

**МОДЕЛЮВАННЯ ПРОМИСЛОВОГО ДЖЕРЕЛА ГАММА-ВИПРОМІНЮВАННЯ  
НА БАЗІ  $^{60}\text{Co}$  ЗА ДОПОМОГОЮ МЕТОДУ МОНТЕ-КАРЛО**

Представлено комп'ютерну модель джерела гамма-випромінювання на базі  $^{60}\text{Co}$ , розроблену за допомогою Монте-Карло коду MCNP 4c. Виконано моделювання проходження гамма-випромінювання в розробленій моделі для двох випадків опромінення. Були порашовані поглинуті дози гамма-випромінювання для різних позицій, які проходить матеріал при опроміненні. Представлено розподіл поглинутої дози залежно від місця матеріалу в комірці для опромінення. Було рекомендовано використовувати Монте-Карло моделювання для контролю випромінювання на промислових установках по стерилізації гамма-опроміненням.

*Ключові слова:* гамма-випромінювання, радіаційна стерилізація, метод Монте-Карло, розрахунок поглинутої дози, картографування дози.

**1. Вступ**

Гамма-випромінювання широко використовується у світі для обробки різноманітних матеріалів. На даний момент у світі налічується понад 200 установок, що використовують випромінювання для стерилізації медичних виробів, медичних інструментів, продуктів харчування тощо. Для того щоб правильно та ефективно проводити іонізаційну стерилізацію, потрібно мати чітку інформацію про поглинуті дози, що отримують опромінені матеріали для різного розташування в комірках для опромінення. Також потрібна інформація про максимальне та мінімальне значення отриманої дози для однієї партії опромінених матеріалів. Густина опромінених матеріалів та їхнє розташування в комірках для опромінення є також дуже важливими. Для таких цілей мають виконуватися дослідження по визначенню характеристик отриманої дози та так зване картографування дози (dose mapping) для конкретного джерела випромінювання та конкретного матеріалу, що опромінюється. Такі дослідження можуть бути виконані за допомогою експериментальних методів та комп'ютерного моделювання [1 - 4].

Дуже часто джерелом гамма-випромінювання для цілей стерилізації слугує ізотоп кобальту ( $^{60}\text{Co}$ ). Інформація про поглинуті дози для кожної позиції опромінення в промислових установках випромінювання з використанням  $^{60}\text{Co}$  дуже важлива з багатьох причин. Така інформація допомагає в розробці випромінювача та у виборі конфігурації так званої решітки джерел випромінювання (source rack). Розподіл поглинутої дози також допомагає оператору установки випромінювання планувати режими опромінення матері-

алів із різною густиною та різними вимогами до дози опромінення, а також задавати необхідний час опромінення на різних позиціях [5].

Різні дозиметри зазвичай використовуються для контролю за процесом опромінення, і в результаті ми можемо мати накопичену поглинуту дозу протягом усього циклу опромінення. Але таке вимірювання не дає інформацію про те, як поглинута доза змінюється залежно від розташування навколо джерела випромінювання. Така інформація може бути отримана шляхом розміщення дозиметрів у кожній точці зупинки та заміряння поглинутої дози, поки комірка з опроміненними матеріалами знаходиться в статичному положенні. Але цей метод потребує використання великої кількості дозиметрів. Іншою можливістю визначення потужності дози є розміщення дозиметра в самій комірці для опромінюваних матеріалів, але це не завжди можливо, враховуючи властивості розміщення деяких матеріалів для опромінення.

Моделювання поглинутої дози за допомогою Монте-Карло коду дає можливість отримати картографування дози опромінення для різних конфігурацій джерела випромінювання та різних матеріалів. У даній статті представлено розробку моделі установки випромінювання за допомогою Монте-Карло коду MCNP, а також дослідження режимів випромінювання для установки з використанням  $^{60}\text{Co}$  в м. Сауе (Естонія).

**2. Установки гамма-випромінювання  
з використанням  $^{60}\text{Co}$** 

Досліджувалася установка по гамма-випромінюванню з використанням  $^{60}\text{Co}$  (ТВІ-8450-150).

Такі установки виробляє компанія Hungaroster (Угорщина). Досліджувана установка складається з решітки із джерелами випромінювання, рухомої системи комірок для опромінюваних матеріалів та басейну з водою, куди опускається решітка із джерелами випромінювання в пасивній фазі роботи. Ця установка використовується для опромінювання продуктів харчування, медичних інструментів та медичних аерозолів. Рухома система комірок складається із 44 одиниць, вони рухаються навколо джерела гамма-випромінювання по двох рівнях по висоті та в два ряди (рис. 1 та 2). В одному етапі опромінювання кожна

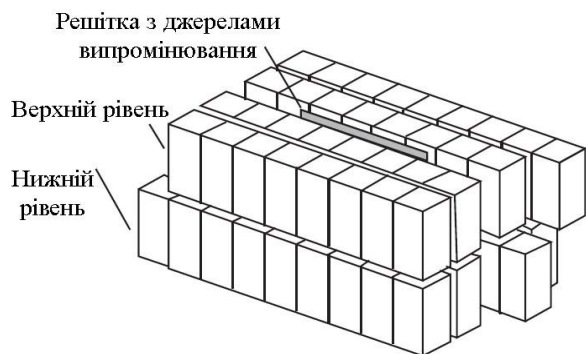


Рис. 1. Схема установки випромінювання [2].



Рис. 3. Комірка для опромінювання.  
(Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

У представленій установці доза випромінювання контролюється за допомогою радіохромних плівкових дозиметрів [7]. Для вибраного типу опромінюваного матеріалу проводиться контрольне випромінювання  $^{60}\text{Co}$  протягом повного циклу проходження по всіх позиціях (див. рис. 2) із фіксованим часом перебування на кожній позиції. При цьому радіохромний плівковий дози-

метр розміщується у верхній частині комірки для опромінювання на верхній коробці з матеріалом. Фіксований час перебування на кожній позиції визначається необхідною дозою опромінювання для стерилізації конкретного матеріалу чи товару (наприклад, мінімально необхідна доза для стерилізації медичних інструментів 25 кГр [8]). Але такий експериментальний контроль отриманої

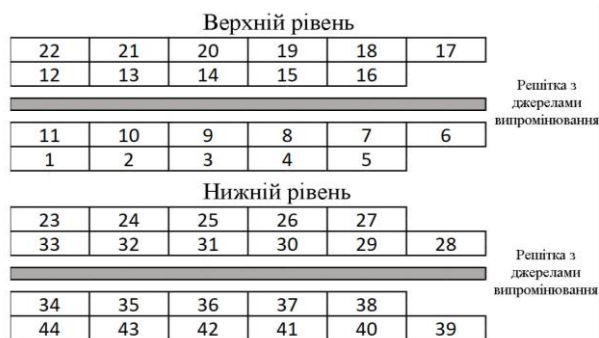


Рис. 2. Схема руху системи комірок для опромінювання (з порядковими номерами позицій) [2].

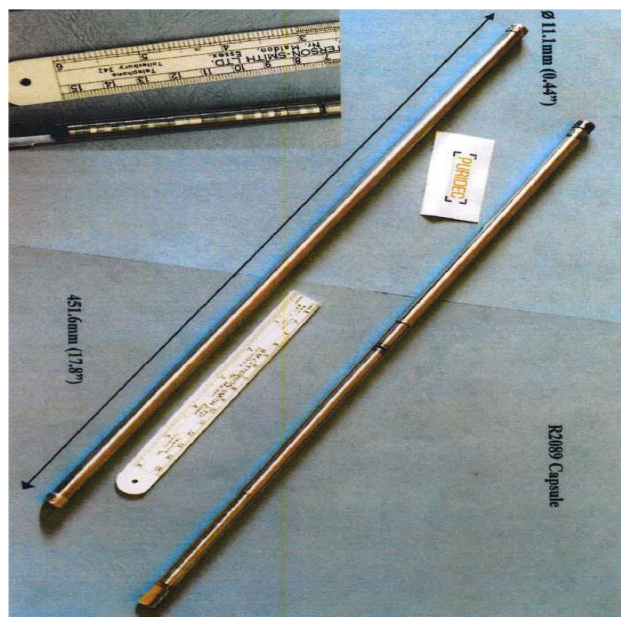


Рис. 4. Одиночне стандартне джерело  $^{60}\text{Co}$  для [6].  
(Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

метр розміщується у верхній частині комірки для опромінювання на верхній коробці з матеріалом. Фіксований час перебування на кожній позиції визначається необхідною дозою опромінювання для стерилізації конкретного матеріалу чи товару (наприклад, мінімально необхідна доза для стерилізації медичних інструментів 25 кГр [8]). Але такий експериментальний контроль отриманої

доза має такі недоліки: 1) доза контролюється тільки для верхньої позиції в комірці для опромінення, а розподіл дози по всьому об'єму комірки для конкретного товару залишається невідомим; 2) використання установки по гамма-випромінюванню обмежується тільки одним фіксованим типом товару, тому що інші типи товару можуть мати різні густини та вимоги до максимальної та мінімальної доз опромінення; 3) при нерівномірному завантаженні всіх комірок для опромінення результати контрольної дози можуть значно відрізнятися для різних комірок.

Для вирішення вищенаведених недоліків та чіткого розуміння процесу опромінення при різних конфігураціях завантаження комірок для опромінення було запропоновано розробити 3D модель всієї установки для випромінювання за допомогою Монте-Карло коду MCNP.

### 2.1. Метод Монте-Карло та MCNP код

Комп'ютерні моделі, що засновані на обчисленні переносу фотонів у різних матеріалах, можуть бути використані для отримання інформації про розподіл поглинутої дози для джерел гамма-випромінювання. Монте-Карло коди можуть використовуватися для розрахунку миттєвої потужності дози від джерела гамма-випромінювання та для розрахунку інтегральної дози, яку одержує матеріал чи продукт під час опромінення [9]. Коди Монте-Карло дозволяють промодельовувати задачу переносу фотонів для складних геометрій та для широкого спектра матеріалів.

Представлене в даній статті моделювання гамма-випромінювання було реалізовано за допомогою коду MCNP 4c [10 - 12]. MCNP – це найбільш розповсюджений тривимірний Монте-Карло код, що вирішує задачі переносу нейтронів, електронів та фотонів використовуючи неперервні по енергії бібліотеки оцінених ядерних даних [13]. MCNP дуже широко використовується для розрахунків традиційних та перспективних ядерних реакторів, для різноманітних систем із розмножуючими матеріалами, задач з ядерної безпеки, розрахунку радіаційного захисту тощо [14 - 18].

### 2.2. Стерилізаційна установка на основі гамма-випромінювання

Як було зазначено вище, у рамках представленої роботи була розроблена Монте-Карло модель установки для гамма-випромінювання з використанням  $^{60}\text{Co}$  в м. Сауе (Естонія). На першому етапі було змодельована решітка із джерелами випромінювання, що складається з 63 одиничних джерел  $^{60}\text{Co}$  (див. рис. 4). Дані про поло-

ження джерел випромінювання та про їхню активність були отримані від компанії, що експлуатує установку для гамма-випромінювання. Повздовжній переріз решітки з джерелами випромінювання представлено на рис. 5.

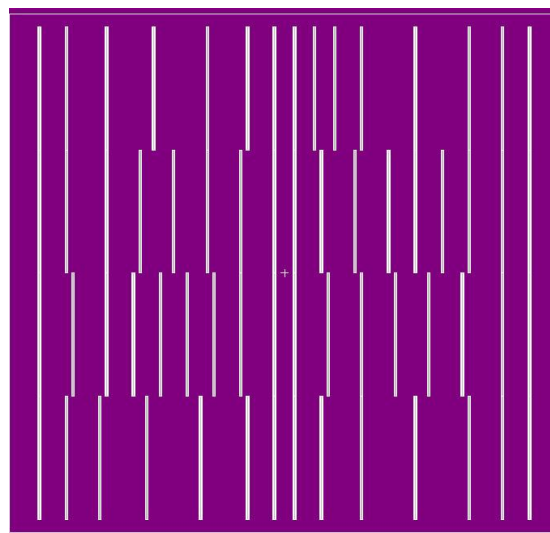


Рис. 5. Повздовжній переріз решітки з 63 джерелами випромінювання (MCNP візуалізація).  
(Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

Наступним етапом була розробка моделі комірок для опромінення, при цьому було максимально детально промодельовано геометрію та матеріальний склад комірок. Поперечний переріз однієї комірки для опромінення представлено на рис. 6. Стінки комірки з алюмінію, а ребра жорсткості з нержавіючої сталі SS (Stainless Steel) 304 [19].

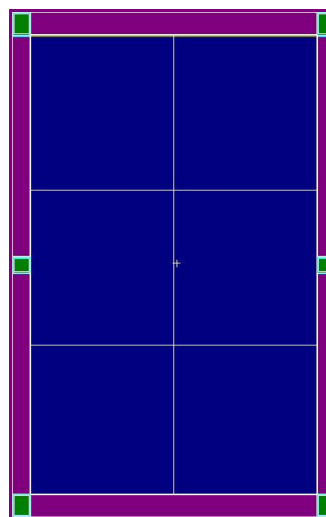


Рис. 6. Поперечний переріз комірки для опромінення (MCNP візуалізація).  
(Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

Як показано на рис. 1 та 2, усі комірки для опромінення рухаються навколо джерела випромінювання на двох рівнях по висоті. На рис. 7 та 8 представлено поперечний переріз усіх комірок для опромінення на верхньому та нижньому рівнях відповідно.

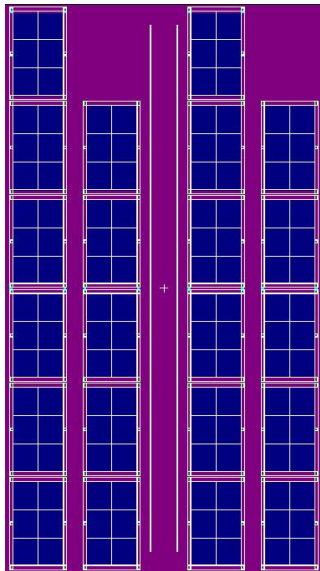


Рис. 7. Поперечний переріз верхнього рівня комірок для опромінення (MCNP візуалізація).  
(Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

Навколо всіх комірок для опромінення було змодельоване приміщення (підлога, стеля, стіни) із звичайного бетону [19], в якому знаходилася установка для випромінювання. Усе приміщення було заповнено повітрям [19].

Розрахунки MCNP було виконано для задачі «зовнішнього джерела фотонів» за допомогою картки SDEF [11]. Було використане ізотропне мультиджерело фотонів згідно з рис. 5 із сумарною активністю 600 кКі. У процесі розрахунку було промодельоване джерело фотонів від <sup>60</sup>Со з енергіями 1,333 та 1,1173 MeV. Розрахунки відбувалися для 1 млн історій частинок із відносною похибкою 0,03 та для 10 млн історій частинок із відносною похибкою 0,015. При моделюванні було використано режим розрахунку для фотонів (mode p), при якому код MCNP може обробляти фотони в діапазоні енергій від 1 keV до 1 GeV. При моделюванні переносу фотонів також враховувався внесок гальмівного випромінювання електронів.

Результати моделювання було представлено за допомогою поглинутої дози (absorbed dose) в Гр. Основним MCNP методом для обчислення поглинутої дози був «heating number method» (використовувалася картка tally F4). У цьому методі MCNP обчислює поглинуту дозу на основі KERMA наближення. Поглинута доза обчислювалася для об'ємних (коміркових) детекторів. Точкові детектори (картка tally F5) та детектори потоку, осередненого по комірці (картка tally F6) було використано для верифікації отриманих результатів.

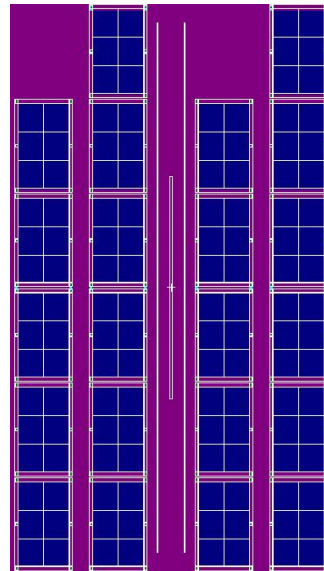


Рис. 8. Поперечний переріз нижнього рівня комірок для опромінення (MCNP візуалізація).  
(Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

### 3. Результати моделювання

У даній роботі представлено результати моделювання поглинутої дози для 1) випадку порожніх комірок для опромінення; 2) випадку, коли комірки були заповнені коробками з аерозолями з морської води (невеликі пляшки з аерозолями).

При моделюванні об'єм у середині комірок для опромінення був рівномірно розподілений на 24 однакові менші комірки, в яких оцінювалася поглинута доза. Для випадку порожніх комірок усі менші комірки були заповнені повітрям. Для випадку комірок з аерозолями всі менші комірки були заповнені гомогенною сумішшю повітря, алюмінію та морської води у відповідних пропорціях. Гомогенізація була виконана для спрощення моделювання складної геометрії пляшок з аерозолями. Розподіл менших комірок для визначення поглинутої дози в комірці для опромінення представлено на рис. 9.

10	11	12	22	23	24
7	8	9	19	20	21
4	5	6	16	17	18
1	2	3	13	14	15

Рис. 9. Розподіл комірок-детекторів у комірці для опромінення (зліва – ближня сторона, справа – дальня сторона відносно джерела).

Для випадку порожніх комірок моделювання опромінення відбувалося при активності джерела  $^{60}\text{Co}$  – 600 кКі протягом 17 год. У табл. 1 представлено розраховані поглинуті дози для кожної комірки-детектора відповідно до рис. 9.

На рис. 10 представлено розподіл поглинутої дози відповідно до номера позиції комірки при

опроміненні (див. рис. 2) для випадку порожніх комірок. На рис. 11 представлено накопичення поглинутої дози при проходженні комірки для опромінення по всіх позиціях для випадку порожніх комірок. Дані на рис. 10 і 11 осереднені по всіх комірках-детекторах.

**Таблиця 1. Поглинуті дози для всіх комірок-детекторів у випадку порожніх комірок для опромінення при активності джерела 600 кКі протягом 17 год**

Номер комірки-детектора	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
Поглинута доза, кГр	36,5	37,2	37,1	39,4	39,8	39,8	39,4	39,6	39,8	36,6	37,1	36,9
Номер комірки-детектора	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24
Поглинута доза, кГр	36,5	37,2	37,0	39,3	39,9	39,9	39,3	39,8	39,7	36,5	37,1	37,0

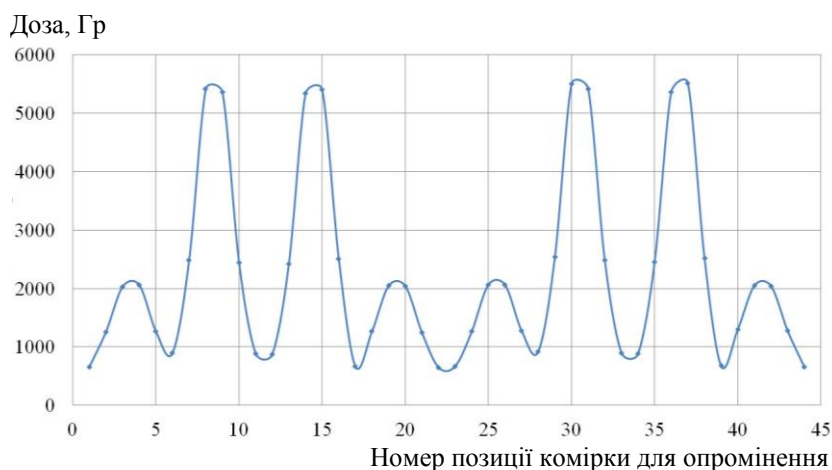


Рис. 10. Поглинута доза відповідно до номера позиції комірки для опромінення для випадку порожніх комірок.

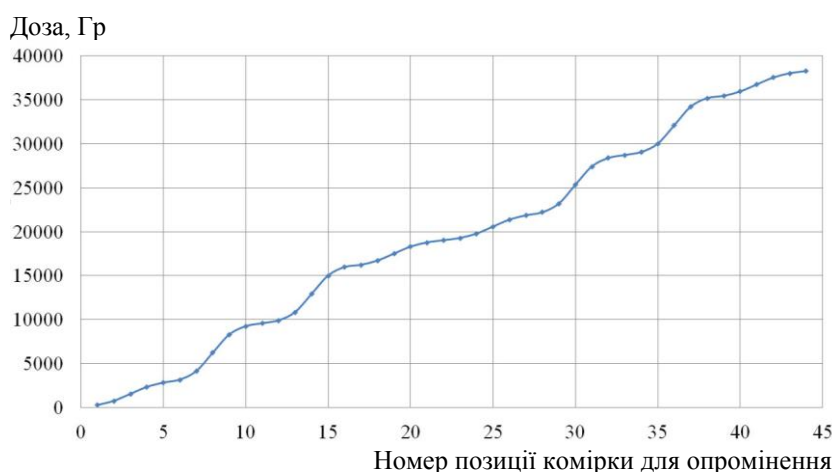


Рис. 11. Накопичена доза при проходженні комірки для опромінення по всіх позиціях для випадку порожніх комірок.

Для випадку комірок з аерозолями моделювання опромінення також відбувалося при активності джерела  $^{60}\text{Co}$  – 600 кКі протягом 17 год. У табл. 2 представлено розраховані поглинуті дози для кожної комірки-детектора відповідно до рис. 9.

Таблиця 2. Поглинута доза для всіх комірок-детекторів у випадку комірок з аерозолями для опромінення при активності джерела 600 кКі протягом 17 год

Номер комірки-детектора	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12
Поглинута доза, кГр	27,7	27,8	28,2	29,7	29,6	30,1	29,7	29,6	30,0	27,8	27,9	28,2
Номер комірки-детектора	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24
Поглинута доза, кГр	27,7	27,8	28,2	29,6	29,5	30,1	29,7	29,6	30,1	27,8	27,9	28,2

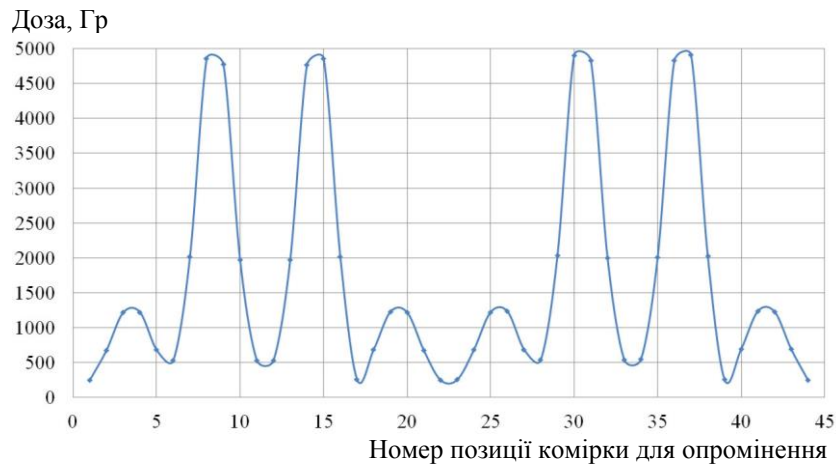


Рис. 12. Поглинута доза відповідно до номера позиції комірки для опромінення для випадку комірки з аерозолями.

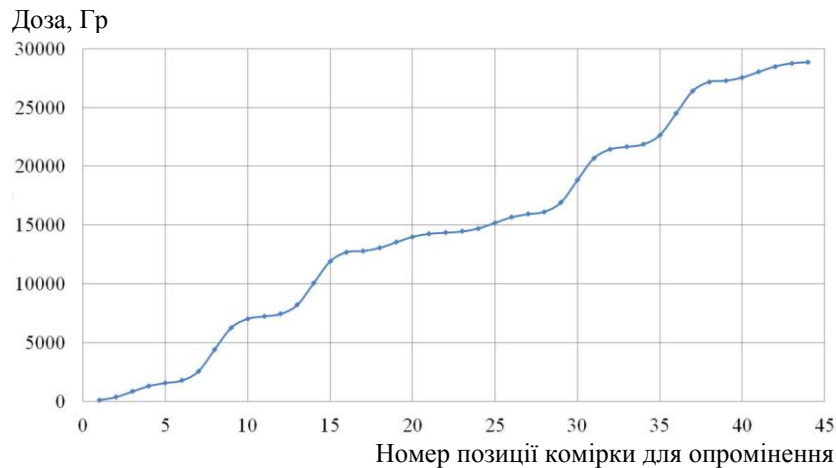


Рис. 13. Накопичена доза при проходженні комірки для опромінення по всіх позиціях для випадку комірки з аерозолями.

На рис. 12 представлено розподіл поглинутої дози відповідно до номера позиції комірки при опроміненні (див. рис. 2) для випадку комірок з аерозолями. На рис. 13 представлено накопичення поглинутої дози при проходженні комірки для опромінення по всіх позиціях для випадку комірки з аерозолями. Дані на рис. 12 і 13 осереднені по всіх комірках-детекторах.

Накопичена поглинута доза для випадку комірки з аерозолями, осереднена для всієї комірки

для опромінення, 28,852 кГр. Накопичена поглинута доза для випадку комірки з аерозолями зафіксована радіохромним плівковим дозиметром приблизно 25-26 кГр (за даними експлуатуючої організації). При цьому плівковий дозиметр було встановлено в найвищу частину комірки для опромінення. Як бачимо, з урахуванням неточності вимірювання плівкового дозиметра, а також беручи до уваги, що цей дозиметр було встановлено в найвищій частині комірки, резуль-

тати MCNP моделювання мають задовільну точність розрахунку поглинутої дози.

Аналізуючи дані в табл. 1 та 2, видно, що поглинута доза для матеріалів, розміщених у середній та крайніх частинах комірки для опромінення, може відрізнятися на 10 % і більше. На рис. 10 і 12 видно, що поглинута доза для різних позицій комірки може суттєво відрізнятися, і тому для збереження фіксованої поглинутої дози для всіх комірок опромінення потрібно чітко відстежувати часові інтервали, коли та чи інша комірка знаходиться в різних позиціях.

#### 4. Висновки

Представлено модель установки для гамма-випромінювання на основі  $^{60}\text{Co}$ . Цю модель було розроблено за допомогою Монте-Карло коду MCNP 4c, що дає змогу досить точно задати складну геометрію та матеріальний склад розглянутої установки.

У результаті моделювання було отримано значення поглинутої дози від джерела гамма-

випромінювання для всього циклу опромінення протягом 17 год при сумарній активності джерела гамма-квантів 600 кКі. Було розглянуто два випадки опромінення: для порожніх комірок та для комірок з аерозолями з морської води.

Результати розрахунків показали, що при опроміненні різниця в поглинутій дозі між центральними та периферійними частинами комірки для опромінення може досягати 10 % і вище.

Результати Монте-Карло моделювання мають схожі значення з експериментально отриманими значеннями поглинутої дози за допомогою плівкового дозиметра. Це дає підстави використовувати Монте-Карло коди для верифікації процесу опромінення широкого спектра продуктів і матеріалів та для контролю поглинутої дози в усьому об'ємі комірки для опромінення.

Автор висловлює вдячність д-ру Мадісу Кііск (Університет Тарту (Естонія)) за допомогу в підготовці цієї статті та представлені експериментальні дані.

#### СПИСОК ВИКОРИСТАНОЇ ЛІТЕРАТУРИ

1. A.M.S. Galante, L.L. Campos. Mapping radiation fields in containers for industrial  $\gamma$ -irradiation using polycarbonate dosimeters. *Applied Radiation and Isotopes* 70 (2012) 1264.
2. T. Van Hung, An T. Khac. Dose mapping using MCNP code and experiment for SVST-Co-60/B irradiator in Vietnam. *Applied Radiation and Isotopes* 68 (2010) 1104.
3. G.R. Raisali, M. Sohrabpour, A. Hadjinia. A computer code for dose rate mapping of gamma irradiators. *Int. J. Rad. Appl. Instrum. Part C* 35 (1990) 831.
4. M.F. Mortuza, L. Lepore, K. Khedkar et al. Commissioning dosimetry and in situ dose mapping of a semi-industrial Cobalt-60 gamma-irradiation facility using Fricke and Ceric-cerous dosimetry system and comparison with Monte Carlo simulation data. *Radiation Physics and Chemistry* 144 (2018) 256.
5. M. Bailey, J.P. Sephton, P.H.G. Sharpe. Monte Carlo modelling and real-time dosimeter measurements of dose rate distribution at a  $^{60}\text{Co}$  industrial irradiation plant. *Radiation Physics and Chemistry* 78 (2009) 453.
6. Performance Specification for REVISS Services Product Code: RSL2089, PS2089. Iss. 9 (2009) 1.
7. S. Devic, N. Tomic, D. Lewis. Reference radiochromic film dosimetry: *Review of technical aspects. Physica Medica* 32 (2016) 541.
8. J.B. Kowalski, A. Tallentire. Substantiation of 25 kGy as a sterilization dose: a rational approach to establishing verification dose. *Radiation Physics and Chemistry* 54 (1999) 55.
9. A. Baumgartner et al. Determination of photon fluence spectra from a  $^{60}\text{Co}$  therapy unit based on PENELOPE and MCNP simulations. *Radiation Measurements* 46 (2011) 595.
10. J. Briesmeister. MCNP-A General Monte Carlo Code N-Particle Transport Code Version 4A. LA-12625 (1993).
11. R.A. Forster, T.N. Godfray. MCNP - a general Monte Carlo code for neutron and photon transport. *Lecture Notes in Physics* 240 (1985) 33.
12. J.C. Wagner et al. Review of Hybrid (Deterministic/Monte Carlo) Radiation Transport Methods, Codes, and Applications at Oak Ridge National Laboratory. *Progress in Nuclear Science and Technology* 26 (2011) 808.
13. *Advanced Monte Carlo Computer Programs for Radiation Transport. Nuclear Energy Agency, OECD document. OECD (1995) 484 p.*
14. C. Oliveira et al. Dose determination by Monte Carlo – a useful tool in gamma radiation process. *Radiation Physics and Chemistry* 57 (2000) 667.
15. M. Sohrabpour et al. Dose distribution of the IR-136 irradiator using a Monte Carlo code and comparison with dosimetry. *Radiation Physics and Chemistry* 63 (2002) 769.
16. V.A. Babenko et al. On the Subcritical Amplifier of Neutron Flux based on Enriched Uranium. NATO Security through Science. *Series B: Physics and Biophysics* (2006) 253.
17. В.А. Бабенко, В.И. Гулик, В.Н. Павлович. Исследовательский подкритический реактор. *Ядерна фізика та енергетика* 9(1) (2008) 56.
18. В.А. Бабенко, В.И. Гулик, В.Н. Павлович. Моделирование двухзонных электроядерных систем. *Ядерна фізика та енергетика* 13(3) (2012) 266.
19. R.J. McConn et al. Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling. PIET-43741-TM-963, PNNI-15870 Rev 1 (2011) p. 357.

В. І. Гулик\*

*Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, Киев, Украина*

\*Ответственный автор: volodymyr\_gulik@ukr.net

**МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОМЫШЛЕННОГО ИСТОЧНИКА ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ  
НА БАЗЕ  $^{60}\text{Co}$  С ПОМОЩЬЮ МЕТОДА МОНТЕ-КАРЛО**

Представлено модель источника гамма-излучения  $^{60}\text{Co}$ , разработанную с помощью Монте-Карло кода MCNP 4c. Выполнено моделирование прохождения гамма-излучения в разработанной модели для двух случаев облучения. Были рассчитаны поглощенные дозы гамма-излучения для разных позиций, которые проходит облучаемый материал. Представлено распределение поглощенной дозы в зависимости от места материала в ячейке для облучения. Было рекомендовано использовать Монте-Карло моделирование для контроля излучения на промышленных установках по стерилизации гамма-излучением.

*Ключевые слова:* гамма-излучение, радиационная стерилизация, метод Монте-Карло, расчет поглощенной дозы, картографирование дозы.

V. I. Gulik\*

*Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv, Ukraine*

\*Corresponding author: volodymyr\_gulik@ukr.net

**SIMULATION OF INDUSTRIAL  $^{60}\text{Co}$  GAMMA-RAY SOURCE  
BY MONTE-CARLO METHOD**

Calculation model developed by means of Monte Carlo code MCNP 4c for  $^{60}\text{Co}$  gamma-irradiation source is presented. The simulation of gamma-ray transport in developed model was carried out. Gamma-ray absorbed doses for different dwell positions were calculated. The distribution of the absorbed dose depending on the location of the material in the cell for irradiation is presented. The use of Monte Carlo simulation for control and verification of gamma-ray irradiation has been recommended for industrial gamma-ray sterilization facilities.

*Keywords:* ionizing radiation, radiation sterilization, Monte Carlo method, absorbed dose, dose mapping.

## REFERENCES

1. A.M.S. Galante, L.L. Campos. Mapping radiation fields in containers for industrial  $\gamma$ -irradiation using polycarbonate dosimeters. *Applied Radiation and Isotopes* 70 (2012) 1264.
2. T. Van Hung, An T. Khac. Dose mapping using MCNP code and experiment for SVST-Co-60/B irradiator in Vietnam. *Applied Radiation and Isotopes* 68 (2010) 1104.
3. G.R. Raisali, M. Sohrabpour, A. Hadjinia. A computer code for dose rate mapping of gamma irradiators. *Int. J. Rad. Appl. Instrum. Part C* 35 (1990) 831.
4. M.F. Mortuza, L. Lepore, K. Khedkar et al. Commissioning dosimetry and in situ dose mapping of a semi-industrial Cobalt-60 gamma-irradiation facility using Fricke and Ceric-cerous dosimetry system and comparison with Monte Carlo simulation data. *Radiation Physics and Chemistry* 144 (2018) 256.
5. M. Bailey, J.P. Sephton, P.H.G. Sharpe. Monte Carlo modelling and real-time dosimeter measurements of dose rate distribution at a  $^{60}\text{Co}$  industrial irradiation plant. *Radiation Physics and Chemistry* 78 (2009) 453.
6. Performance Specification for REVISS Services Product Code: RSL2089, PS2089. Iss. 9 (2009) 1.
7. S. Devic, N. Tomic, D. Lewis. Reference radiochromic film dosimetry: Review of technical aspects. *Physica Medica* 32 (2016) 541.
8. J.B. Kowalski, A. Tallentire. Substantiation of 25 kGy as a sterilization dose: a rational approach to establishing verification dose. *Radiation Physics and Chemistry* 54 (1999) 55.
9. A. Baumgartner et al. Determination of photon fluence spectra from a  $^{60}\text{Co}$  therapy unit based on PENELOPE and MCNP simulations. *Radiation Measurements* 46 (2011) 595.
10. J. Briesmeister. MCNP-A General Monte Carlo Code N-Particle Transport Code Version 4A. LA-12625 (1993).
11. R.A. Forster, T.N. Godfray. MCNP - a general Monte Carlo code for neutron and photon transport. *Lecture Notes in Physics* 240 (1985) 33.
12. J.C. Wagner et al. Review of Hybrid (Deterministic/Monte Carlo) Radiation Transport Methods, Codes, and Applications at Oak Ridge National Laboratory. *Progress in Nuclear Science and Technology* 26 (2011) 808.



13. [Advanced Monte Carlo Computer Programs for Radiation Transport](#). Nuclear Energy Agency, OECD document. OECD (1995) 484 p.
14. C. Oliveira et al. Dose determination by Monte Carlo – a useful tool in gamma radiation process. [Radiation Physics and Chemistry](#) 57 (2000) 667.
15. M. Sohrabpour et al. Dose distribution of the IR-136 irradiator using a Monte Carlo code and comparison with dosimetry. [Radiation Physics and Chemistry](#) 63 (2002) 769.
16. V.A. Babenko et al. On the Subcritical Amplifier of Neutron Flux based on Enriched Uranium. NATO Security through Science. [Series B: Physics and Biophysics](#) (2006) 253.
17. V.A. Babenko, V.I. Gulik, V.M. Pavlovych. The Research Subcritical Reactor. [Yaderna Fizyka ta Energetyka \(Nucl. Phys. At. Energy\)](#) 9(1) (2008) 56. (Rus)
18. V.A. Babenko, V.I. Gulik, V.M. Pavlovych. Modeling of Two-zone Accelerator-Driven Systems. [Yaderna Fizyka ta Energetyka \(Nucl. Phys. At. Energy\)](#) 13(3) (2012) 266. (Rus)
19. R.J. McConn et al. Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling. [PIET-43741-TM-963, PNNI-15870 Rev 1](#) (2011) p. 357.

Надійшла 10.04.2018  
Received 10.04.2018