

О. Р. Трофименко¹, І. М. Романенко¹, М. І. Голюк¹, Х. В. Грицюк¹, П. М. Куцин¹, А. В. Носовський^{1,2},
Є. М. Письменний², В. І. Гулік¹

¹ Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Лисогірська, 12, Київ, 03028, Україна

² Національний технічний університет України «Київський політехнічний інститут імені Ігоря Сікорського»,
просп. Перемоги, 37, Київ, 03056, Україна

Тривимірна нейтронно-фізична модель системи зберігання відпрацьованого ядерного палива

Ключові слова:

АЕС,
відпрацьоване ядерне паливо,
сховище,
модель контейнера зберігання,
Монте-Карло моделювання,
Монте-Карло код Serpent.

Поводження з відпрацьованим ядерним паливом є однією з найактуальніших проблем атомної енергетики України. Для вирішення цієї проблеми, а також для підвищення енергетичної незалежності України в зоні відчуження Чорнобильської АЕС завершується будівництво Централізованого сховища відпрацьованого ядерного палива (ЦСВЯП) для зберігання палива Хмельницької, Рівненської та Южно-Української АЕС із проектним терміном 100 років. Технологія ЦСВЯП базується на зберіганні тепловидільних збірок (ТВЗ) у вентильованих бетонних контейнерах HI-STORM виробництва компанії Holtec International. Довготривала експлуатація сховища відпрацьованого ядерного палива (СВЯП) потребує чіткого розуміння всіх процесів (теплогідравлічних, нейтронно-фізичних, процесів старіння тощо), що відбуваються в контейнерах HI-STORM. А цього неможливо досягти без моделювання вищенаведених процесів сучасними спеціалізованими програмами. Стаття присвячена розробці моделі перенесення гамма-квантів та нейтронів у системі зберігання HI-STORM. Модель була розроблена за допомогою сучасного Монте-Карло коду Serpent. Представлена модель складається з моделей 31 відпрацьованої ТВЗА 438MT виробництва компанії ТВЕЛ, моделі БЦК-31 та моделі HI-STORM 190. Модель дозволяє виконувати широкий спектр наукових завдань, необхідних під час експлуатації ЦСВЯП.

Вступ

На сьогоднішні атомними електростанціями (АЕС) забезпечується більше 50 % генерації електроенергії України. На вітчизняних АЕС експлуатуються 13 атомних енергоблоків з реакторами типу ВВЕР-1000 та два енергоблоки з реакторами ВВЕР-440 [1]. При цьому питання переробки та зберігання відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) залишається не вирішеним до кінця. ВЯП українських АЕС з реакторами типу ВВЕР-1000 (крім Запорізької АЕС)

тимчасово зберігаються у приреакторних басейнах витримки (БВ) з подальшим вивезенням ВЯП на переробку до Росії. Під ВЯП розуміють ядерне паливо, опромінене в активній зоні реактора та остаточно з неї вилучене [2, 3].

На теперішній час у світі питання поведження з ВЯП має три основні напрямки розвитку: захоронення ВЯП після проміжного зберігання протягом багатьох десятиліть (США, Фінляндія, Швеція) [4], переробка ВЯП (Франція, Великобританія, Японія та ін.) [5] та довготривале безпечне зберігання ВЯП

© О. Р. Трофименко, І. М. Романенко, М. І. Голюк, Х. В. Грицюк,
П. М. Куцин, А. В. Носовський, Є. М. Письменний, В. І. Гулік, 2021

у проміжних сховищах до прийняття рішення щодо подальшого захоронення або переробки. Україна, як і більшість країн, що розвивають атомну енергетику, прийняла для себе третій напрямок. Зберігання ВЯП у такий спосіб дає змогу одержати запас часу для остаточного вибору поведінки з відпрацьованим паливом з урахуванням новітніх і майбутніх можливостей науки і техніки.

Зараз в Україні в зоні відчуження Чорнобильської АЕС експлуатується сховище ВЯП «мокрого» типу (СВЯП-1), де зберігається паливо реакторів РБМК-1000 Чорнобильської АЕС [6]. У 2020 р. на промисловому майданчику СВЯП-2 Чорнобильської АЕС були завершені «гарячі» випробування та було розміщено два двостінні екрановані пенали, завантажені ВЯП із СВЯП-1, у бетонні модулі на довгострокове зберігання протягом 100 років. З 2001 р. на Запорізькій АЕС експлуатується сухе сховище ВЯП (ССВЯП), де зберігається ВЯП із шести блоків ВВЕР-1000 Запорізької АЕС. Технологія сховища Запорізької АЕС базується на зберіганні паливних збірок у вентильованих бетонних контейнерах (виробник Duke Engineering & Services (DE&S)), що розташовані на спеціальному майданчику в межах АЕС. Паливо Хмельницької, Рівненської та Южно-Української АЕС вивозилося на переробку (з реакторів ВВЕР-440 Рівненської АЕС) і тимчасове зберігання та переробку в Росії (з реакторів ВВЕР-1000). Зараз у зоні відчуження Чорнобильської АЕС завершується будівництво Централізованого сховища ВЯП (ЦСВЯП), де найближчі 100 років буде зберігатися паливо Хмельницької, Рівненської та Южно-Української АЕС. Технологія сховища ЦСВЯП базується на зберіганні тепловідільних збірок (ТВЗ) у вентильованих бетонних контейнерах виробництва компанії Holtec International [7].

Спочатку ТВЗ з ВЯП завантажуються в багатопільові контейнери (БЦК) у реакторних відділеннях енергоблоків АЕС. Потім здійснюється транспортування БЦК з ВЯП до ЦСВЯП у спеціальному контейнері HI-STAR. Доставлені БЦК з ВЯП розміщуються в захисні вентильовані контейнери HI-STORM для подальшого зберігання їх на території ЦСВЯП [8].

Контейнери HI-STORM 190 із БЦК мають складну структуру. Вони мають забезпечувати безпечно зберігання ВЯП протягом 100 років, гарантуючи надійний відвід тепла, неруйнування ВЯП зовнішнім середовищем та захист обслуговуючого персоналу від радіоактивного опромінення. БЦК складається з герметичного корпусу та паливного чохла стільникової конструкції. Герметичний корпус являє

собою циліндричний контейнер із нержавіючої сталі, що складається з двох незалежних оболонок (одна в одній) і забезпечує відповідну ізоляцію та умови зберігання ВЯП. Контейнер HI-STORM призначений для зберігання БЦК і виконує функції біологічного та механічного захисту й пасивного тепловідведення від ВЯП, що зберігається в БЦК.

Моделювання контейнерів для зберігання ВЯП та процесів, що там відбуваються, є важливим завданням для безпечного поведінки з ВЯП. Так, моделювання процесів перенесення тепла дозволяє аналізувати та прогнозувати температуру ВЯП [9]. Моделювання перенесення нейтронів та фотонів дає змогу аналізувати рівень захисних властивостей контейнера від випромінювання [10], оптимізувати завантаження БЦК збірками різних виробників і різного рівня вигорання [11] та оцінити біологічний захист у відношенні нейтронного та гамма-випромінювання [7]. Детальна нейтронно-фізична модель контейнера HI-STORM та БЦК з ВЯП у перспективі дозволить оцінити зміну ізотопного складу матеріалів контейнера, що буде використано для менеджменту процесів старіння на ЦСВЯП [13].

Стаття присвячена розробці тривимірної нейтронно-фізичної моделі контейнера для зберігання ВЯП на ЦСВЯП. З високим рівнем деталізації було змодельовано відпрацьовані збірки виробництва компанії ТВЕЛ (ТВЗА 438МТ), БЦК-31 та HI-STORM 190. Під час моделювання був використаний Монте-Карло код Serpent, що дає змогу проводити розрахунок перенесення нейтронів та фотонів, а також моделювання зміни ізотопного складу протягом усього періоду експлуатації ЦСВЯП. Розроблена тривимірна модель контейнера для зберігання ВЯП була використана для розрахунків перенесення нейтронів і фотонів у «Програмі науково-технічного супроводу на етапах будівництва та введення в експлуатацію ЦСВЯП» [28].

Матеріали дослідження, експериментальна частина

Система зберігання ВЯП — HI-STORM. Система зберігання HI-STORM — це комплекс зберігання ВЯП, що складається з контейнера HI-STORM 190 (виконаного зі сталі та бетону) і БЦК-31, що містить у собі 31 збірку ВЯП реактора ВВЕР-1000. Система зберігання HI-STORM забезпечує фізичний захист БЦК та радіаційний захист обслуговуючого персоналу. Система зберігання HI-STORM призначена для

довгострокового зберігання БЦК з ВЯП. Також система зберігання HI-STORM працює як біологічний захист — система екранів або захисних оболонок, що послаблюють інтенсивність випромінювання. На першому етапі експлуатації ЦСВЯП контейнери HI-STORM 190 та БЦК-31 будуть виготовлятися у США та транспортуватись в Україну. Тільки бетон для контейнерів HI-STORM 190 буде виготовлятися безпосередньо на майданчику ЦСВЯП. Проектні показники радіаційно-захисного бетону для виготовлення контейнерів HI-STORM 190 повинні відповідати вимогам компанії Holtec International [26].

Бетон контейнера HI-STORM 190. Для біологічного захисту контейнера HI-STORM 190 був змодельований спеціальний бетон на основі гранітного щебню з густиною $2,4 \text{ г/см}^3$ і з витратою компонентів на 1 м^3 : цемент — 450 кг, пісок (Мкр = 1,33) — 660 кг, щебінь (фр. 5–10 мм) — 400 кг, щебінь (фр. 10–20 мм) — 780 кг, вода — 160 л, суперпластифікатор PF2695 — 0,75 % від маси цементу. Рецепт цього бетону був розроблений співробітниками Інституту проблем безпеки АЕС НАН України разом з Державним науково-дослідним інститутом будівельних конструкцій (Київ, Україна) [14].

Монте-Карло код Serpent. Для моделювання перенесення нейтронів та гамма-квантів у складних геометричних системах, як правило, використовуються коди, що базуються на стохастичних методах (метод Монте-Карло) [15]. Найбільш відомим Монте-Карло кодом є код MCNP, розробка та вдосконалення якого розпочалися в Лос-Аламосі з 1970-х років і продовжуються дотепер [16]. Код MCNP — це потужний інструмент для моделювання перенесення нейтронів, фотонів, електронів та космічних часток у різних середовищах і геометріях та для широкого спектра завдань: від реакторних розрахунків до медичних завдань [17–19]. Код MCNP часто використовується для досліджень, пов'язаних із сховищами ВЯП [20, 21]. Спеціалісти компанії Holtec International також використовували код MCNP для досліджень, направлених на розробку системи зберігання HI-STORM в Україні. На жаль, через політику обмеження використання розрахункових кодів для третіх країн, до недавнього часу українські організації могли застосовувати тільки застарілу версію MCNP, що значно обмежувало потенціал цього коду для розрахунків. Як серйозна альтернатива коду MCNP у VTT (Фінляндія) із 2004 р. розвивається новий код Serpent, який українські організації можуть безкоштовно отримати через NEA Data Base [22]. На сьогодні остання версія коду Serpent (Serpent 2.1.31) має досить значний функціонал для

розрахунків, пов'язаних зі сховищами ВЯП: 1) модуль вигорання, що дозволяє моделювати вигорання ядерного палива в ядерному реакторі та зміну ізотопного складу в БВ для отримання ізотопного складу ВЯП; 2) можливість моделювання перенесення нейтронів та фотонів від зовнішнього джерела; 3) можливість моделювання вигорання (наприклад, бору) із часом у комбінації із зовнішнім джерелом нейтронів. Сектор матеріалів і моделювання для ядерних установок в Інституті проблем безпеки АЕС НАН України має значний досвід використання коду Serpent з 2012 р. для різних наукових завдань [23–25].

Опис Serpent-моделі системи зберігання HI-STORM

Розрахункова модель HI-STORM 190 із завантаженим БЦК-31 виконана за допомогою нейтронно-фізичного Монте-Карло коду Serpent версії 2.1.31. Розроблена модель дозволяє проводити точні розрахунки перенесення нейтронів та гамма-випромінювання від ВЯП, розміщеного в БЦК-31.

Під час створення розрахункової Serpent-моделі автори дотримувалися принципу максимально прийнятної деталізації геометричної структури та матеріальних особливостей реального контейнера HI-STORM 190 із завантаженим у БЦК-31 паливом ТВ3А 438МТ [14].

Основні геометричні характеристики БЦК-31 [27], см

Висота корзини БЦК	440,0
Внутрішній діаметр чарунки ВТВ3	24,36
Внутрішній діаметр БЦК	187,5
Зовнішній діаметр БЦК	192,4
Висота внутрішнього простору БЦК	461,8
Загальна висота БЦК	511,7
Товщина внутрішньої кришки	20,0
Товщина зовнішньої кришки	10,2
Товщина внутрішнього днища	5,08
Товщина зовнішнього днища	7,6
Максимальна кількість розміщених ВТВ3	31 неушкоджена ВТВ3

Геометрія БЦК-31. Цей контейнер призначений для розміщення відпрацьованих тепловідільних збірок (ВТВ3) енергоблоків з реакторами типу ВВЕР-1000, включаючи завантаження ВТВ3 з БВ на енергоблоці, перевезення їх із майданчика АЕС

у ЦСВЯП і довгострокове зберігання на ЦСВЯП. БЦК забезпечує локалізацію ВТВЗ під час завантаження їх на енергоблоці, перевезення з енергоблоків у ЦСВЯП і довгострокове зберігання. Після завантаження ВТВЗ кришки БЦК герметично заварюються, а внутрішня порожнина заповнюється сухим інертним газом (гелієм). Паливна корзина БЦК-31 виготовлена з нержавіючої сталі і призначений для розміщення ВТВЗ реакторів типу ВВЕР-1000.

Геометрія контейнера HI-STORM 190. Проектні властивості цього контейнера розроблено з метою спрощення і скорочення кількості транспортно-технологічних операцій з ВЯП на майданчику сховища, мінімізації необхідного обсягу контролю під час експлуатації, а також забезпечення максимального радіаційного захисту персоналу ЦСВЯП та мінімізації потужності дози в межах майданчика ЦСВЯП.

Основні геометричні характеристики контейнера HI-STORM 190, см

Зовнішній діаметр контейнера	353,06
Внутрішній діаметр (без урахування направляючих БЦК)	205,74
Висота (без кришки/з кришкою)	526,9/569,8
Зовнішній діаметр днища	355,6
Товщина днища	7,6

Serpent-модель системи зберігання HI-STORM.

Serpent-модель розроблено таким чином, щоб на місці БЦК-31 можна було розташувати будь-який інший контейнер без зміни або реструктуризації поверхонь та матеріальних областей HI-STORM 190. Тому представлену роботу варто розцінювати як об'єднання двох незалежних моделей, а саме HI-STORM 190 та БЦК-31. Таким підходом передбачено проведення розрахункових аналізів HI-STORM 190 та БЦК-31, за необхідності, окремо один від одного.

Авторами статті показано поперечний (у координатах X-Y) центральний перетин контейнерів HI-STORM 190 і БЦК-31 з ВЯП ВВЕР-1000 (область ВЯП). Serpent-візуалізацію представленої розробленої моделі показано на рис. 1-7. Вигляд центрального перерізу моделі вздовж осей X та Y представлено на рис. 1 і 2 відповідно.

Умовно модель можна розділити на певну кількість шарів уздовж вертикальної координатної осі Z. На рис. 3-5 представлено перерізи для певних координат Z по висоті контейнера HI-STORM 190. На рис. 3 зображено днище корпусу HI-STORM 190, а також утоплений гвинт кришки.

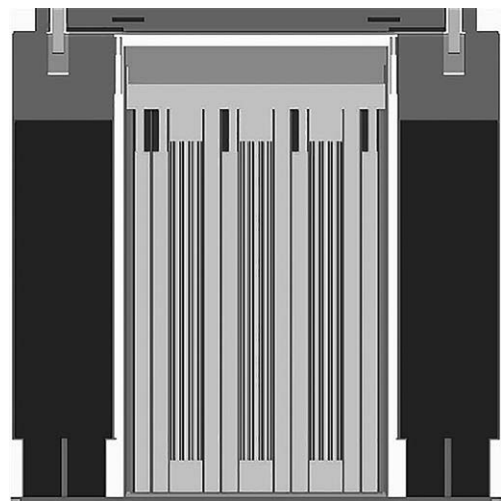


Рис. 1. Візуалізація центрального перерізу Serpent-моделі вздовж осі X

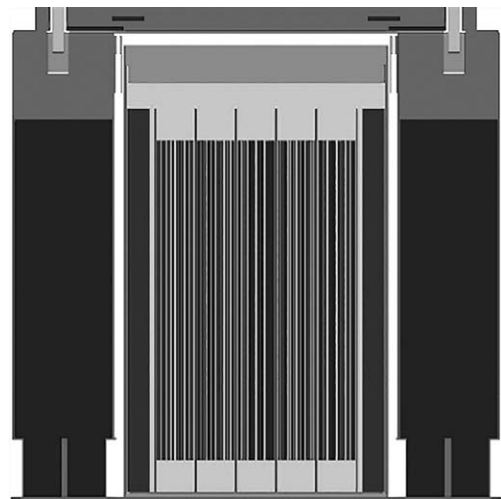


Рис. 2. Візуалізація центрального перерізу Serpent-моделі вздовж осі Y

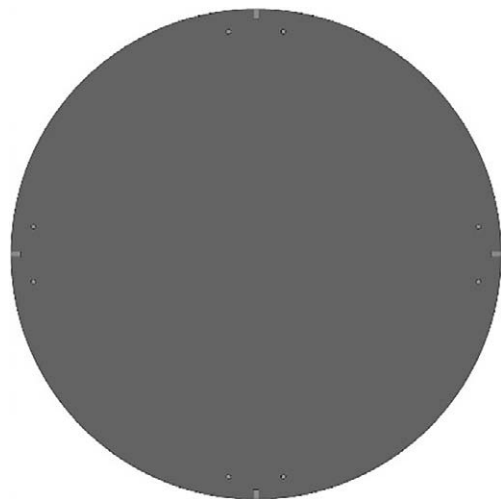


Рис. 3. Візуалізація перерізу Serpent-моделі вздовж осі Z на висоті Z = 3,81 см

На рис. 4 зображено зовнішню та внутрішню обичайки і біологічний захист корпусу HI-STORM 190; підймальні ребра, захисні пластини впуску повітрязбірників, зовнішнє днище та зовнішню обичайку БЦК-31.

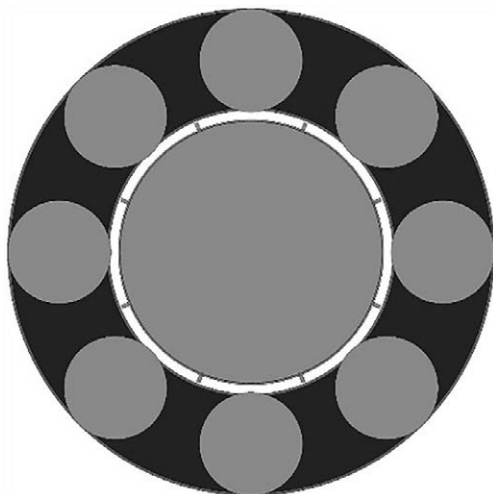


Рис. 4. Візуалізація перерізу Serpent-моделі вздовж осі Z на висоті $Z = 7,77$ см

На рис. 5 зображено зовнішню та внутрішню обичайки і біологічний захист корпусу HI-STORM 190; пластини впуску, пластини гамма-захисту, впускні захисні труби, підймальні ребра, внутрішнє днище, зовнішню та внутрішню обичайки БЦК-31.

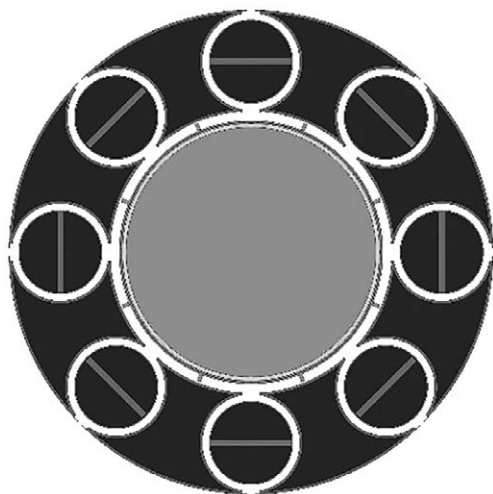


Рис. 5. Візуалізація перерізу Serpent-моделі вздовж осі Z на висоті $Z = 11,50$ см

На рис. 6 зображено зовнішню та внутрішню обичайки і біологічний захист корпусу HI-STORM 190; пластини впуску, пластини гамма-захисту, впускні захисні труби, підймальні ребра, зовнішню та вну-

трішню обичайки БЦК-31, опорні елементи корзини, трикутні направляючі (прокладки, опорні елементи корзини), а також панелі самої корзини БЦК-31.

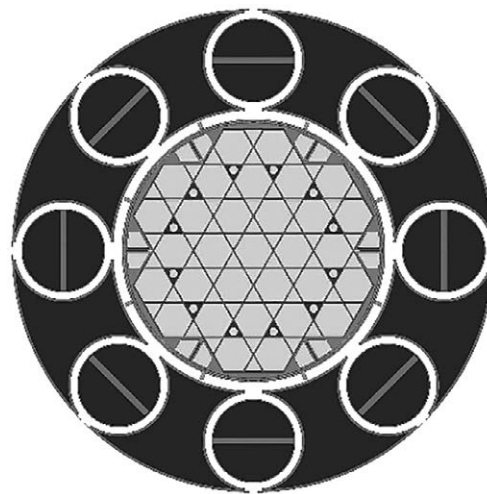


Рис. 6. Візуалізація перерізу Serpent-моделі вздовж осі Z на висоті $Z = 19,65$ см

На рис. 7 зображено зовнішню та внутрішню обичайки і біологічний захист корпусу HI-STORM 190; пластини гамма-захисту, верхні пластини впуску, зовнішню та внутрішню обичайки БЦК-31, опорні елементи, трикутні направляючі (прокладки) і панелі корзини БЦК-31, а також умовні перерізи шестигранних чарунок.

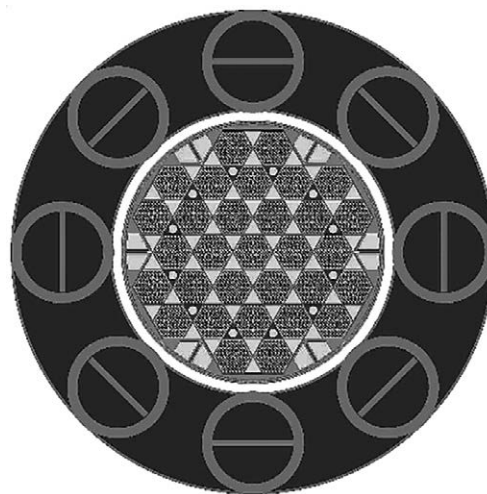


Рис. 7. Візуалізація перерізу Serpent-моделі вздовж осі Z на висоті $Z = 72,375$ см

Як видно з наведених рисунків, розроблена модель системи зберігання HI-STORM має високий рівень деталізації як геометрії, так і матеріального складу, що дає змогу отримувати результати високої точності під

час Монте-Карло моделювання перенесення нейтронів і гамма-квантів. Також представлена Serpent-модель, розроблена за модульним принципом, завдяки якому окремі моделі кожної ВТВЗ можуть мати свої індивідуальні властивості. Іншими словами, у кожне з 31 місця для ТВЗ у БЦК-31 можна буде поставити індивідуальну ВТВЗ зі специфічним ізотопним складом та геометрією — наприклад, ТВЗ різних виробників — ТВЗА та ТВЗМ (Росія), ТВЗW та ТВЗWR (Westinghouse). Надалі це дасть можливість моделювати майданчик ЦСВЯП із багатьма контейнерами зберігання НІ-STORM, в яких розміщені БЦК-31 з індивідуальними завантаженнями ВТВЗ відповідно до АЕС, з яких вони були привезені. Детальна Монте-Карло модель дозволить правильно враховувати вигоряння нейтронних поглиначів у корзині БЦК-31, а саме матеріал Metamic, що у своєму складі має додатковий поглинач нейтронів — карбід бору.

Висновки

Модель була розроблена за допомогою Монте-Карло коду Serpent, що дає змогу виконувати тривимірне моделювання розповсюдження нейтронів та гамма-квантів від ВТВЗ через БЦК-31 та НІ-STORM 190 в повітря, що його оточує. Модель дає можливість розміщувати так звані детектори в будь-якому місці геометрії для розрахунку потоків нейтронів та фотонів, поглинутих доз нейтронного та фотонного випромінювання та нейтронних флюєнсів у бетонному біологічному захисті.

Модульна структура розробленої моделі дозволяє проводити розрахунки окремих частин системи зберігання НІ-STORM. Крім того, існує можливість задавати індивідуальні геометричні та матеріальні характеристики всіх конструкційних елементів кожної розміщеної ВТВЗ реактора типу ВВЕР-1000, а також окремо БЦК-31 та безпосередньо контейнера НІ-STORM 190.

Варто зазначити, що передбачено можливість задавати ізотопний склад кожної ВТВЗ згідно з історією її опромінення в реакторі та часом зберігання в БВ. Також модель дозволяє реалізувати розрахунок флюєнсу нейтронів у бетоні біологічного захисту та можливості моделювання вигоряння (наприклад, бору) з часом у комбінації із джерелом випромінювання.

За допомогою розробленої моделі було змодельовано процеси перенесення нейтронів та фотонів у всьому об'ємі контейнера НІ-STORM, включаючи розміщений БЦК-31 із завантаженими ВТВЗ. У результаті роботи було отримано чисельні значення

потоків розглянутих частинок від джерела з метою дослідження можливих дозових навантажень на обслуговуючий персонал. Крім того, розроблена модель активно використовується в дослідженні поглинаючих властивостей рецептур бетонів з новими композитними матеріалами.

Список використаної літератури

1. Country Statistics. Ukraine. Power Reactor Information System // IAEA Database on Nuclear Power Reactors / IAEA: official website. — Available at: <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=UA>.
2. Наказ Державного комітету ядерного регулювання України «Про затвердження “Основних положень забезпечення безпеки проміжних сховищ відпрацьованого ядерного палива сухого типу”» № 198 від 29.12.2004 // Офіційний вісник України. — 2005. — № 3. — С. 202.
3. Bruno J. Spent nuclear fuel and disposal / J. Bruno, L. Duro, F. Diaz-Maurin // *Advances in Nuclear Fuel Chemistry*, Woodhead Publishing Series in Energy. — 2020. — P. 527–553.
4. Högselius P. Spent nuclear fuel policies in historical perspective: An international comparison / P. Högselius // *Energy Policy*. — 2009. — Vol. 37, № 1. — P. 254–263.
5. Joyce M. Nuclear Fuel Reprocessing / M. Joyce // *Nuclear Engineering, A Conceptual Introduction to Nuclear Power*. — 2018. — P. 307–321.
6. Zohuri B. Nuclear fuel cycle and decommissioning / B. Zohuri // *Nuclear Reactor Technology Development and Utilization*, Woodhead Publishing Series in Energy. — 2020. — P. 61–120.
7. Ковбасенко Ю. Определение изотопного состава отработавшего топлива РБМК для последующего анализа ядерной безопасности с учетом выгорания топлива / Ю. Ковбасенко, М. Еременко // *Ядерна та радіаційна безпека*. — 2011. — Вип. 2 (50). — С. 35–42.
8. Розробка моделі контейнера довгострокового зберігання відпрацьованих тепловидільних збірок реактора ВВЕР-1000 для програмного засобу ANSYS CFX / М. В. Франкова, Ю. Ю. Воробйов, М. П. Вишемірський, О. І. Жабін // *Ядерна та радіаційна безпека*. — 2017. — Вип. 2 (74). — С. 20–23.
9. Verification of dry storage cask loading using monoenergetic photon sources / C. Miller, C. Geddes, B. Ludewigt et al. // *Annals of Nuclear Energy*. — 2020. — Vol. 137. — P. 107091.
10. Herranz L. CFD analysis of a cask for spent fuel dry storage: Model fundamentals and sensitivity studies / L. Herranz, J. Penalva, F. Fera // *Annals of Nuclear Energy*. — 2015. — Vol. 76. — P. 54–62.

11. Borrelli R. Borated aluminum cask design for onsite intermediate storage: Neutronics design and certification analysis / R. Borrelli, M. Delligatti, B. Heidrich // *Nuclear Engineering and Design*. — 2020. — Vol. 363. — P. 110666.
12. Spencer K. Optimization of dry cask loadings for used nuclear fuel management strategies / K. Spencer, P. Tsvetkov, J. Jarrell // *Progress in Nuclear Energy*. — 2018. — Vol. 108. — P. 11–25.
13. Managing Aging Effects on Dry Cask Storage Systems for Extended Long-Term Storage and Transportation of Used Fuel / O. Chopra, D. Diercks, R. Fabian et al. — U. S. Department of Energy, Argonne National Laboratory, 2014.
14. Звіт про НДР: Етап 5. Розробка рецептури спеціального бетону для заповнення контейнерів HI-STORM 190 / ПБ АЕС НАН України. — Київ, 2019.
15. Wagner J. Review of Hybrid (Deterministic/Monte Carlo) Radiation Transport Methods, Codes, and Applications at Oak Ridge National Laboratory / J. Wagner, D. Peplow, S. Mosher, T. Evans // *Progress in Nuclear Science and Technology*. — 2011. — Vol. 2. — P. 808–814.
16. Briesmeister J. MCNP-A General Monte Carlo Code N-Particle Transport Code Version 4A / J. Briesmeister. — LA-12625, Los-Alamos, USA, 1993. — 216 с.
17. Benchmark of Serpent-2 with MCNP: Application to European DEMO HCPB breeding blanket / Y. Lu, G. Zhou, F. Hernandez et al. // *Fusion Engineering and Design*. — 2020. — Vol. 155. — P. 111583.
18. Application of the MCNP 5 code to simulate the shielding features of concrete samples with different aggregates / M. Sayyed, K. Mahmoud, S. Islam et al. // *Radiation Physics and Chemistry*. — 2020. — Vol. 174. — P. 108925.
19. Benchmark evaluation of zero-power critical parameters for the Temelin VVER nuclear reactor using SERPENT & NESTLE and MCNP / O. Novak, L. Sklenka, O. Huml et al. // *Nuclear Engineering and Design*. — 2019. — Vol. 353. — P. 110243.
20. Sagadevan A. Information driven safeguards approach for remote monitoring system of dry cask storage / A. Sagadevan, S. Chirayath // *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*. — 2020. — Vol. 954. — P. 161737.
21. Optimization of Swiss used nuclear fuel canister for final repository: Homogeneous vs. mixed loading / D. Rochman, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, M. Pecchia // *Annals of Nuclear Energy*. — 2020. — Vol. 148. — P. 107756.
22. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013 / J. Leppänen, M. Pusa, T. Viitanen et al. // *Annals of Nuclear Energy*. — 2015. — Vol. 82. — P. 142–150.
23. Radiation shielding properties of a novel cement-basalt mixture for nuclear energy applications / C. Ipbüker, H. Nulk, V. Gulik et al. // *Nuclear Engineering and Design*. — 2015. — Vol. 284. — P. 27–37.
24. Radiation shielding properties of high performance concrete reinforced with basalt fibers infused with natural and enriched boron / E. Zorla, C. Ipbüker, A. Biland et al. // *Nuclear Engineering and Design*. — 2017. — Vol. 313. — P. 306–318.
25. Gulik V. Cost optimization of ADS design: Comparative study of externally driven heterogeneous and homogeneous two-zone subcritical reactor systems / V. Gulik, A. Tkaczyk // *Nuclear Engineering and Design*. — 2014. — Vol. 270. — P. 133–142.
26. HOLTEC HSP-170. Требования к готовым бетонным смесям и раствору применительно к СБВ категории. — 2007.
27. Актуализированный предварительный отчет по анализу безопасности ЦХОЯТ // ДС-17/10–07. Глава 7. Биологическая защита. Редакция 1. — 2007.
28. ДБН В 1.2–5.2007. Науково-технічний супровід будівельних об'єктів. — Київ: Мінрегіонбуд України, 2007.

O. R. Trofymenko¹, I. M. Romanenko¹, M. I. Holiuk¹, C. V. Hrytsiuk¹, P. M. Kutsyn¹, A. V. Nosovskyi^{1,2}, Y. M. Pysmennyi², V. I. Gulik¹

¹ *Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine, 12, Lysogirska st., Kyiv, 03028, Ukraine*

² *National Technical University of Ukraine "Igor Sikorsky Kyiv Polytechnic Institute", 37, Peremohy Ave, Kyiv, 03056, Ukraine*

The Three-Dimensional Neutron-Physical Model of Spent Nuclear Fuel Storage System

The management of spent nuclear fuel is one of the most pressing problems of Ukraine's nuclear energy. To solve this problem, as well as to increase Ukraine's energy independence, the construction of a centralized spent nuclear fuel storage facility is being completed in the Chornobyl exclusion zone, where the spent fuel of Khmelnytsky, Rivne and South Ukrainian nuclear power plants will be stored for the next 100 years. The technology of centralized storage of spent nuclear fuel is based on the storage of fuel assemblies in ventilated HI-STORM concrete containers manufactured by Holtec International. Long-term operation of a spent nuclear fuel storage fa-

cility requires a clear understanding of all processes (thermohydraulic, neutron-physical, aging processes, etc.) occurring in HI-STORM containers. And this cannot be achieved without modeling these processes using modern specialized programs. Modeling of neutron and photon transfer makes it possible to analyze the level of protective properties of the container against radiation, optimize the loading of MPC assemblies of different manufacturers and different levels of combustion and evaluate biological protection against neutron and gamma radiation. In the future it will allow to estimate the change in the isotopic composition of the materials of the container, which will be used for the management of aging processes at the centralized storage of spent nuclear fuel. The article is devoted to the development of the three-dimensional model of the HI-STORM storage system. The model was developed using the modern Monte Carlo code Serpent. The presented model consists of models of 31 spent fuel assemblies 438MT manufactured by TVEL company, model MPC-31 and model HI-STORM 190. The model allows to perform a wide range of scientific tasks required in the operation of centralized storage of spent nuclear fuel.

Keywords: nuclear power plant, spent nuclear fuel, storage, storage container model, Monte Carlo simulation, Monte Carlo Serpent code.

References

1. Country Statistics. Ukraine. Power Reactor Information System. IAEA Database on Nuclear Power Reactors. IAEA: official website. Available at: <https://pris.iaea.org/PRIS/CountryStatistics/CountryDetails.aspx?current=UA>.
2. Order of the State Committee for Nuclear Regulation of Ukraine "On Approval of the 'Basic Provisions for Ensuring the Safety of Intermediate Communications of Dry Nuclear Fuel'" dated 29.12.2004, no. 198. (in Ukr.)
3. Bruno J., Duro L., Diaz-Maurin F. (2020). Spent nuclear fuel and disposal. *Advances in Nuclear Fuel Chemistry, Woodhead Publishing Series in Energy*, pp. 527–553.
4. Högselius P. (2009). Spent nuclear fuel policies in historical perspective: An international comparison. *Energy Policy*, vol. 37, no. 1, pp. 254–263.
5. Joyce M. (2018). Nuclear Fuel Reprocessing. In: *Nuclear Engineering. A Conceptual Introduction to Nuclear Power*, pp. 307–321.
6. Zohuri B. (2020). Nuclear fuel cycle and decommissioning. *Nuclear Reactor Technology Development and Utilization, Woodhead Publishing Series in Energy*, pp. 61–120.
7. Kovbasenko Yu., Eremenko M. (2011). [Determination of the isotopic composition of RBMK spent fuel for subsequent analysis of nuclear safety, taking into account fuel burnup]. *Yaderna ta radiatsiina bezpeka* [Nuclear and Radioactive Safety], vol. 50, no. 2, pp. 35–42. (in Russ.)
8. Frankova M. V., Vorobyov Yu. Yu., Vyshemirsky M. P., Zhabin O. I. (2017). [Development of a model of a container for long-term storage of spent fuel assemblies of the WWER-1000 reactor for ANSYS CFX software]. *Yaderna ta radiatsiina bezpeka* [Nuclear and Radioactive Safety], vol. 74, no. 2, pp. 20–23. (in Ukr.)
9. Miller C., Geddes C., Ludewigt B., Clarke S., Pozzi S. (2020). Verification of dry storage cask loading using monoenergetic photon sources. *Annals of Nuclear Energy*, vol. 137, p. 107091.
10. Herranz L., Penalva J., Feria F. (2015). CFD analysis of a cask for spent fuel dry storage: Model fundamentals and sensitivity studies. *Annals of Nuclear Energy*, vol. 76, pp. 54–62.
11. Borrelli R., Delligatti M., Heidrich B. (2020). Borated aluminum cask design for onsite intermediate storage: Neutronics design and certification analysis. *Nuclear Engineering and Design*, vol. 363, p. 110666.
12. Spencer K., Tsvetkov P., Jarrell J. (2018). Optimization of dry cask loadings for used nuclear fuel management strategies. *Progress in Nuclear Energy*, vol. 108, pp. 11–25.
13. Chopra O., Diercks D., Fabian R., Han Z., Liu Y. (2014). *Managing Aging Effects on Dry Cask Storage Systems for Extended Long-Term Storage and Transportation of Used Fuel*. U. S. Department of Energy, Argonne National Laboratory, 313 p.
14. ISP NPP, NAS of Ukraine (2019). *SRW Report: Stage 5. Development of special concrete formulation for filling HI-STORM 190 containers*. Kyiv, ISP NPP, NAS of Ukraine.
15. Wagner J., Peplow D., Mosher S., Evans T. (2011). Review of Hybrid (Deterministic/Monte Carlo) Radiation Transport Methods, Codes, and Applications at Oak Ridge National Laboratory. *Progress in Nuclear Science and Technology*, vol. 2, pp. 808–814.
16. Briesmeister J. (1993). *MCNP-A General Monte Carlo Code N-Particle Transport Code Version 4A*. LA-12625, Los-Alamos, USA, 216 p.
17. Lu Y., Zhou G., Hernandez F., Pereslavytsev P., Leppänen J., Ye M. (2020). Benchmark of Serpent-2 with MCNP: Application to European DEMO HCPB breeding blanket. *Fusion Engineering and Design*, vol. 155, p. 111583.
18. Sayyed M., Mahmoud K., Islam S., Tashlykov O., Lacomme E., Kaky K. (2020). Application of the MCNP 5 code to simulate the shielding features of concrete samples with different aggregates. *Radiation Physics and Chemistry*, vol. 174, p. 108925.

19. Novak O., Sklenka L., Huml O., Frybort J., Chvala O., Luciano N., Maldonado G. (2019). Benchmark evaluation of zero-power critical parameters for the Temelin VVER nuclear reactor using SERPENT & NESTLE and MCNP. *Nuclear Engineering and Design*, vol. 353, p. 110243.
20. Sagadevan A., Chirayath S. (2020). Information driven safeguards approach for remote monitoring system of dry cask storage. *Nuclear Instruments and Methods in Physics Research. Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment*, vol. 954, p. 161737.
21. Rochman D., Vasiliev A., Ferroukhi H., Pecchia M. (2020). Optimization of Swiss used nuclear fuel canister for final repository: Homogeneous vs. mixed loading. *Annals of Nuclear Energy*, vol. 148, p. 107756.
22. Leppänen J., Pusa M., Viitanen T., Valtavirta V., Kalliaisenaho T. (2015). The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. *Annals of Nuclear Energy*, vol. 82, pp. 142–150.
23. Ipbüker C., Nulk H., Gulik V., Biland A., Tkaczyk A. (2015). Radiation shielding properties of a novel cement-basalt mixture for nuclear energy applications. *Nuclear Engineering and Design*, vol. 284, pp. 27–37.
24. Zorla E., Ipbüker C., Biland A., Kiisk M., Kovaljov S., Tkaczyk A., Gulik V. (2017). Radiation shielding properties of high performance concrete reinforced with basalt fibers infused with natural and enriched boron. *Nuclear Engineering and Design*, vol. 313, pp. 306–318.
25. Gulik V., Tkaczyk A. (2014). Cost optimization of ADS design: Comparative study of externally driven heterogeneous and homogeneous two-zone subcritical reactor systems. *Nuclear Engineering and Design*, vol. 270, pp. 133–142.
26. *HOLTEC HSP-170 Requirements for ready-mixed concrete and mortar in relation to SRC category.* (in Russ.)
27. *Updated preliminary report on the safety analysis of CSFSNF. DS-17/10-07. Chapter 7. Biological protection. Edition 1.* (in Russ.)
28. SBR B1.2-5.2007. *Scientific and technical support of construction sites.* Kyiv: Minregionbud, 2007.

Надійшла 08.09.2020

Received 08.09.2020