УДК 666.972.7 Doi: https://doi.org/10.32918/nrs.2023.2(98).04

Дослідження різних видів бетонів для біологічного захисту контейнерів HI-STORM від фотонного випромінювання

■ **Романенко Ірина Михайлівна**
Інститут проблем безпеки АЕС Національної академії наук України, м. Київ, Україна
ORCID: https://orcid.org/0000-0003-0090-8871

■ **Трофименко Олександр Русланович**
Інститут проблем безпеки АЕС Національної академії наук України, м. Київ, Україна
ORCID: https://orcid.org/0000-0002-7704-0911

■ **Носовський Анатолій Володимирович,** акад. НАН України**,** д-р техн. наук, проф.
Інститут проблем безпеки АЕС Національної академії наук України, м. Київ, Україна
ORCID: https://orcid.org/0000-0002-2594-3780

Описано новий композитний матеріал для радіаційного захисту від фотонного випромінювання на основі важкого бетону, армованого базальт-борною фіброю, який може бути застосований у біологічному захисті контейнерів HI-STORM для зберігання відпрацьованого ядерного палива. Виконано моделювання проходження фотонного випромінювання в цьому матеріалі за допомогою Монте-Карло коду Serpent. Розглянуто два процеси. Перший процес – проходження первинних фотонів у бетоні біологічного захисту від гомогенізованого джерела випромінювання фотонів відпрацьованого ядерного палива. Другий процес – визначення вторинних фотонів, що утворилися внаслідок поглинання та непружного розсіювання первинних нейтронів у бетоні біологічного захисту від гомогенізованого джерела випромінювання. У першому та другому процесах досліджувалися два типи важкого бетону: бетон з гранітним щебнем та бетон з базальтовим щебнем. До бетону з гранітним щебнем додавалися два типи базальт-борної фібри з різними концентраціями оксиду бору. Перший тип базальтової фібри містить 5 % маси B_2O_3 і 95 % маси базальту. Другий тип базальтової фібри містить 10 % B_2O_3 і 90 % базальту. На один метр кубічний бетону з гранітним щебнем додавалося від 1 кг до 20 кг базальт-борної фібри. Методом Монте-Карло виконано моделювання процесу радіаційного поглинання нейтронів з подальшим утворенням та проходженням фотонів через бетон біологічного захисту контейнера HI-STORM.

Проаналізовано захисні властивості бетону з додаванням базальтової фібри та різним масовим вмістом оксиду бору (5 % і 10 %).

Модифіковані склади бетону мають більше переваг порівняно зі звичайним бетоном. Продемонстровано, що для покращення захисних властивостей від фотонного випромінювання в бетон доцільно додавати наповнювач з більшою густиною. Також запропонована, як композитний матеріал, базальт-борна фібра, яка має значний потенціал та може бути використана в атомній енергетиці для покращення захисних властивостей біологічного захисту контейнерів зберігання відпрацьованого ядерного палива.

Ключові слова: HI-STORM, базальт-борна фібра, біологічний захист, відпрацьоване ядерне паливо, моделювання, Монте-Карло код Serpent, фотонне випромінювання.

© Романенко І. М., Трофименко О. Р., Носовський А. В., 2023

Вступ

Відпрацьоване ядерне паливо (ВЯП) є побічним продуктом процесу виробництва електроенергії на атомних електричних станціях (АЕС). Відповідно до вимог Міжнародного агентства з атомної енергії (МАГАТЕ) ВЯП має бути перероблене або законсервоване на тривалий проміжок часу з дотриманням усіх вимог безпеки зберігання [1], [2]. Одним з найпоширеніших способів тривалого зберігання ВЯП є сухе зберігання [3]. Системи безпеч-

SSTC NRS | ДЕРЖАВНЕ ПІДПРИЄМСТВО ДЕРЖАВНИЙ НАУКОВО-ТЕХНІЧНИЙ ЦЕНТР З ЯДЕРНОЇ ТА РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ

ного сухого зберігання базуються на використанні багатобар'єрного захисту [4], який обмежує поширення радіоактивних ізотопів, що містяться у ВЯП. Прикладами технології сухого зберігання можна вважати існуючі сховища, які використовуються в Канаді, Іспанії, США [5].

Україна також для себе обрала сухий спосіб зберігання ВЯП. Так, на Запорізькій АЕС реалізовано проєкт американської компанії Duke Engineering & Services (DE&S), де у вентильованих бетонних контейнерах зберігання (ВКЗ-ВВЕР) знаходяться паливні збірки, які зберігаються не менше 50-ти років. За системою зберігання NUHOMS реалізовано зберігання ВЯП енергоблоків Чорнобильської АЕС з реакторами типу РБМК (проміжне сховище сухого типу СВЯП-2). Ця система запропонована французькою фірмою FRAMATOM і забезпечує сухе зберігання ВЯП у спеціальному горизонтальному бетонному модулі. Пізніше ця технологія була модернізована з урахуванням відмінностей між характеристиками реакторів на легкій воді та реакторів Чорнобильської АЕС типу РБМК [6].

У Центральному сховищі відпрацьованого ядерного палива (ЦСВЯП), розташованому в Чорнобильській зоні відчуження, реалізовано технологію «сухого» зберігання компанії Holtec International. Ця технологія передбачає застосування контейнерів HI-STORM, у яких розміщується багатоцільовий контейнер (БЦК) з завантаженим ВЯП. Причому функцію біологічного захисту від нейтронного та фотонного випромінювання виконує бетон між двома сталевими концентричними обичайками HI-STORM [7]. Тому, саме від властивостей бетону (густина та тип наповнювача) залежить ефективність тривалого зберігання ВЯП з обмеженням радіаційного впливу на обслуговуючий персонал та навколишнє середовище. У цьому контексті виникає питання економічно доцільних можливостей покращення захисних властивостей бетону, адже зменшення дозових навантажень на людину та навколишнє середовище є і залишатиметься одним з пріоритетних векторів забезпечення підтримки використання атомної енергетики в Україні [8].

Аналіз літературних даних і постановка проблеми

На сьогодні, як захисний матеріал від іонізуючого випромінювання використовується важкий бетон, густина якого може перевищувати 2450 кг/м^3. Завдяки значній густині важкий бетон застосовують як біологічний захист під час транспортування та зберігання радіоактивних відходів [9]. Під час виготовлення важких бетонів використовують різні наповнювачі (залізо, свинець), що забезпечують максимальну міцність, але збільшують вагу конструкцій і тому важкі бетони є відносно дорогими і складними в обробці. Тому виникла ідея розробки та додавання до звичайних бетонів композитних матеріалів (наприклад, бариту, магнетиту, гематиту, серпентиніту тощо) [10], які б допомогли покращити захисні властивості та створити альтернативу важким бетонам для потреб атомної промисловості [11].

Проте ідея застосування композитних матеріалів має свої недоліки, які не дозволили застосувати її одразу. Насамперед потрібно зауважити, що більшість композитних матеріалів також є дорогими і навіть погіршують механічні властивості бетону у разі їх додавання [12]. Лише розвиток матеріалознавства дозволив знову повернутися до розробки нових композитних матеріалів, які зможуть задовольнити вимоги до захисних властивостей і матимуть покращені механічні характеристики за відносно малої собівартості. До того ж, результати останніх досліджень демонструють можливість ефективного використання меншої кількості бетону в захисних протирадіаційних конструкціях завдяки додаванню до нього поглинаючих агрегатів різного типу [13]-[15].

Отже, потреба в розробці нового захисного матеріалу, який би мав задовільні механічні, протирадіаційні та економічні характеристики, є актуальною. Такі матеріали дозволять значно зменшити вагу та вартість захисних конструкцій для зберігання ВЯП.

Мета та завдання статті. Проаналізувати ефективність захисту перспективного композитного матеріалу біологічного захисту контейнерів HI-STORM від гамма-випромінювання, яке утворюється внаслідок реакцій радіаційного поглинання нейтронів (n,γ) з утворенням вторинних фотонів. За допомогою Монте-Карло коду Serpent 2.1.31 виконати моделювання переносу фотонів від гомогенізованого джерела до поверхні контейнера HI-STORM. Кількісно оцінити ефект зменшення дозових навантажень на обслуговуючий персонал залежно від використання конкретного композитного бетону відносно звичайного бетону.

Матеріали дослідження, експериментальна частина

Бетон біологічного захисту. Бетон – це суміш, яка складається з цементу, піску, води, наповнювачів та різних добавок. Важкий бетон – це суміш з густиною від 1800 кг/м^3 до 2500 кг/м^3, що відрізняється високою міцністю. Наповнювач бетону може бути великим (гравій, граніт та вапняк розміром до 65-70 мм) та дрібним (пісок, зерна якого не перевищують 5 мм). Густина важкого бетону забезпечується завдяки правильному підбору пропорцій компонентів суміші, а його міцність залежить від активності цементу, умов і строків твердіння. Функцію біологічного захисту, для ослаблення інтенсивності радіоактивного випромінювання, виконує бетон, яким заповнено простір між двома сталевими обичайками контейнера HI-STORM.

Базальт-борна фібра. Завдяки особливим фізичним і механічним властивостям композитних матеріалів, їх використання набуло широкого розповсюдження в багатьох галузях виробництва. До таких матеріалів належать нові види фібри, якими можна армувати бетон з метою покращення його механічних властивостей. Базальт-борна фібра (ББФ) – це суміш волокон базальтової фібри насиченої оксидом бору. Довжина волокон варіюється від декількох до десятків міліметрів. Якщо їх ретельно перемішати з цементом та піском при достатній кількості води, то вийде бетонний розчин з поліпшеними механічними властивостями і значною довговічністю [16]-[19].

Процес виробництва ББФ докладно описано у статті [20].

Безпосередньо у статті розглянуто два типи базальт-борної фібри з різними концентраціями оксиду бору [21], [22]. Перший тип базальтової фібри (ББФ5) містить 5 % B_2O_3 і 95 % базальту. Другий тип базальтової фібри (ББФ10) містить 10 % B_2O_3 і 90 % базальту. Матеріальні характеристики розглянутих бетонів, а також хімічний склад базальтової фібри, наведено у статті [23].

Захист від фотонного випромінювання. Фотонне випромінювання за своїми властивостями є проникаючим [24]. Фотони під час проходження через речовину поглинаються повністю або розсіюються з частковою втратою енергії. Отже, потік фотонів під час проходження через речовину втрачає свою енергію та послаблюється [25]. Ступінь послаблення потоку фотонів залежить від енергії частинки, атомного номера ядра, та концентрації ядер [26]-[28].

Утім, фотонне випромінювання є одним з найбільш проникаючих. Особливу увагу треба приділити вторинному фотонному випромінюванню, яке утворюється внаслідок поглинання та непружного розсіювання первинних нейтронів у конструкційних матеріалах біологічного захисту. Так, вторинним випромінюванням є іонізуюче випромінювання, що виникає в результаті взаємодії первинного випромінювання з середовищем, що розглядається.

Радіоактивне поглинання нейтрона можливе за будь-якої енергії нейтронів та практично на всіх ядрах. Зі стабільних ядер існує лише одне, нездатне до поглинання нейтрона, – це ядро He^4 [29]. Унаслідок поглинання ядром нейтрона виникає збуджене складове ядро. Енергія збудження дорівнює сумі кінетичної енергії налітаючого нейтрона та енергії зв'язку нейтрона у складовому ядрі. У разі радіаційного захоплення збуджене складове ядро переходить в основний стан, випускаючи один або кілька фотонів.

У системах зберігання ВЯП значна густина первинного потоку нейтронів спричиняє утворення вторинного фотонного випромінювання безпосередньо в конструкційних матеріалах контейнера, що, зі свого боку, зменшує ступінь протирадіаційного захисту.

Монте-Карло код Serpent. Розрахунковий Монте-Карло код Serpent, розроблений науковим центром VTT Technical Research Centre of Finland Ltd. у 2004 році [30] та публічно представлений OECP/AЯE та RSICC з 2009 року. Serpent – це багатоцільовий тривимірний Монте-Карло код для вирішення задачі перенесення частинок. Першочергово код Serpent розроблявся для розв'язання завдань з розрахунку константного забезпечення для промислових ядерних реакторів, але поступово цей код почали активно використовувати для моделювання процесу перенесення нейтронів та фотонів, термоядерних досліджень, моделювання дослідницьких та підкритичних ядерних установок [31], а також об'єктів зберігання ВЯП [32].

У цій статті результати одержані з використанням версії Serpent 2.1.31 і бібліотеки оцінених ядерних даних ENDF/B-VII [33]. Розрахунки були виконані на процесорі Intel(R) Core(TM) I5-6600K CPU 3.50GHz з оперативною пам'яттю 32 Гб.

Модель для дослідження. Для розв'язування задачі переносу фотонів від джерела необхідно задати геометричні характеристики моделі, енергію частинок та інтенсивність випромінювання. У цій статті досліджувались енергії фотонів джерела ВЯП від 0,01 МеВ до 11,0 МеВ. Ізотопний склад ВЯП прийнято таким: 99 % ^{238}U та 1 % ^{235}U.

З метою спрощення розрахункової моделі, джерело фотонів (весь об'єм БЦК-31 із завантаженим ВЯП ВВЕР-1000) було гомогенізовано та наведено у вигляді циліндричної області. Схематичне зображення центрального перерізу Serpent-моделі вздовж осей OX-OY наведено у статті [23].

Засобами Serpent проводилося детектування частинок у дев'яти попередньо визначених розрахункових зонах, на які умовно було розділено простір між зовнішньою та внутрішньою поверхнями контейнера HI-STORM 190. Зони детектування є циліндричними та містяться на рівні паливного стовпа ВЯП. Внутрішні та зовнішні радіуси зон детектування, координати нижньої та верхньої меж з відповідними розрахованими об'ємами наведені у статті [23].

За допомогою опції Serpent «set ngamma 1» було відтворено процес перенесення вторинних фотонів, що утворюються в результаті радіаційного поглинання нейтронів ядрами речовини.

Інтерпретація результатів та їх апробація

Для визначення ступеня послаблення фотонного випромінювання в запропонованому композитному матеріалі використано поняття густини потоку фотонів в об'ємі детектора [16]. Коефіцієнт

SSTC NRS ДЕРЖАВНЕ ПІДПРИЄМСТВО ДЕРЖАВНИЙ НАУКОВО-ТЕХНІЧНИЙ ЦЕНТР З ЯДЕРНОЇ ТА РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ

послаблення густини потоку фотонів, що використовується для аналізу, визначається за формулою (1) [34]:

$$T_f = \frac{F_f}{F_0}, \quad (1)$$

де T_f– коефіцієнт послаблення густини потоку фотонів, в.о.;

F_f – густина потоку фотонів в об'ємі детектора, розміщеного на зовнішній стінці біологічного захисту, 1/(см^2·с);

F_0 – густина потоку фотонів в об'ємі детектора розміщеного на внутрішній стінці біологічного захисту, 1/(см^2·с).

Загалом у дослідженні було вирішено задачу переносу фотонів у бетоні біологічного захисту моделі контейнера HI-STORM від гомогенізованого джерела випромінювання. Розрахункові експерименти було проведено для чотирьох типів бетону (БЩ, БзЩ, ББББФ5, ББББФ10). У всіх рецептурах бетону дозування ББФ змінювалося від 1 кг до 20 кг на один кубометр (1 кг, 5 кг, 10 кг, 15 кг, 20 кг). Результати коефіцієнта ослаблення первинного фотонного випромінювання наведено в таблиці 1. Залежність густини потоку первинних фотонів від дозування ББФ у бетоні біологічного захисту наведено в таблиці 2.

Згідно з результатами, наведеними в таблицях 1 та 2, можна зробити висновок, що зі збільшенням масової частки ББФ у бетоні коефіцієнт послаблення первинного фотонного випромінювання від ВЯП практично не змінюється. Також зауважимо, що звичайний бетон з базальтовим щебнем має менший коефіцієнт послаблення фотонного випромінювання ніж бетон з гранітним щебнем. Отже, додавання важкого агрегату (в цьому випадку БзЩ) покращує захисні властивості бетону від гамма-випромінювання порівняно з використанням БЩ. Кращі захисні властивості бетону з БзЩ пояснюються більшою густиною. Однак додавання ББФ різної концентрації практично не дає ефекту. Відповідно до результатів можна дійти висновку, що додавання ББФ у бетон не покращує захисні властивості матеріалу від первинного фотонного випромінювання.

Для визначення вторинних фотонів, що утворилися в результаті радіаційного поглинання нейтронів у бетоні біологічного захисту від гомогенізованого джерела випромінювання, було розглянуто бетон БЩ та ББББФ5. У рецептурі бетону дозування ББФ змінювалося від 1 кг до 20 кг на кубометр (1 кг, 10 кг та 20 кг).

Таблиця 1 – Коефіцієнт ослаблення первинного фотонного випромінювання

№	Бетон	Відстань від центру моделі HI-STORM, см				
		99,775	119,775	139,775	159,775	179,775
1. Звичайні бетони						
1.1	БЩ	1,012E+00	2,768E-01	1,649E-02	1,017E-03	7,567E-05
1.2	БзЩ	1,011E+00	2,455E-01	1,287E-02	7,185E-04	5,270E-05
2. Бетони БЩ з додаванням 5 кг ББФ різного збагачення по бору						
2.1	ББББФ0501	1,011E+00	2,766E-01	1,649E-02	1,018E-03	7,595E-05
2.2	ББББФ0505	1,012E+00	2,766E-01	1,643E-02	1,012E-03	7,510E-05
2.3	ББББФ0510	1,011E+00	2,765E-01	1,647E-02	1,016E-03	7,592E-05
2.4	ББББФ0515	1,011E+00	2,761E-01	1,642E-02	1,012E-03	7,547E-05
2.5	ББББФ0520	1,011E+00	2,761E-01	1,643E-02	1,012E-03	7,537E-05
3. Бетони БЩ з додаванням 10 кг ББФ різного збагачення по бору						
3.1	ББББФ1001	1,012E+00	2,768E-01	1,648E-02	1,015E-03	7,552E-05
3.2	ББББФ1005	1,011E+00	2,766E-01	1,647E-02	1,016E-03	7,562E-05
3.3	ББББФ1010	1,011E+00	2,764E-01	1,646E-02	1,014E-03	7,541E-05
3.4	ББББФ1015	1,011E+00	2,763E-01	1,646E-02	1,015E-03	7,563E-05
3.5	ББББФ1020	1,011E+00	2,759E-01	1,642E-02	1,012E-03	7,570E-05

Таблиця 2 – Сумарна густина потоку фотонів в зонах детектування

№	Бетони	Відстань від центру моделі HI-STORM, см				
		99,775	119,775	139,775	159,775	179,775
1. Звичайні бетони						
1.1	БЩ	2,949E-07	2,177E-08	1,077E-09	5,843E-11	1,707E-12
1.2	БзЩ	2,947E-07	1,931E-08	8,404E-10	4,126E-11	1,189E-12
2. Бетони БЩ з додаванням 5 кг ББФ різного збагачення по бору						
2.1	ББББФ501	2,948E-07	2,176E-08	1,077E-09	5,846E-11	1,713E-12
2.2	ББББФ505	2,949E-07	2,176E-08	1,073E-09	5,813E-11	1,694E-12
2.3	ББББФ510	2,947E-07	2,175E-08	1,075E-09	5,835E-11	1,712E-12
2.4	ББББФ515	2,947E-07	2,172E-08	1,072E-09	5,811E-11	1,702E-12
2.5	ББББФ520	2,948E-07	2,172E-08	1,073E-09	5,811E-11	1,700E-12
3. Бетони БЩ з додаванням 10 кг ББФ різного збагачення по бору						
3.1	ББББФ1001	2,949E-07	2,177E-08	1,076E-09	5,831E-11	1,703E-12
3.2	ББББФ1005	2,947E-07	2,176E-08	1,076E-09	5,833E-11	1,705E-12
3.3	ББББФ1010	2,947E-07	2,175E-08	1,075E-09	5,826E-11	1,701E-12
3.4	ББББФ1015	2,946E-07	2,174E-08	1,075E-09	5,829E-11	1,706E-12
3.5	ББББФ1020	2,948E-07	2,170E-08	1,072E-09	5,814E-11	1,707E-12

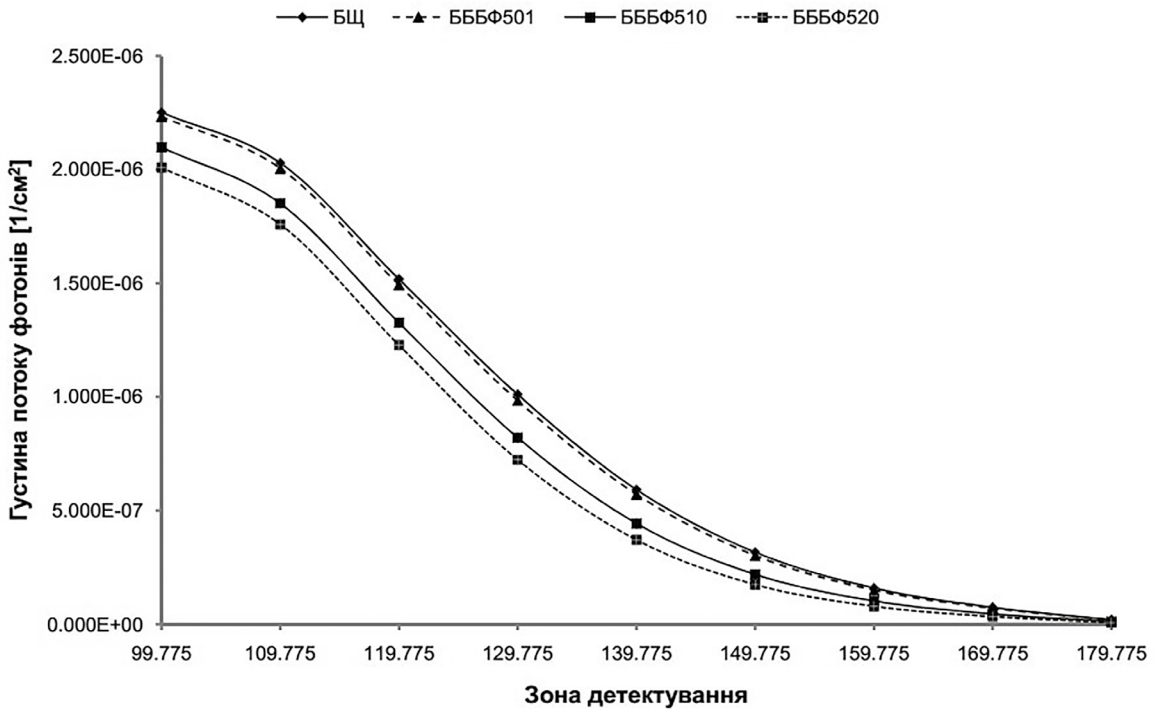

Рисунок 1 – Залежність густини потоку фотонів по товщині бетону з різним дозуванням ББФ для випадку БЩ та ББББФ5

SSTC NRS ДЕРЖАВНЕ ПІДПРИЄМСТВО ДЕРЖАВНИЙ НАУКОВО-ТЕХНІЧНИЙ ЦЕНТР З ЯДЕРНОЇ ТА РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ

Таблиця 3 – Густина потоку вторинних фотонів залежно від дозування ББФ у бетоні біологічного захисту

№	Бетони	Відстань від центру моделі HI-STORM, см				
		99,775	119,775	139,775	159,775	179,775
1. Звичайний бетон						
1.1	БЩ	2,252E-06	1,518E-06	5,929E-07	1,591E-07	1,970E-08
2. Бетони БЩ з додаванням 5 кг ББФ різного збагачення по бору						
2.1	ББББФ501	2,234E-06	1,492E-06	5,716E-07	1,507E-07	1,834E-08
2.2	ББББФ510	2,099E-06	1,327E-06	4,437E-07	1,028E-07	1,130E-08
2.3	ББББФ520	2,009E-06	1,228E-06	3,713E-07	7,858E-08	8,057E-09

Залежність густини потоку фотонів від дозування ББФ у бетоні біологічного захисту для випадків БЩ та ББББФ5 зображено на рисунку 1. Результати наведено в таблиці 3.

Порівняння бетонів армованих базальтовою фіброю з 5 % вмістом оксиду бору різного дозування та звичайного бетону з гранітним щебенем, показує зменшення густини потоку вторинних фотонів у разі використання 5 % оксиду бору порівняно зі звичайним бетоном уздовж всього біологічного захисту контейнера. Це явище пояснюється тим, що додавання оксиду бору зменшує кількість нейтронів, що призводить до зменшення кількості вторинних фотонів.

Висновки

Отримано та проаналізовано результати розрахунку задачі переносу фотонів у бетоні біологічного захисту спрощеної моделі контейнера HI-STORM. Задача переносу частинок була розв'язана методом Монте-Карло за допомогою нейтронно-фізичного коду Serpent версії 2.1.31. Джерелом випромінювання в розрахунковій моделі HI-STORM прийнято корзину БЦК-31 із завантаженим ВЯП ВВЕР-1000. Водночас всі конструкційні матеріали та ВЯП були гомогенізовані з метою спрощення розрахункової схеми.

Подібна розрахункова нейтронно-фізична модель HI-STORM уже була виконана для дослідження властивостей конструкції радіаційного захисту від нейтронного випромінювання у роботі [23].

Отримані результати проходження первинних фотонів у бетоні біологічного захисту від гомогенізованого джерела випромінювання фотонів ВЯП показують, що коефіцієнт ослаблення первинного фотонного випромінювання не зменшується зі збільшенням дозування оксиду бору. У такому разі кращі захисні властивості показує бетон з БзЩ, густина якого більша порівняно з густиною БЩ.

Результати дослідження вторинних фотонів, що утворилися в результаті радіаційного захвату нейтронів у бетоні біологічного захисту від гомогенізованого джерела випромінювання показують, що додавання базальтової фібри з оксидом бору 5 % має позитивний ефект на захисні характеристики бетону від фотонного випромінювання. Видно, що дозуванням ББФ для випадку БЩ та ББББФ5 (5 % (мас.) B_2O_3), зменшує потік нейтронів на 59 % на зовнішній стороні біологічного захисту контейнера.

Результати цієї статті показують, що модифіковані склади бетону мають перевагу порівняно з чистим бетоном у питанні зменшення вторинного фотонного випромінювання. Захисні параметри бетону значною мірою залежать від густини наповнювачів. У такий спосіб продемонстровано, що додавання ББФ до бетону має потенціал, який може бути використаний в атомній енергетиці як матеріал біологічного захисту від вторинного фотонного випромінювання з погляду поглинання частинок та зменшення можливих дозових навантажень на обслуговуючий персонал.

Список використаної літератури

1. Sorenson K. B. Safe and secure transport and storage of radioactive materials. Woodhead Publishing. 2015. 360 p.

2. Swift P. N. Safety assessment for deep geological disposal of high-level radioactive waste. *Geological repository systems for safe disposal of spent nuclear fuels and radioactive waste*. 2017. pp. 451-473.

3. Ojovan M. I., Lee W. E. An introduction to nuclear waste immobilisation. 2013. Second edition. 376 p.

4. Lee W.E., Ojovan M.I., Jantzen C.M. Radioactive Waste Management And Contaminated Site Clean-up. *Processes, Technologies And International Experience Woodhead, Cambridge*. 2013. 924 p.

5. Поводження з ВЯП: Потужності з переробки скорочуються, але стає більше сховищ. *InfoAtom*. ULR: https://infoatom.news/2022/01/28/153728012022/ (дата звернення: 28.03.22).

6. Носовский А. В., Васильченко В. Н., Павленко А. А., Письменный Е. Н. , Широков С. В. Введение в безопасность ядерных технологий. Под ред. А. В. Носовского. К.: Техніка, 2006. 360 с.

7. Актуализированный предварительный отчёт по анализу безопасности ЦХОЯТ. ДС-17/17-07. Глава 7. Биологическая защита. Редакция 1.

8. Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку : Закон України від 08.02.1995 р. № 39/95-ВР. ULR: https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/39/95-%D0%B2%D1%80#Text (дата звернення: 28.03.2022).

9. Maki Y., Ohnuma H. Application of concrete to the treatment and disposal of radioactive waste in Japan. *Nuclear Engineering and Design*. 1992. Vol. 138 (2). P. 179-188.

10. Akkurt I., Basyigit C., Kilincarslan S., Mavi B. The shielding of γ-rays by concretes produced with barite. *Progress in Nuclear Energy*. 2005. No. 46(1). P. 1-11.

11. Kaplan M. F. Concrete Radiation Shielding. New York: John Wiley & Sons, Inc. 1989. 448 p.

12. Gencel, O., Bozkurt, A., Kam, E. Korkut, T. Determination and calculation of gamma and neutron shielding characteristics of concretes containing different hematite proportions. *Annals of Nuclear Energy*. 2011. No. 38(12). P. 2719-2723.

13. Singh V. P., Ali A. M., Badiger N. M., El-Khayatt A. M. Monte Carlo simulation of gamma ray shielding parameters of concretes. *Nuclear Engineering and Design*. 2013. No. 265. P. 1071-1077.

14. El-Khayatt, A.M., Akkurt, I. Photon interaction, energy absorption and neutron removal cross section of concrete including marble. *Annals of Nuclear Energy*. 2013. No. 60. P. 8-14.

15. Akkurt, I., Akyýldýrým, H., Mavi, B., Kilincarslan, S., Basyigit, C. Photon attenuation coefficients of concrete includes barite in different rate. *Annals of Nuclear Energy*. 2010. No. 37 (7). P. 910-914.

16. Ipbüker C., Nulk H., Gulik V., Biland A., Tkaczyk A. H. Radiation shielding properties of a novel cement-basalt mixture for nuclear energy applications. *Nuclear Engineering and Design*. 2015. No. 284. P. 27-37.

17. Zorla E., Ipbuker C., Gulik V., Kovaljov S., Kiisa M., Biland A., Tkaczyk A. H. Optimization of basalt fiber in concrete composite for industrial application in Estonia. *Fresenius Environmental Bulletin*. 2016. No. 25(1). P. 355-364.

18. Chuvashov Y., Jashchenko O., Diduk I., Gulik V. The Investigation of Fiber Surface Condition from Basalt-like Rocks for Enhanced Industrial Applications. *Journal of Natural Fibers*. 2020. P. 1-10.

19. Pastsuk V., Kiisk, M., Lõhmus R., Merisalu M., Kovaljov S., Biland, A., Gulik, V. Selection of basalt fiber with resistance to concrete alkaline environment. *SN Applied Sciences.* 2020. No. 2(11). 1842 p.

20. Zorla E., Ipbüker C., Biland A., Kiisk M., Kovaljov S., Tkaczyk A. H., Gulik V. Radiation shielding properties of high performance concrete reinforced with basalt fiers infused with natural and enriched boron. *Nuclear Engineering and Design*. 2017. No. 313. P. 306-318.

21. Романенко І. М., Голюк М. І., Носовський А. В., Власенко Т. С., Гулік В. І. Дослідження нового композитного матеріалу на основі надважкого бетону і базальтової фібри для радіаційного захисту від нейтронного випромінювання. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2018. № 3(79). С. 42-47. doi:10.32918/nrs.2018.3(79).07.

22. Романенко І. М., Голюк М. І., Носовський А. В., Власенко 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.

23. Романенко І. М., Трофименко О. Р., Голюк М. І., Письменний Є. М., Носовський А. В. Дослідження різних видів бетонів для біологічного захисту контейнерів HI-STORM. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2022. № 1(93). С. 53-61. doi:10.32918/nrs.2022.1(93).06.

24. Хотяїнцева О. М., Хотяїнцев В. М., Голюк М. І., Носовський А. В., Гулік В. І. Моделювання транспорту фотонів в коді Serpent на прикладі розрахунку біологічного захисту. *Ядерна та радіаційна безпека*. 2021. № 4(92). С. 40-52. doi:10.32918/nrs.2021.4(92).06.

25. Лекції з ядерної фізики. 3.2.3. Гамма-випромінювання. Взаємодії ϒ- променів з речовиною. *Вінницький національний технічний університет.* URL: https://studfile.net/preview/3904185/page:8 (дата звернення: 18.04.2022).

26. Akkurt I., Mavi B., Akkurt A., Basyigit C., Kilincarslan S., Yalim H.A. Study on Z dependence of partial and total mass attenuation coefficients. *Journal of Quantitative Spectroscopy and Radiative Transfer.* 2005. No. 94(3). P. 379-385.

27. Morgan K. Z., Turner J. E. Principles of Radiation Protection. *John Wiley & Sons, New York*. 1967. 622 p.

28. Bootjomchai C., Laopaiboon J., Yenchai C., Laopaiboon R. Gamma-ray shielding and structural properties of barium-bismuth-borosilicate glasses. *Radiation Physics and Chemistry*. 2012. No. 81(7). P. 785-790.

29. Радиационный захват нейтрона. URL: https://studme.org/229223/matematika_himiya_fizik/radiatsionnyy_zahvat_neytrona (дата звернення: 18.04.2022).

30. Serpent a continuous-energy Monte Carlo reactor physics burnup calculation code. Overview. URL: http://montecarlo.vtt.fi (дата звернення: 18.04.2022).

31. Trofymenko O. R., Nosovskyi A. V., Gulik, V. I. Use of the Monte Carlo Serpent code for modeling the second series of experimental data of KUCA subcritical installation. *Problems of Atomic Science and Technology*. 2019. No 5(123). P. 88-93.

32. Трофименко О. Р., Романенко І. М., Голюк М. І., Грицюк Х. В., Куцин П. М., Носовський А. В., Письменний Є. М., Гулік В. І. Тривимірна нейтронно-фізична модель системи зберігання відпрацьованого ядерного палива. 2021. *Ядерна енергетика та довкілля*. № 1(20). С. 51-59.

33. Risner J., Wiarda D., Dunn M., Miller T., Peplow D., Patton,B. Production and testing of the VITAMIN-B7 fine-group and BUGLE-B7 broad -group coupled neutron/gamma cross-section libraries derived from ENDF/B-VII.0. Nuclear data. Technical report ORNL/TM-2011/12. *Oak Ridge National Laboratory*. 2011.

34. Sharifi Sh., Bagheri, R., Shirmardi, S. 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. No 53. P. 529-534.

References

1. Sorenson, K., B. (2015). Safe and secure transport and storage of radioactive materials. Woodhead Publishing, 360 p.

2. Swift, P., N. (2017). Safety assessment for deep geological disposal of high-level radioactive waste. *Geological repository systems for safe disposal of spent nuclear fuels and radioactive waste*, 451-473.

3. Ojovan, M., I., Lee, W., E. (2013). An introduction to nuclear waste immobilisation. Second edition, 376 p.

4. Lee, W., E., Ojovan, M., I., Jantzen, C., M. (2013). Radioactive waste management and contaminated site clean-up. *Processes, Technologies and International Experience Woodhead,* Cambridge, 924 p.

5. SNF management: Processing capacity is reduced, but more storage is available. *InfoAtom*. Retrieved on 23 March 2022, from: https://infoatom.news/2022/01/28/153728012022.

6. Nosovskyi, A., Vasylchenko, V., Pavlenko, A., Pysmennyi, E., Shyrokov, S. (2006). Introduction to the safety of nuclear technologies. Edited by Doctor of Technical Sciences, Professor A. Nosovskyi. Kyiv, Technika, 360 p.

7. Updated preliminary report on safety analysis of CSFSF. DS-17/17-07. Chapter 7. Biological protection. Revision 1.

8. Law of Ukraine "On the Use of Nuclear Energy and Radiation Safety". Retrieved on 28 March 2022 from: https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/39/95-%D0%B2%D1%80#Text.

9. Maki, Y., Ohnuma, H. (1992). Application of concrete to the treatment and disposal of radioactive waste in Japan. *Nuclear Engineering and Design*, 138 (2), 179-188.

10. Akkurt, I., Basyigit, C., Kilincarslan, S., Mavi, B. (2005). The shielding of γ-rays by concretes produced with barite. *Progress in Nuclear Energy,* 46, 1-11.

11. Kaplan, M., F. (1989). Concrete Radiation Shielding. New York: John Wiley & Sons, Inc. 448 p.

12. Gencel, O., Bozkurt, A., Kam, E. Korkut, T. (2011). Determination and calculation of gamma and neutron shielding characteristics of concretes containing different hematite proportions. *Annals of Nuclear Energy*, 38, 2719-2723.

13. Singh, V., P., Ali, A., M., Badiger, N., M., El-Khayatt, A., M. (2013). Monte Carlo simulation of gamma ray shielding parameters of concretes. *Nuclear Engineering and Design,* 265, 1071-1077.

14. El-Khayatt, A., M., Akkurt, I. (2013). Photon interaction, energy absorption and neutron removal cross section of concrete including marble. *Annals of Nuclear Energy*, 60, 8-14.

15. Akkurt, I., Akyýldýrým, H., Mavi, B., Kilincarslan, S., Basyigit, C. (2010). Photon attenuation coefficients of concrete includes barite in different rate. *Annals of Nuclear Energy*, 37 (7), 910-914.

16. Ipbüker, C., Nulk, H., Gulik, V., Biland, A., Tkaczyk, A., H. (2015). Radiation shielding properties of a novel cement-basalt mixture for nuclear energy applications. *Nuclear Engineering and Design*, 284, 27-37.

17. Zorla, E., Ipbuker, C., Gulik, V., Kovaljov, S., Kiisa, M., Biland, A., Tkaczyk, A., H. (2016). Optimization of basalt fiber in concrete composite for industrial application in Estonia. *Fresenius Environmental Bulletin*, 25(1), 355-364.

18. Chuvashov, Y., Jashchenko, O., Diduk, I., Gulik, V. (2020). The investigation of fiber surface condition from basalt-like rocks for enhanced industrial applications. *Journal of Natural Fibers*, 1-10.

19. Pastsuk, V., Kiisk, M., Lõhmus, R., Merisalu, M., Kovaljov, S., Biland, A., Gulik, V. (2020). Selection of basalt fiber with resistance to concrete alkaline environment. *SN Applied Sciences,* 2(11), 1842 p.

20. Zorla, E., Ipbüker, C., Biland, A., Kiisk, M., Kovaljov, S., Tkaczyk, A., H., Gulik, V. (2017). Radiation shielding properties of high performance concrete reinforced with basalt fibers infused with natural and enriched boron. *Nuclear Engineering and Design,* 313, 306-318.

21. Romanenko, I., Holiuk, M., Nosovsky, A., Vlasenko, T., Gulik, V. (2018). Investigations of neutron radiation shielding properties for a new composite material based on heavy concrete and basalt fiber. *Nuclear and Radiation Safety,* 3(79), 42-47. doi:10.32918/nrs.2018.3(79).07.

22. Romanenko, I., Holiuk, M., Nosovskyi, 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.

23. Romanenko, I., Trofymenko, O., Holiuk, M., Pysmennyy, E., Nosovskyi, A. (2022). Research of different types of concrete for biological protection of HI-STORM Casks. *Nuclear and Radiation Safety*, 1(93), 53-61. doi:10.32918/nrs.2022.1(93).06.

24. Khotiaintseva, O., Khotiaintsev, V., Goliuk, M., Nosovskyi, A., Gulik, V. (2021). Photon transport simulation by Serpent code: example of biological shielding calculation. *Nuclear and Radiation Safety*, 4(92), 40-52. doi:10.32918/nrs.2021.4(92).06.

25. Lectures on nuclear physics. 3.2.3. Gamma radiation. Interactions of ϒ-rays with material. Vinnytsia National Technical University. Retrieved on 18 April 2022, from: https://studfile.net/preview/3904185/page:8.

26. Akkurt, I., Mavi, B., Akkurt, A., Basyigit, C., Kilincarslan, S., Yalim, H. A. (2005). Study on Z dependence of partial and total mass attenuation coefficients. *Journal of Quantitative Spectroscopy and Radiative Transfer,* 94, 379-385.

27. Morgan, K., Z., Turner, J., E. (1967). Principles of radiation protection. John Wiley & Sons, New York, 622 p.

28. Bootjomchai, C., Laopaiboon, J., Yenchai, C., Laopaiboon, R. (2012). Gamma-ray shielding and structural properties of barium-bismuth-borosilicate glasses. *Radiation Physics and Chemistry*, 81 (7), 785-790.

29. Radiation neutron capture. Retrieved on 18 April 2022, from: https://studme.org/229223/matematika_himiya_fizik/radiatsionnyy_zahvat_neytrona.

30. Serpent a continuous-energy Monte Carlo reactor physics burnup calculation code. Overview. Retrieved on 18 April 2022, from: http://montecarlo.vtt.fi.

31. Trofymenko, O., Nosovskyi, A., Gulik, V. (2019). Use of the Monte Carlo Serpent code for modeling the second series of experimental data of KUCA subcritical installation. *Problems of Atomic Science and Technology*, 5(123), 88-93.

32. Trofymenko, O., Romanenko, I., Holiuk, M., Grytsyuk, Kh., Kutsin, P., Nosovskyi, A., Pysmennyy, E., Gulik, V. (2021). Three-dimensional neutronic model of spent nuclear fuel storage system. *Nuclear Energy and the Environment,* 1(20), 51-59.

33. Risner, J., Wiarda, D., Dunn, M., Miller, T., Peplow, D., Patton, B. Production and testing of the VITAMIN-B7 fine-group and BUGLE-B7 broad-group coupled neutron/gamma cross-section libraries derived from ENDF/B-VII.0. Nuclear data. Technical report ORNL/TM-2011/12. Oak Ridge National Laboratory, 2011.

34. Sharifi, Sh., Bagheri, R., Shirmardi, S. (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.

Research of Different Concrete Types for Biological Protection of HI-STORM Casks against Photon Radiation

I. Romanenko, O. Trofymenko, A. Nosovskyi

Institute for Safety Problems of NPPs of the National Academy of Sciences of Ukraine, Kyiv Ukraine

A new composite material for radiation protection against photon radiation based on heavy concrete reinforced with basalt boron fiber is presented. It can be used in the biological protection of HI-STORM casks for the storage of spent nuclear fuel. The passage of photon radiation in this material was simulated using the Serpent Monte Carlo code. Two cases are considered. In the first case, two types of heavy concrete were studied: concrete with granite aggregate and concrete with basalt aggregate. Two types of basalt-boron fiber with different concentrations of boron oxide were added to concrete with granite rubble. The first type of basalt fiber contains 5% of B_2O_3 mass and 95% of basalt mass. The second type of basalt fiber contains 10% of B_2O_3 and 90% of basalt. From 1 kg to 20 kg of basalt-boron fiber were added to 1 m^3 of concrete with granite rubble. The Monte Carlo method was used to simulate the radiation absorption of neutrons and the subsequent formation and passage of photons through the concrete of the biological protection for the HI-STORM cask.

The protective properties of concrete with the addition of basalt fiber and different mass content of boron oxide (5% and 10%) were analyzed.

Modified concrete compositions have more advantages compared to ordinary concrete. It has been demonstrated that in order to improve the protective properties against photon radiation, it is advisable to add a filler with a higher density to concrete. In addition, basalt-boron fiber proposed as a composite material has significant potential and can be used in nuclear power to improve the protective properties of the biological protection for spent nuclear fuel storage casks.

Keywords: HI-STORM, spent nuclear fuel, basalt-boron fiber, biological protection, Monte Carlo Serpent code, modeling, gamma radiation.

Отримано 14.02.2023