

В. Г. Батій, С. С. Підберезний, В. М. Рудько, Д. В. Федорченко

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Кірова, 36а, Чорнобиль, 07270, Україна

МЕТОДИКА МАТЕМАТИЧНОГО МОДЕЛЮВАННЯ ЗАХИСНИХ ХАРАКТЕРИСТИК КОНТЕЙНЕРА ДЛЯ ЗБЕРІГАННЯ ДЖЕРЕЛ НЕЙТРОНІВ

Розроблено методику математичного моделювання захисних характеристик контейнера для довгострокового зберігання відпрацьованих джерел швидких нейтронів, у першу чергу $^{238,239}\text{Pu-Be}$, яка передбачає системний підхід, зокрема врахування всіх головних фізичних явищ, які можуть впливати на рівень радіаційної безпеки. Показано, що крім нейтронів необхідно враховувати випромінювання високоенергетичних гамма-квантів, що утворюються при розпаді високозбуджених рівнів ядра ^{12}C , утворених як безпосередньо в реакції $^9\text{Be}(\alpha, n)^{12}\text{C}$, так і в процесі взаємодії нейтронів з ядрами ^{12}C , що входять до складу водневомісних захисних матеріалів контейнера. Певний вклад у дозу вносять інші вторинні гамма-кванти, що виникають у результаті взаємодії нейтронів із матеріалами захисту та конструкційними матеріалами контейнера, а також гамма-випромінювання внаслідок радіоактивного розпаду ізотопів плутонію та ^{241}Am , який накопичується при розпаді домішки ^{241}Pu у процесі довгострокового зберігання.

Ключові слова: математичне моделювання, джерела нейтронів, контейнер для зберігання.

Проблема безпечного поводження з відпрацьованими джерелами іонізуючого випромінювання (ВДІВ) є однією з найгостріших радіоекологічних проблем в Україні [1]. У цей час в Україні накопичено велику кількість ВДІВ (близько 500 000 джерел різних типів та конструкцій), які на сьогодні знаходяться на майданчиках спеціалізованих підприємств з поводження з радіоактивними відходами Державної корпорації «УкрДО «Радон», а також використовуються в медицині, науці та промисловості.

Для вирішення цієї проблеми було прийняте рішення про будівництво в зоні відчуження ЧАЕС спеціалізованого сховища ВДІВ.

Централізоване сховище для довгострокового зберігання ВДІВ (ЦСВДІВ, рис. 1) було споруджене на комплексі виробництв «Вектор» у зоні відчуження і призначене для прийому, сортування, обробки, кондиціонування, паспортизації та наступного довгострокового зберігання радіоактивних відходів у вигляді відпрацьованих джерел нейтронного і альфа-, бета-, гамма-випромінювання. ЦСВДІВ має забезпечити централізоване розміщення всього обсягу ВДІВ.



Рис. 1. Централізоване сховище для довгострокового зберігання ВДІВ.

5 квітня 2016 р., відповідно до узгодженої програми з Держатомрегулювання України, ДСП "ЦППРВ" розпочало гарячі випробування на ЦСВДІВ з проведенням усіх технологічних процесів [2].

Однією з невирішених проблем залишається створення контейнерів для довгострокового зберігання джерел швидких нейтронів (ДШН).

Конструкція найбільш розповсюджених в Україні ДШН наведена на рис. 2.

© В. Г. Батій, С. С. Підберезний, В. М. Рудько, Д. В. Федорченко, 2017

Для розробки методичного підходу при моделюванні доцільно сформулювати мету проведення розрахунків.

Мета розрахунків - визначити максимальну активність, а також максимальну кількість нейтронних джерел різного виду (ДШН-7, ДШН-8, ДШН-9) або їхні суміші, враховуючи критерій неперевикнення розрахункового значення потужності дози (ПД) 2 мЗв/год на поверхні контейнера і 0,25 мЗв/год на відстані 1 м від нього з урахуванням вторинного гамма-випромінювання. Критерії можуть уточнюватися залежно від конкретної задачі.

Для досягнення цієї мети розроблений методичний підхід передбачає вирішення таких задач:

- вивчення існуючого досвіду проведення аналогічних досліджень;
- аналіз вимог до захисних властивостей контейнера;
- вибір програм для проведення розрахунків;
- вибір і проведення тестових розрахунків;
- визначення максимальної місткості в касеті джерел різного типу та максимальної активності;
- створення математичної моделі ДШН;
- створення математичної моделі "макроджерела" (касета із джерелами);
- створення математичної моделі контейнера;
- проведення розрахунків у самому консервативному випадку;
- порівняння результатів розрахунків за різними програмами;
- аналіз попередніх результатів і проведення детальних розрахунків;
- оптимізація розміщення джерел та контейнерів.

Таким чином, забезпечення безпечного зберігання ДШН може проводитися в такій послідовності.

Вивчення існуючого досвіду проведення аналогічних досліджень

На даному етапі необхідно вивчити і проаналізувати досвід проведення аналогічних досліджень в Інтернеті та інші джерела. До прикладу таких досліджень відносяться, зокрема, роботи [4 - 9], у більшості з яких проведено моделювання захисних характеристик контейнерів із ДШН з використанням коду MCNP.

Так, у роботі [4] показано необхідність розгляду ізотопного нейтронного джерела як комплексного випромінювача нейтронів, первинних та вторинних гамма-квантів. У результаті виконаних розрахунків було визначено, що жорстке гамма-випромінювання, що супутне (α, n) реакції (рис. 3), а також вторинне гамма-випромінювання практично повністю формують сумарну дозу випромінювання від нейтронного джерела. Було показано, що використання бору в якості домішки до матеріалу захисту є дорогим і малоефективним [4]. З отриманих у роботі [4] результатів випливає, що рівень активації матеріалів біологічного захисту за 50 років буде дуже незначним навіть у порівнянні з рівнем природної радіоактивності бетону.

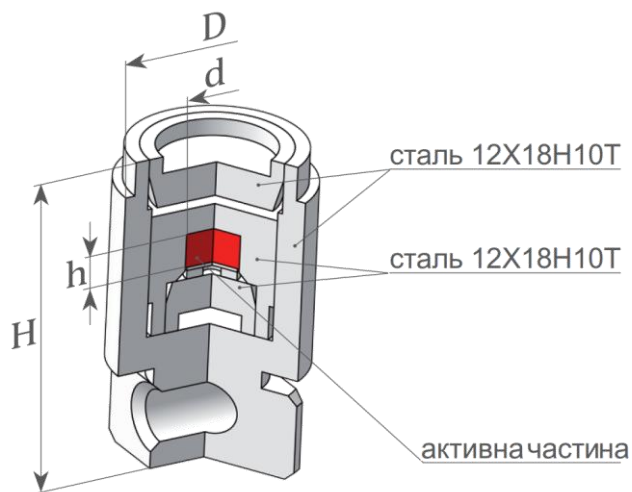


Рис. 2. Нейтронні джерела типу ДШН 1-12 [3].

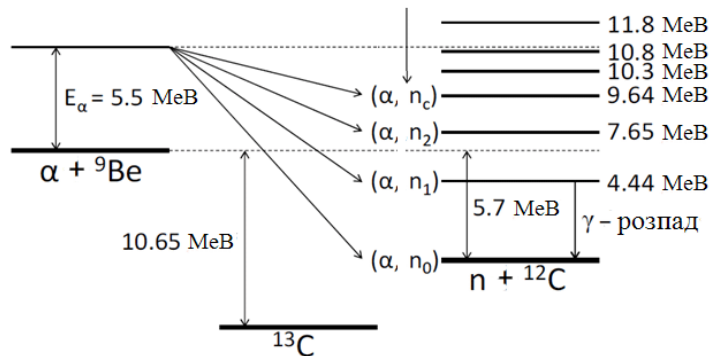


Рис. 3. Схема реакції ${}^9\text{Be}(\alpha, n){}^{12}\text{C}$ (енергія альфа-частинки 5,5 MeV).

У роботі [5] з метою розробки екранування для ізотопного джерела нейтронів $^{239}\text{Pu-Be}$ були проведені розрахунки методом Монте-Карло з використанням коду MCNP5. Зокрема, був вивчений вплив зворотного розсіювання нейтронів від бетонних стін при зберіганні джерела в контейнері з парафіновим захистом.

Метою досліджень роботи [6] було оцінити нейтронно-захисні властивості звичайного і важкого бетонів, модифікованих епоксидною смолою та оксидом гадолінію. Спочатку ефективність екранування від нейтронів із реакторного джерела нейтронного потоку і Pu-Be моделювалась за допомогою коду MCNP, а потім проводилось порівняння результатів моделювання за допомогою MCNP і реального експерименту.

У роботі [7] вивчалися потоки та спектри нейтронів, що випромінюються з Pu-Be UNLV за допомогою розрахунків по кодах MCNPX/5. Результати моделювання були потім перевірені з використанням спеціально підібраних активаційних детекторів, призначених для оцінки розподілу енергії та потоку нейтронів. Аналізувалися різниці спектрів джерел із різним ізотопним складом.

У роботі [8] код MCNP5 був використаний для моделювання джерела $^{239}\text{Pu-Be}$ та розрахунку екранування від нейтронного та гамма-випромінювання.

Ґрунтовні дослідження характеристик нейтронного та гамма-випромінювання $^{239}\text{Pu-Be}$ джерел і можливості їхнього екранування виконано у звіті [9]. У роботі було отримано прийнятне узгодження між експериментальною і розрахунковою потужністю дози нейтронів від ДШН-12. Було виявлено, що розбіжність між виміряною та обчисленою потужністю дози фотонів є досить високою, що вимагає подальшого вивчення. Можлива причина розбіжності – недостатньо точні дані щодо ізотопного складу і маси ізотопів плутонію.

Проведені в роботі [9] розрахунки показують, що нейтронні і фотонні дози від Pu-Be джерела ДШН-12 можна зменшити до прийнятних рівнів, використовуючи реалістичні кількості традиційних захисних матеріалів. Використання додаткових спеціальних захисних матеріалів, наприклад борова-ного поліетилену високого тиску, може поліпшити характеристики радіаційного захисту. Для забезпечення ефективного зменшення результуючої дози змішаного нейтрон-фотонного випромінювання необхідне багат шарове екранування.

Вивчення вимог до захисних властивостей контейнера

Необхідно проаналізувати й чітко сформулювати вимоги нормативних документів [10, 11 та ін.] і конкретного проекту до захисних властивостей контейнерів (потужності еквівалентної дози на поверхні і на певній відстані від контейнера, коефіцієнта запасу на проектування, типів джерел, конструкції контейнера та умов його зберігання тощо).

Вибір кодів для проведення розрахунків

Необхідно навести короткий опис наявних (передбачуваних до використання) обчислювальних програм (кодів), включаючи обґрунтування доцільності їхнього використання, дані по ліцензуванню та ін. Крім того, необхідно обґрунтувати використовувані програмні засоби для обґрунтування забезпечення якості. Найбільш прийнятним кодом, який найчастіше використовується для таких розрахунків [6 - 9] є MCNP.

Вибір і проведення тестових розрахунків

Необхідне проведення тестових розрахунків на різних етапах для перевірки та обґрунтування достовірності результатів розрахунків. Зокрема, необхідно провести різними методами незалежні оцінки максимальної місткості контейнера. Необхідно також провести тестові розрахунки для порівняння з раніше проведеними аналогічними розрахунками, наприклад із робіт [6, 9].

Визначення максимальної місткості касети

Необхідно визначити, яку максимальну кількість джерел кожного типу можна розмістити в касеті, виходячи з геометричних розмірів ДШН і секційної структури касети. Відповідно буде визначено максимальну активність всієї касети для кожного з типів джерел.

Задача розміщення максимально можливої кількості невеликих циліндрів ДШН у сегменті великого циліндра (касети) не має строгого математичного рішення. Тому для її вирішення необхідно скористатися методами графічного моделювання (рис. 4).

Для найбільш консервативної оцінки максимальної місткості касети можна використовувати дані для касети без перегородок (при необхідності).

Створення математичної моделі ДШН та контейнера

Необхідно розробити просту (без зайвої деталізації, що ускладнює розрахунки й помітно не впливає на результати) і реалістичну (максимально близьку до реальних креслень) комп'ютерну модель контейнера.

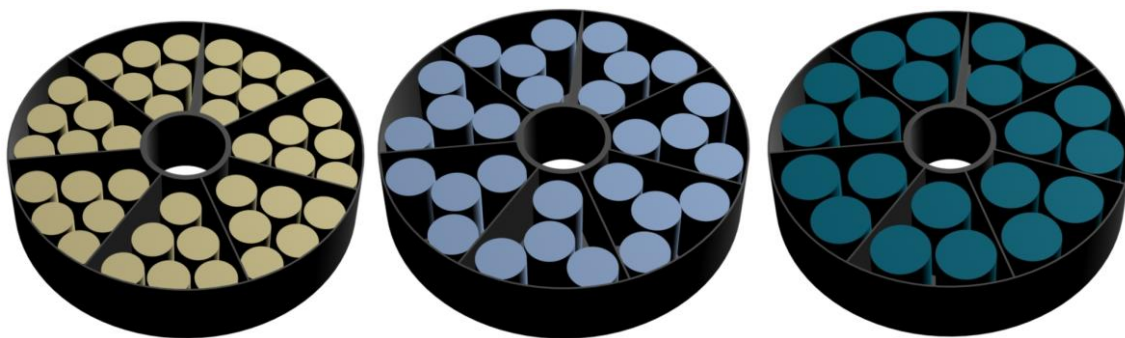


Рис. 4. Комп'ютерна модель касети із джерелами ДШН-7 (42 шт.), ДШН-8 (28 шт.) і ДШН-9 (21 шт.).

Найбільш прийнятним варіантом може бути сталевий корпус заданих розмірів із циліндричною порожниною, в яку може бути вставлено декілька циліндричних джерел (дисків), що являють собою віртуальні "макроджерела" (рівномірну суміш матеріалів касети і матеріалів джерела (див. рис. 2), рівномірно розподілену по всьому об'єму касети (рис. 5).

Такий підхід викликаний необхідністю розробити спрощену модель ДШН, яка б віддзеркалювала вплив матеріалів джерел на розповсюдження нейтронів. Для вирішення цього завдання необхідно:

- 1) обчислити обсяг замінного елемента (наприклад, касети з джерелами);
- 2) обчислити масу всіх елементів, що знаходяться в даному об'ємі (перегородок, обичайки, ДШН) і знайти загальну масу. Дані по складу ДШН можна взяти, наприклад, з роботи [9];
- 3) знайти еквівалентну густину шляхом ділення обсягу елемента на його масу і цю густину використовувати в подальших розрахунках;
- 4) перерахувати елементний склад відповідно до пропорцій, до яких входять ці компоненти макроджерела в загальну густину, і цей елементний склад використовувати в подальших розрахунках.

У пеналі можуть перебувати або однорідні касети ("макроджерела"), або суміш цих джерел різної завантаженості від 0 до максимальної їхньої кількості.

Розрахункові точки повинні бути розташовані на поверхні й на відстані 1 м від різних поверхонь контейнера.

Модель повинна передбачати варіант зберігання контейнера на бетонній підлозі і враховувати вторинне гамма-випромінювання від взаємодії нейтронів з бетоном. Контрольні точки в цьому випадку повинні бути розташовані на підлозі на декількох відстанях від контейнера (до 1 м від поверхні контейнера).

Необхідно також розглянути варіант збереження контейнерів у спеціальному приямку. У цьому випадку в якості критеріїв радіаційної безпеки необхідно аналізувати потужність дози на поверхні плит перекриття.

Проведення розрахунків у найконсервативнішому випадку

Спочатку проводяться розрахунки ПД на поверхні (на відстані 10 см) у різних точках контейнера при максимальному заповненні найактивнішими джерелами.

Порівняння результатів розрахунків за різними кодами

Проводиться аналіз даних, порівняння результатів розрахунків за різними кодами, визначення відмінностей, їхня допустимість, пошук причин відмінностей (при необхідності) тощо. При необхідності проводяться додаткові розрахунки.

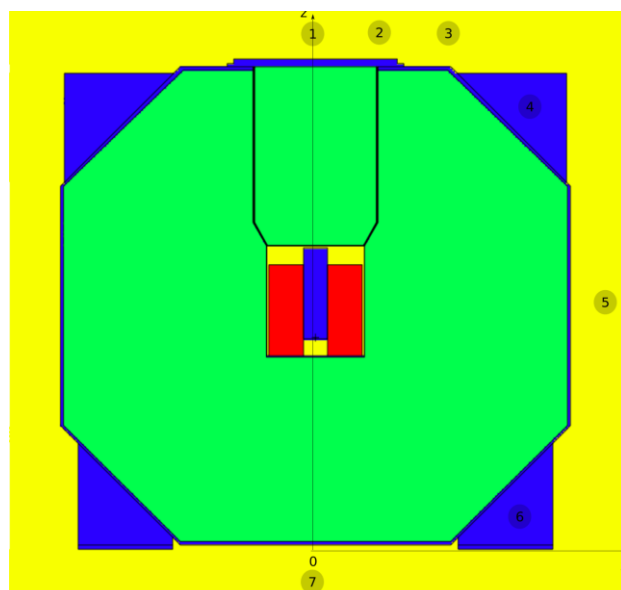


Рис. 5 Комп'ютерна модель контейнера для зберігання ДШН (MCNP) і реперні точки (1...7) для проведення розрахунків.

Аналіз попередніх результатів і проведення детальних розрахунків

На цьому етапі проводяться порівняння отриманих значень ПД (з коефіцієнтом запасу на проектування, що дорівнює 2 [10], тобто розраховані значення множаться на 2) з максимально допустимими, визначення максимально допустимих активностей, детальні розрахунки з різними типами джерел, різним ступенем завантаження тощо.

Для обраних варіантів виконуються детальні розрахунки ПД на поверхні та на відстані до 1 м.

Проводиться оцінка внеску в дозу різних видів випромінювання від різних процесів і, при необхідності, виконуються додаткові розрахунки. Це потрібно, наприклад, при використанні альтернативних конструкційних матеріалів, у разі великого внеску в ПД випромінювання від взаємодії нейтронів із конструкційними матеріалами.

Оцінка (при необхідності - строгий розрахунок) накопичення наведеної активності в конструкційних матеріалах максимально завантаженого контейнера при зберіганні протягом 50 років.

Повинен розраховуватися й варіант з урахуванням розташування контейнера на бетонній підлозі або у приямку (рис. 6). При цьому повинно враховуватися і вторинне гамма-випромінювання від підлоги, а деякі контрольні точки будуть розташовуватися на підлозі на різній (до 1 м включно) відстані від контейнера або на поверхні перекриття приямку.

Оптимізація розміщення джерел і контейнерів

Найбільш імовірним є процес оптимізації, коли кожна касета заповнюється джерелами одного типу та оптимізується їхнє розміщення в пеналі. Наприклад, касета з максимальною активністю розміщується в середньому положенні, з меншими активностями - у крайньому верхньому або крайньому нижньому положенні.

При цьому ПД знизу може бути вищою, але з огляду на те, що контейнер створюється для зберігання і переміщатися буде рідко (можливо, один раз у 50 років), то можна запропонувати (формально) скористатися положенням ПБПРМ-2006 [11] про можливість підвищення ПД до 10 мЗв/год на поверхні "в умовах виняткового використання", тим більше, що під контейнером ніхто стояти не буде.

Необхідно враховувати й сумарний вплив випромінювання від декількох контейнерів та оптимізувати їхнє розміщення для мінімізації ПД.

Необхідно провести розробку рекомендацій щодо оптимізації умов зберігання та обслуговування контейнерів, наприклад організації додаткового екранування від вторинного гамма-випромінювання.

Запропонований системний підхід для забезпечення радіаційної безпеки при збереженні ДШН може бути, з невеликими змінами, використаний і для оптимізації радіаційного захисту при збереженні ВДІВ інших типів та радіоактивних відходів.

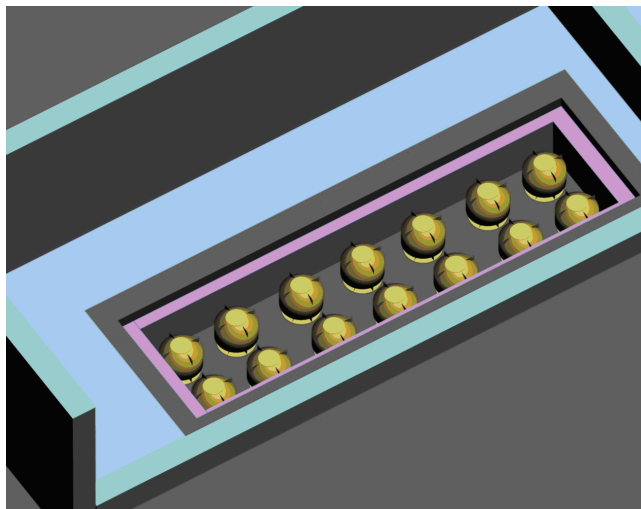


Рис. 6. Схема розміщення контейнерів із ДШН у приямку ЦСВДІВ.

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. *Batiy V.G., Khazhmuradov M.A., Kireev S.S. et al.* Ensuring the radioecological safety during long-term storage of Sealed Sources in Ukraine // Abstracts of Annual International Symposium EURO-ECO (Environmental, Engineering - Economic and Legal Aspects for Sustainable Living). Hanover-2013. – 28 - 29 November 2013. - P. 23 - 24.
2. <http://radon.net.ua/node/142>
3. *Источники ионизирующего излучения и препараты / ФГУП “Производственное объединение “Маяк“.* – 2010. – 54 с.
4. *Азаров В.А., Силаев М.Е.* Определение параметров биологической защиты контейнера для долговременного хранения ампульных нейтронных источников // Изв. Томск. политехн. ун-та. – 2004. - Т. 307, № 5. – С. 84 – 89.

5. Villagrana-Muñoz L.E., Rivera-Pérez E., de León-Martínez H.A. et al. Concrete Enclosure to Shield a Neutron Source // Proceedings of the ISSSD. – 2012. – P. 21 - 25.
6. Piotrowska T., Tefelski D.B., Sokolowska J.J. and Jaworska B. NGS-Concrete - New Generation Shielding Concrete against Ionizing Radiation — the Potential Evaluation and Preliminary Investigation // Acta physica polonica. – 2015 - Vol. 128, No. 2-B. - P. B9 - B13.
7. Harvey, Zachary R, Neutron flux and energy characterization of a plutonium-beryllium isotopic neutron source by Monte Carlo simulation with verification by neutron activation analysis" (2010). UNLV Theses/Dissertations/Professional Papers/Capstones. Paper 900.
8. Ali S., Laherty M., Laprade J.W. et al. A portable shield for a neutron howitzer used for instructional and research purposes // Applied Radiation and Isotopes. – 2015. – Vol. 103. - P. 37 – 42.
9. Berlizov Andrey, Magill Joseph. Dose Rate and Shielding Scoping Calculations for an IBN-12 Pu-Be Neutron Source // European Commission. Joint Research Centre. Institute for Transuranium Elements. Report -No: JRC-ITU-TN-2007/78.
10. ОСПУ-2005. Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України (ДСП 6.177-2005-09-02).
11. ЛБПРМ-2006. Правила ядерної та радіаційної безпеки при перевезенні радіоактивних матеріалів. – К., 2006.

В. Г. Батий, С. С. Подберезный, В. М. Рудько, Д. В. Федорченко

Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, ул. Кирова, 36а, Чернобыль, 07270, Украина

МЕТОДИКА МАТЕМАТИЧЕСКОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ ЗАЩИТНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК КОНТЕЙНЕРА ДЛЯ ХРАНЕНИЯ ИСТОЧНИКОВ НЕЙТРОНОВ

Разработана методика математического моделирования защитных характеристик контейнера для длительного хранения отработанных источников быстрых нейтронов, в первую очередь $^{238,239}\text{Pu-Be}$, которая предусматривает системный подход, в частности учет всех основных физических явлений, которые могут влиять на уровень радиационной безопасности. Показано, что кроме нейтронов необходимо учитывать излучение высокоэнергетических гамма-квантов, образующихся при распаде высоковозбужденных уровней ядра ^{12}C , образованных как непосредственно в реакции $^9\text{Be}(\alpha, n)^{12}\text{C}$, так и в процессе взаимодействия нейтронов с ядрами ^{12}C , входящих в состав водородсодержащих защитных материалов контейнера. Определенный вклад в дозу вносят другие вторичные гамма-кванты, возникающие в результате взаимодействия нейтронов с материалами защиты и конструкционными материалами контейнера, а также гамма-излучение вследствие радиоактивного распада изотопов плутония и ^{241}Am , который накапливается при распаде примеси ^{241}Pu в процессе длительного хранения.

Ключевые слова: математическое моделирование, источники нейтронов, контейнер для хранения.

V. G. Batiy, S. S. Podbereznyi, V. M. Rud'ko, D. V. Fedorchenko

Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants NAS of Ukraine, Kirova str., 36a, Chornobyl, 07270, Ukraine

METHODOLOGY OF MATHEMATICAL SIMULATION OF PROTECTIVE CHARACTERISTICS OF THE CONTAINER FOR NEUTRON SOURCES STORING

A technique for mathematical modeling of the container's protective characteristics for the spent fast neutron sources, first of all $^{238,239}\text{Pu-Be}$, long-term storing was developed. It provides a systematic approach, in particular the consideration of all the physical processes that may affect the radiation safety level. It has been shown that in addition to the neutron radiation should be considered high-energy gamma rays from the decay of high excited ^{12}C levels, formed as directly in the $^9\text{Be}(\alpha, n)^{12}\text{C}$ reaction, so as in the process of interaction of neutrons with ^{12}C nuclei of the hydrogen-containing protective materials of the container. Some contribution to the dose is made by other secondary gamma rays resulting from neutron interaction with the container shielding and structural materials so as the gamma-radiation due to the radioactive decay of the plutonium isotopes and ^{241}Am , which accumulates at the ^{241}Pu impurities decay during long-term storing.

Keywords: mathematical simulation, neutron sources, storage container.

REFERENCES

1. Batiy V.G., Khazhmuradov M.A., Kireev S.S. et al. Ensuring the radioecological safety during long-term storage of Sealed Sources in Ukraine // Abstracts of Annual International Symposium EURO-ECO (Environmental, Engineering - Economic and Legal Aspects for Sustainable Living). Hanover-2013. – 28 - 29 November 2013. - P. 23 - 24.
2. <http://radon.net.ua/node/142>

3. *Sources of ionizing radiation and drugs* / Federal state unitary enterprise "Production association MAYAK". – 2010. - 54 p. (Rus)
4. *Azarov V.A., Silaev M.E.* Detemination of biological protection parameters of container for long-time storage of sealed neutron sources // *Bulletin of the Tomsk Polytechnic University.* - 2004. - Vol. 307, № 5. - P. 84 - 89. (Rus)
5. *Villagrana-Muñoz L.E., Rivera-Pérez E., de León-Martínez H.A. et al.* Concrete Enclosure to Shield a Neutron Source // *Proceedings of the ISSSD.* - 2012. – P. 21 - 25.
6. *Piotrowskia T., Tefelskib D.B., Sokolowska J.J. and Jaworskaa B.* NGS-Concrete - New Generation Shielding Concrete against Ionizing Radiation - the Potential Evaluation and Preliminary Investigation // *Acta physica polonica.* – 2015. - Vol. 128, No. 2-B. - P. B9 - B13.
7. *Harvey, Zachary R,* Neutron flux and energy characterization of a plutonium-beryllium isotopic neutron source by Monte Carlo simulation with verification by neutron activation analysis" (2010). UNLV Theses/Dissertations/Professional Papers/Capstones. Paper 900.
8. *Ali S., Laherty M., Laprade J.W. et al.* A portable shield for a neutron howitzer used for instructional and research purposes // *Applied Radiation and Isotopes.* – 2015. – Vol. 103. - P. 37 – 42.
9. *Berlizov Andrey, Magill Joseph* Dose Rate and Shielding Scoping Calculations for an IBN-12 Pu-Be Neutron Source // European Commission. Joint Research Centre. Institute for Transuranium Elements. Report -No: JRC-ITU-TN-2007/78.
10. *OSPU-2005.* Main sanitary rules ensuring radiation safety of Ukraine (DSP 6.177-2005-09-02). (Ukr)
11. *PBPRM 2006.* Rules of nuclear safety at the transportation of radioactive materials. – Kyiv, 2006. (Ukr)

Надійшла 12.04.2017
Received 12.04.2017