays at oblique incidence. *Radiology*. 1954. Vol. 63. No. 1. pp. 94–104.
17. Eakins J. An MCNP-4C2 Determination of Gamma Source Shielding. Health Protection Agency, Center for Radiation, Chemical and Environmental Hazards, Radiation Protection Division, 2007.
18. Fournie E. M., Chilton A. B. Gamma-Ray Buildup Factors for Concrete Slab Shields Under Slant Incidence Conditions. *Nuclear Science and Engineering*. 1980. Vol. 76, No.1. pp. 66-69.
- B_2O_3/Sb_2O_3) by BXCOM and MCNP 6.2 code. *Progress in Nuclear Energy*, 125: 103364.
4. Romanenko, I., Holiuk, M., Nosovsky, A., Vlasenko, T., Gulik, V. (2019). New composite material based on heavy concrete and basalt-boron fiber for neutron radiation shielding properties. *Nuclear and Radiation Safety*. 2(82), 19-25. doi: 10.32918/nrs.2019.2(82).04.
5. Khotiyaintsev, V., Gulik, V., Khotiyaintseva, O., Aksonov, A., Pavlovych, V. (2017). Monte Carlo code Serpent calculation of the parameters of the stationary nuclear fission wave. *Nuclear Physics and Atomic Energy*, 18(3), 267-275. doi: 10.15407/jnpae2017.03.267.
6. Valtavirta, V., Tuominen, R. Validation and verification of the photon transport capabilities in Serpent 2.1.27. VTT research report VTT-R-00494-17, VTT Technical Research Centre of Finland Ltd, 2017.
7. Kaltiaisenaho, T. (2020). Photon transport physics in Serpent 2 Monte Carlo code. *Computer Physics Communications*, 252: 107143.
8. Mcconn, R., Gesh, C., Pagh, R., Rucker, R., Williams, R. (2011). *Compendium of material composition data for radiation transport modeling*. doi: 10.2172/1023125.
9. Berger, M. J., Hubbell, J. H., Seltzer, S. M., Chang, J., Coursey, J. S., Sukumar, R., Zucker, D. S., Olsen, K. (2010). *XCOM: Photon cross section database*. National Institute of Standards and Technology, Gaithersburg, MD. doi: 10.18434/T48G6X.
10. Akkurt, I., Akyıldırım, H., Mavi, B., Kilincarslan, S., Basyigit, C., (2010). Photon attenuation coefficients of concrete includes barite in different rate. *Annals of Nuclear Energy*, 37, 910 – 914.
11. Oto, B., Yildiz, N., Akdemir, F., Kavaz, E. (2015). Investigation of gamma radiation shielding properties of various ores. *Progress in Nuclear Energy*, 85, 391–403.
12. Sayyed, M. I., Tekin, H. O., Kilicoglu, O., Agard, O., Zaid, M. H. M. (2018). Shielding features of concrete types containing sepiolite mineral: Comprehensive study on experimental, XCOM and MCNPX results. *Results in Physics*, 11, 40–45.
13. Demir, F., Budak, G., Sahin, R., Karabulut, A., Oltulu, M., Un, A. (2011). Determination of radiation attenuation coefficients of heavyweight- and normal-weight concretes containing colemanite and barite for 0.663 MeV γ -rays. *Annals of Nuclear Energy*, 38, 1274–1278.
14. Sharifi, Sh., Bagheri, R., Shirmardi, S. P. (2013). Comparison of shielding properties for ordinary, barite, serpentine and steel-magnetite concretes using MCNP-4C code and available experimental results. *Annals of Nuclear Energy*, 53, 529–534.
15. Bagheri R., Moghaddam A. Kh., Yousefi A. (2017). Gamma-ray shielding study of light to heavyweight concretes using MCNP-4C code. *Nuclear Science and Techniques*, 28(2), 1-7.
16. Kirn, F. S., Kennedy, R. J., Wyckoff, H. O. (1954). The attenuation of gamma rays at oblique incidence. *Radiology*, 63, 94–104.
17. Eakins, J. (2007). *An MCNP-4C2 determination of gamma source shielding*. Health Protection Agency, Center for Radiation, Chemical and Environmental Hazards, Radiation Protection Division.

References

1. Shultis, J. K., Faw, R. E. (2005). Radiation shielding technology. *Health Physics*, 88(4), 297 p.
2. Mashkovich, V., Kudriavtseva, A. (1995). *Ionizing radiation protection: handbook*. Moscow, Energoatomizdat, 495 p.
3. Akçali, O., Caglar, M., Toker, O., Bilmez, B., Kavanoz, H., Icelli, O. (2020). An investigation on gamma-ray shielding properties of quaternary glassy composite ($Na_2Si_3O_7/Bi_2O_3/$

18. Fournie, E. M., Chilton, A. B. (1980). Gamma-ray buildup factors for concrete slab shields under slant incidence conditions. *Nuclear Science and Engineering*, 76(1), 66-69.

Photon Transport Simulation by Serpent Code: Example of Biological Shielding Calculation

Khotiaintseva O.¹, Khotiaintsev V.², Goliuk M.¹, Nosovskyi A.¹, Gulik V.¹

¹Institute for Safety Problems of NPPs, Kyiv, Ukraine

²Taras Shevchenko National University of Kyiv, Kyiv, Ukraine

This paper demonstrates the possibilities of the Serpent code as an efficient and reliable tool to calculate the characteristics of gamma radiation field and parameters of the radiation shielding. Normal incidence of photons on an ordinary concrete slab shield from a monoenergetic source is modeled, for a set of photon energies that are typical for the waste fuel radiation. Using the Serpent code, the inverse transmission factors have been evaluated, as well as the build-up factors for photon flux, energy flux, and dose; the dependencies of the evaluated values on shield thickness and source photon energy are

analyzed. The obtained dependencies reveal the known typical patterns of photon penetration of ordinary concrete biological shields. The results obtained using the Serpent code comply with the available data obtained by other authors applying other methods, and the results of the XCOM web database.

Keywords: attenuation coefficient, build-up factor, biological shielding, Serpent code.

Отримано 20.08.2021