

О. В. Балан, С. А. Паскевич*, С. С. Підберезний, Д. В. Федорченко

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, Чорнобиль, Україна

*Відповідальний автор: s.paskevich@isnpnp.kiev.ua

МОДЕЛЮВАННЯ РАДІАЦІЙНОЇ ОБСТАНОВКИ ПРИ ПОВОДЖЕННІ З ВІДПРАЦЬОВАНИМ ЯДЕРНИМ ПАЛИВОМ

Розроблено модель технологічного процесу поводження з відпрацьованим ядерним паливом у будівлі приймання Централізованого сховища відпрацьованого ядерного палива у програмі ChNPP VRdose Planner Pro v. 2.2 DEV-0, показано можливість використання віртуальних моделей сценаріїв радіаційно-небезпечних робіт для оптимізації дозових навантажень персоналу.

Ключові слова: Централізоване сховище відпрацьованого ядерного палива, ChNPP VRdose Planner Pro, гамма-випромінювання.

1. Вступ

Забезпечення радіаційної безпеки при поводженні з відпрацьованим ядерним паливом (ВЯП) у період експлуатації Централізованого сховища відпрацьованого ядерного палива (ЦСВЯП) є надзвичайно важливим завданням. Для аналізу радіаційної обстановки і планування проведення радіаційно-небезпечних робіт у цих умовах зазвичай використовуються методи математичного моделювання. На даний час найбільш точним з них вважається метод Монте-Карло [1]. Однак розрахунок полів випромінювання за допомогою даного методу, особливо для об'єктів, що мають значні розміри (а з біологічним захистом досить значної товщини), вимагає значних обчислювальних ресурсів.

Альтернативою методу Монте-Карло є методи на основі моделі точкового джерела (point kernel) [1]. Даний підхід, хоча і має меншу точність, дає змогу проводити розрахунок та аналіз радіаційної обстановки практично в реальному масштабі часу [2]. У даній роботі для проведення такого розрахунку використовувався програмний продукт ChNPP VRdose Planner Pro v. 2.2DEV-0, розроблений у рамках проекту «Центр візуалізації зняття з експлуатації ЧАЕС – розширення і оптимізація Планувальника ЧАЕС» [3]. Даний програмний продукт (програма) включає в себе розрахунковий модуль на основі моделі точкового джерела, а також сучасні засоби візуалізації та аналізу даних, отриманих у результаті розрахунків. Необхідно зазначити, що у випадку застосування цієї програми залишається можливість візуалізації та аналізу даних, отриманих також із зовнішніх джерел, таких як експериментальні вимірювання або розрахунок методом Монте-Карло.

У статті представлено результати розробки у програмному продукті ChNPP VRdose Planner Pro

v. 2.2 DEV-0 моделей контейнера для транспортування ВЯП HI-STAR 190 і контейнера для зберігання ВЯП HI-STORM 190 та моделі багатощільового контейнера БЦК-31. Крім того, проведено порівняльний аналіз забезпечення біологічного захисту контейнера HI-STAR 190, контейнера HI-STORM 190, вузла перевантаження контейнерів (ВПК) і пристосування перевантаження контейнерів (ППК), які будуть застосовані при поводженні з ВЯП реакторів типу ВВЕР АЕС України на ЦСВЯП.

Технологія застосування контейнерів для транспортування ВЯП HI-STAR 190 і контейнера для зберігання ВЯП HI-STORM 190, а також технологія поводження з ВЯП реакторів типу ВВЕР АЕС України на ЦСВЯП є інтелектуальною власністю компанії Holtec International, США.

2. Методика розрахунків

Для аналізу радіаційної обстановки необхідний ефективний метод розрахунку просторового розподілу дози іонізуючого випромінювання, а також засоби візуалізації результатів розрахунків. Програмний продукт ChNPP VRdose Planner Pro v. 2.2 DEV-0 (далі – ChNPP VRdose Planner Pro), розроблений в Інституті енергетичних технологій (IFE), Норвегія, являє собою інструмент для моніторингу навколишніх умов та планування дій у реальному часі. Цей додаток дозволяє в динаміці візуалізувати радіологічні умови методами віртуальної реальності, а також здійснювати персональний моніторинг у реальному часі для «манекнів», що імітують рух реальних людей (рис. 1).

Результати аналізу радіаційної обстановки можуть бути використані при плануванні проведення робіт у радіаційно-небезпечних умовах для забезпечення захисту персоналу відповідно до принципу ALARA.

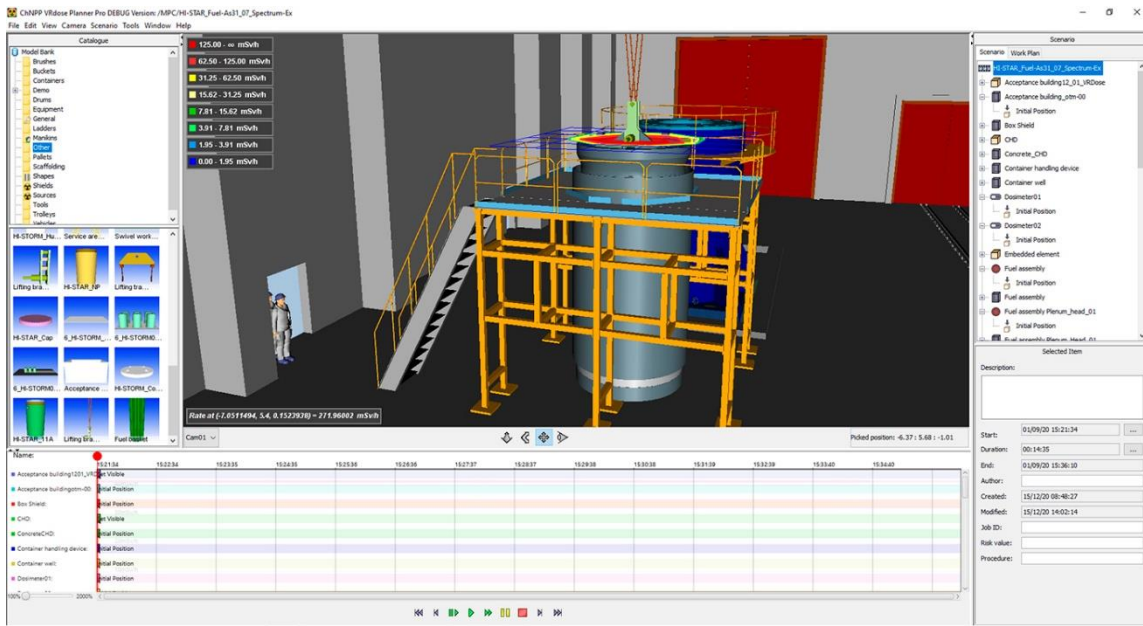


Рис. 1. Інтерфейс програми ChNPP VRdose Planner Pro.
(Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

У ChNPP VRdose Planner Pro використовуються алгоритми розрахунку, засновані на методі точкового джерела. Даний метод заснований на розбитті просторового джерела випромінювання на малі елементи і розрахунок дози від кожного такого елемента здійснюється за формулою

$$H_i = A \frac{B \exp(-\mu r_i)}{r_i^2}, \quad (1)$$

де A – відповідний дозовий коефіцієнт; B – фактор накопичення; μ – коефіцієнт ослаблення випромінювання; r_i – відстань від елемента джерела до точки, де обчислюється потужність дози випромінювання.

Доза від усього просторового джерела в цьому випадку визначається як сума доз від всіх точкових джерел і визначається як

$$H = \sum H_i. \quad (2)$$

Програма ChNPP VRdose Planner Pro виконує автоматичну генерацію точкових джерел відповідно до геометрії елементів моделі. При цьому є можливість встановити нижню границю розміру точкового джерела для запобігання генерації надмірної кількості таких джерел, що може призвести до значного падіння швидкості розрахунків.

Метод точкового джерела дозволяє в динаміці моделювати мінливі умови в реальному масштабі часу. При цьому зміна характеристик джерел випромінювання і властивостей захисту призводить до автоматичного коригування розрахункової радіаційної обстановки і всіх пов'язаних з нею візуальних уявлень.

У програмі ChNPP VRdose Planner Pro реалізовані три алгоритми розрахунку дозових еквівалентів гамма-випромінювання для віртуальних дозиметрів:

1. Базова розрахункова модель, що використовує коефіцієнти ослаблення випромінювання в речовині та фактори нагромадження для визначення еквівалентної дози.

2. Розширена розрахункова модель – це розширена версія базової моделі, що використовує для розрахунку коефіцієнти перетворення флюенса в дозу і відповідні коефіцієнти накопичення. Вона використовується в даній роботі для розрахунку амбієнтного еквівалента дози $H^*(10)$.

3. Алгоритм для розрахунку еквівалентної індивідуальної дози $H_p(10,0^0)$.

Розрахунок і аналіз параметрів радіаційного захисту здійснювався у два етапи. Спочатку створювалася детальна тривимірна модель контейнера та визначалися характеристики джерел радіоактивного випромінювання з урахуванням вигорання і часу витримки ВЯП. Далі моделювалось проходження випромінювання через біологічний захист для розрахунку значень потужності амбієнтного еквівалента дози гамма-випромінювання (далі - потужності дози гамма-випромінювання) з використанням розширеної розрахункової моделі ChNPP VRdose Planner Pro.

Характеристики джерел випромінювання ВЯП ВВЕР

При проведенні розрахунків використовувалися радіаційні характеристики ВЯП ВВЕР відповідно до даних роботи [4], в якій розглядається гомогенізація в межах однієї відпрацьованої тепловидільної збірки (ВТВЗ). Відповідний спектр гамма-випромінювання ТВЗ та активності конструкційних матеріалів ВТВЗ наведено в табл. 1 і 2.

Таблиця 1. Спектр гамма-випромінювання ТВЗ (згідно з даними роботи [4])

Нижня границя	Верхня границя	ВТВЗ ВВЕР-1000 (вигорання 55000 МВт·доба/т(U), витримка 6 років, збагачення 4,34 % ²³⁵ U)	
		фотон/с	%
MeV	MeV		
4,5·10 ⁻¹	7,0·10 ⁻¹	3,85·10 ¹⁵	79,3814
7,0·10 ⁻¹	1,0	8,06·10 ¹⁴	16,6185
1,0	1,5	1,86·10 ¹⁴	3,8351
1,5	2,0	7,15·10 ¹²	0,1424
2,0	2,5	1,33·10 ¹²	0,0214
2,5	3,0	5,85·10 ¹⁰	0,0012
Усього		4,85·10 ¹⁵	
Усього БЦК - 31		150,35·10 ¹⁵	

Таблиця 2. Активність матеріалів конструкції ВТВЗ (згідно з даними роботи [4])

Зона	ВТВЗ ВВЕР-1000 (вигорання 55000 МВт·доба/т(U), витримка 6 років, збагачення 4,34 % ²³⁵ U)	
	Кількість ТВЗ	
	1	31
	Одиниця вимірювання, фотон/с	
Головка	1,82·10 ¹³	56,42·10 ¹³
Перфорований чохол	2,79·10 ¹²	86,49·10 ¹²
Паливовмісна зона	1,42·10 ¹⁴	44,02·10 ¹⁴
Хвостовик	2,55·10 ¹³	79,4·10 ¹³

Спектр гамма-випромінювання ВЯП (див. табл. 1) фактично обумовлений трьома окремими джерелами:

гамма-випромінювання активної (паливної) частини ВТВЗ, що обумовлене розпадом продуктів поділу та актинідів;

випромінювання ізотопу ⁶⁰Co в сталевих матеріалах конструкції ТВЗ, що розташовані вище й нижче паливної частини ТВЗ. Ізотоп ⁶⁰Co є основним джерелом гамма-випромінювання матеріалів конструкції ВТВЗ ВВЕР і утворюється внаслідок опромінення нейтронами ізотопу ⁵⁹Co, який міститься в нержавіючій сталі головки і хвостовика ТВЗ. При розрахунках консервативно приймалося завищене значення вмісту домішок ізотопу ⁵⁹Co, який фактично визначає гамма-випромінювання сталі;

гамма-випромінювання внаслідок реакцій активації елементів конструкції нейтронами.

При побудові просторових моделей контейнерів HI-STAR 190 і HI-STORM 190 передбачалося, що в них розміщуються контейнери БЦК-31 з ВЯП ВВЕР. Проектні характеристики БЦК-31, використані при побудові моделі, наведені в роботі [4]. Для побудови моделей контейнерів HI-STAR 190 і HI-STORM 190, а також моделей ППК і ВПК використовувалися дані, наведені в роботах [5, 6].

На рис. 2 наведено просторову модель транспортного контейнера HI-STAR 190, що створена в програмі ChNPP VRdose Planner Pro. Тестування моделі проведено відповідно до даних роботи [4].

У роботі [4] представлено результати розрахунків радіаційних характеристик і потужності доз для контейнерів HI-STAR 190 і HI-STORM 190, а також ППК і ВПК, завантажених ВТВЗ ВВЕР-1000, які було виконано за допомогою пакета MCNP.

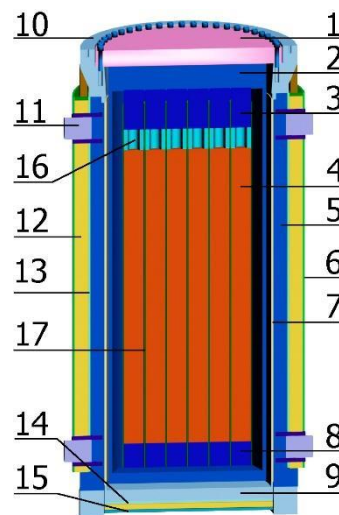


Рис. 2. Модель контейнера HI-STAR 190 з БЦК-31 – повздовжній переріз:

- 1 - кришка HI-STAR; 2 - герметичний пенал БЦК-3;
- 3 - головки ТВЗ, 4 - ТВЗ; 5 - свинцевий екран;
- 6 - зовнішня обичайка; 7 - внутрішня обичайка;
- 8 - хвостовики ТВЗ; 9 - днище; 10 - фланець;
- 11 - цапфа для піднімання; 12 - нейтронний захист;
- 13 - проміжна обичайка; 14 - свинцевий екран;
- 15 - нижня пластина; 16 - перфорований чохол ТВЗ;
- 17 - паливний кошик. (Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

Розрахункова схема HI-STAR 190 враховує ряд таких консервативних припущень:

1. У моделі не враховуються властивості нейтронного захисту стосовно захисту від гамма-випромінювання.

2. Паливовмісна зона моделюється 31 сталевим циліндром з розмірами, що відповідають розмірам ТВЗ, паливний кошик відсутній.

3. Головки, перфоровані чохла ТВЗ моделюються 31 сталевим циліндром.

4. Хвостовики ТВЗ моделюються 31 сталевим циліндром.

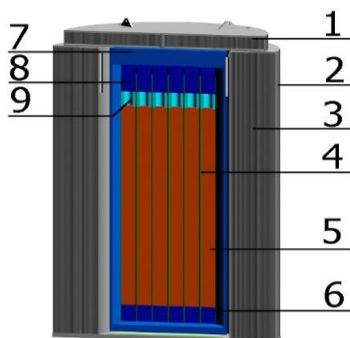


Рис. 3. Модель контейнера HI-STORM 190 з БЦК-31 – повздовжній переріз:

1 - кришка HI-STORM; 2 - металевий корпус HI-STORM; 3 - бетон біозахисту HI-STORM; 4 - паливний кошик; 5 - ТВЗ; 6 - хвостовики ТВЗ; 7- герметичний пенал БЦК-31; 8 - головки ТВЗ; 9 - перфорований чохол ТВЗ. (Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

Модель контейнера зберігання HI-STORM 190, в який завантажено ВЯП ВВЕР, наведено на рис. 3. Розроблену модель також перевірено і протестовано на відповідність параметрам, наведеним у роботі [4]. При побудові моделі контейнера HI-STORM 190 були зроблені такі консервативні припущення:

1. З конструкції вилучено комплект повітрязабірників по колу днища і випускних вентиляційних отворів по колу кришки.

2. Паливовмісна зона представлена 31 сталевим циліндром з розмірами, що відповідають розмірам ТВЗ, паливний кошик відсутній.

3. Головки, перфоровані чохла ТВЗ представлені 31 сталевим циліндром.

4. Хвостовики ТВЗ представлені 31 сталевим циліндром.

Таблиця 3. Максимальні значення потужності дози на поверхні контейнера HI-STAR 190 з БЦК-31

Розрахункова точка	Кобальт, мЗв/год	Пряме гамма-випромінювання, мЗв/год	Індуковане гамма-випромінювання (n, γ), мЗв/год	Сумарне гамма-випромінювання, мЗв/год	ChNPP VRdose Planner Pro, мЗв/год		Похибка, %
					значення	середнє	
1	0,079	0,020	0,031	0,13	0,05 - 0,1	0,075	42,3
2	0,080	0,053	0,016	0,149	0,3 - 0,78	0,54	262

3. Результати розрахунків

Розрахунок потужності дози для контейнерів HI-STAR 190 і HI-STORM 190 виконувався на основі даних щодо глибини вигорання й терміну витримки ВЯП, наведених у табл. 1 і 2. За цими даними визначалися параметри джерел гамма-випромінювання: ВЯП та елементів конструкції. При проведенні розрахунків використовувалася спрощена модель, в якій сукупність ТВЗ, що знаходяться в контейнері, моделювалася гомогенним об'єктом з еквівалентними фізичними та радіаційними характеристиками.

Для контейнера HI-STAR 190 виконувався розрахунок потужності дози гамма-випромінювання на поверхні контейнера. На рис. 4 наведено розташування точок, в яких визначалася потужність дози для контейнера HI-STAR 190 з БЦК-31 за нормальних умов транспортування. Результати моделювання наведено в табл. 3, в якій для порівняння наведено результати розрахунків окремих складових потужності дози та сумарної потужності дози, одержані методом Монте-Карло у програмі MCNP ([4], табл. 6.28). Цей розрахунок враховує потужність дози від гамма-розпаду продуктів поділу та актинідів, випромінювання ізотопу ⁶⁰Co, а також від (n, γ)-реакцій, обумовлених нейтронним опроміненням конструкційних елементів.

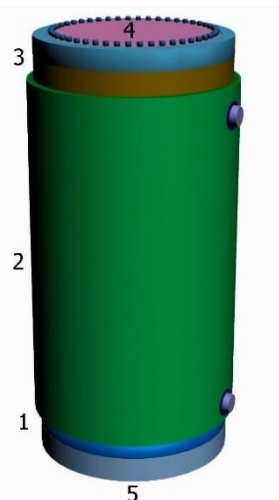


Рис. 4. Розташування точок розрахунку потужності дози для контейнера HI-STAR 190. (Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

Розрахункова точка	Кобальт, мЗв/год	Пряме гамма-випромінювання, мЗв/год	Індуковане гамма-випромінювання (n, γ), мЗв/год	Сумарне гамма-випромінювання, мЗв/год	ChNPP VRdose Planner Pro, мЗв/год		Похибка, %
					значення	середнє	
3	0,218	0,002	0,008	0,228	0,1 - 0,32	0,21	7,9
4*	<0,001	<0,001	0,002	0,002	0,38 - 0,39	0,385	19150
5*	<0,001	<0,001	0,002	0,002	<0,001	<0,001	50

* Місця розрахунку зверху 4 і знизу 5 консервативно задаються на відстані 2 м від поверхні контейнера [4].

Аналогічні розрахунки було виконано для контейнера HI-STORM 190. Точки, в яких визначалася потужність дози, наведено на рис. 5. Відповідні результати моделювання для контейнера HI-STORM 190 з БЦК-31 за допомогою програми ChNPP VRdose Planner Pro, а також результати моделювання за допомогою пакета MCNP [4] наведено в табл. 4.

Для практичного застосування важливим є визначення потужності дози гамма-випромінювання при виконанні операцій на завантаженому контейнері, зокрема при відкриванні та закриванні кришки. Такий розрахунок було виконано для контейнера HI-STORM з БЦК-31, при цьому розглядалася модель без кришки і ППК згори. Розташування точок, в яких визначалася потужність дози, наведено на рис. 6, а результати розрахунків та референсні дані [4] наведено в табл. 5.



Рис. 5. Розташування точок розрахунку потужності дози для контейнера HI-STORM 190.

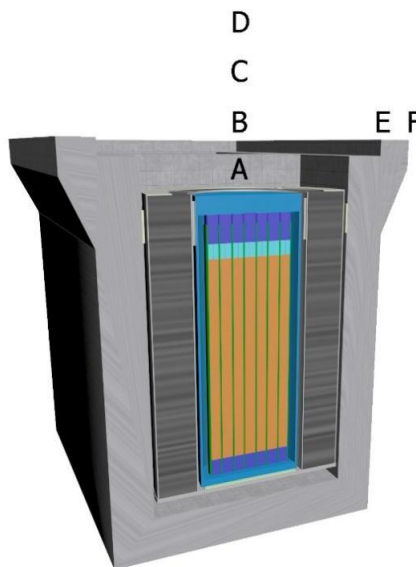


Рис. 6. Модель контейнера HI-STORM 190 без ППК зверху з точками розрахунку потужності дози: А - упритул до кришки БЦК; В - на рівні ППК; С - 1 м над ВПК; D - 2 м над ППК; Е - 1 м від HI-STORM 190; F - 2 м від HI-STORM 190. (Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

Таблиця 4. Значення потужності дози на поверхні контейнера HI-STORM 190 з БЦК-31

Розрахункова точка	Кобальт, мЗв/год	Пряме гамма-випромінювання, мЗв/год	Індуковане гамма-випромінювання (n, γ), мЗв/год	Сумарне гамма-випромінювання, мЗв/год	ChNPP VRdose Planner Pro, мЗв/год		Похибка, %
					значення	середнє	
1	0,357	0,282	0,017	0,656	1,1 - 2,1	1,6	144
2	0,097	0,283	0,026	0,406	1,6 - 2,7	2,15	430
3	0,140	0,011	0,003	0,154	0,02 - 0,04	0,03	80,5
4	0,107	0,012	0,007	0,126	0,8 - 2,3	1,55	1130

Таблиця 5. Значення потужності дози в розрахункових точках для контейнера HI-STORM 190 з БЦК-31

Розрахункова точка	Кобальт, мЗв/год	Пряме гамма-випромінювання, мЗв/год	Індуковане гамма-випромінювання (n, γ), мЗв/год	Сумарне гамма-випромінювання, мЗв/год	ChNPP VRdose Planner Pro, мЗв/год		Похибка, %
					значення	середнє	
A	191,812	56,190	0,026	248,028	237 - 253	245	1,22
B	59,894	29,791	0,010	89,695	65 - 85	75	16,38
C	20,396	17,502	0,005	37,903	36 - 45	40,5	6,85
D	12,317	8,756	0,003	21,076	18 - 33	25,5	21
E	2,754	0,245	0,001	3,00	5 - 7	6	100
F	1,005	0,096	<0,001	1,101	<0,001	0,001	99,91

Значна похибка розрахунків, особливо для точок 2 і 4 контейнерів HI-STAR і HI-STORM, може бути обумовлена:

малою точністю побудови складних деталей тривимірних моделей контейнерів через відсутність конструкторської документації;

спрощенням моделі джерел ВЯП і обмеженою бібліотекою матеріалів захисту пакета ChNPP VRdose Planner Pro (бетон, залізо, свинець, пісок і вода).

Проведені розрахунки для контейнерів HI-STORM 190 і HI-STAR 190 визначають реалістичні і також консервативні значення потужності дози, що є основою для планування технологічних операцій завантаження та вивантаження ВТВЗ виходячи з вимоги мінімізації дозового навантаження на персонал. Враховуючи отримані значення потужності дози опромінення в точках 2 і 4 (див. рис. 4 і 5), які значно перевищують відповідні значення з роботи [4], але разом з тим задовольняють нормативним вимогам, створені моделі можна вважати консервативними й придатними для моделювання робочих процесів поводження з ВЯП.

Згідно з регламентом, основні операції технологічного процесу перевантаження виконуються після зняття кришок контейнерів HI-STAR або HI-STORM, коли радіаційні поля в основному формуються відкритою поверхнею БЦК. На цій поверхні потужність дози гамма-випромінювання є найбільшою в порівнянні з усіма розрахунковими точками і становить до 250 мЗв/год. Для даної поверхні, а саме для розрахункової точки А (див. табл. 5), відносна похибка є найменшою - 1,22 %. Це свідчить про те, що використання розрахункових моделей пакета ChNPP VRdose Planner Pro дає змогу з прийнятною точністю визначати потужності дози гамма-випромінювання для робочих процесів поводження з ВЯП.

Можливості пакета ChNPP VRdose Planner Pro дозволяють також здійснювати розрахунок потужності дози в динаміці з візуалізацією зміни радіаційної обстановки при виконанні різноманітних технологічних операцій. У даній роботі проведено моделювання процесу перевантаження БЦК у ході його встановлення на зберігання в ЦСВЯП. Для цього розроблено модель робочого майданчика будівлі приймання ЦСВЯП, що включає безпосередньо контейнери HI-STAR і HI-STORM, підйомний пристрій, елементи біологічного захисту.

Згідно з документом [5] технологічний процес приймання завантаженого БЦК, що прибуває у транспортному контейнері з енергоблока української АЕС, і його приймання на зберігання на майданчик ЦСВЯП здійснюється у шість етапів. При цьому радіаційне опромінення персоналу може відбуватися як на етапі підготовки контейнера HI-STAR, так і в процесі перевантаження БЦК у контейнер HI-STORM.

На рис. 7 і 8 наведено моделі, що відповідають послідовним етапам підготовки контейнера HI-STAR. У рамках цього процесу підйомний пристрій БЦК та скоба підйомного пристрою БЦК з місця збереження у будівлі приймання переміщуються на площадку обслуговування і встановлюються зверху на БЦК. Підйомний пристрій БЦК кріпиться вручну болтами до зовнішньої кришки БЦК. Для зниження дозових навантажень на персонал, при встановленні підйомного пристрою на верхній поверхні БЦК, застосовується тимчасовий біологічний захист (листові свинцеві екрани). Товщина свинцевого листка екрана розраховується пакетом ChNPP VRdose Planner Pro в режимі реального часу виходячи з необхідної величини потужності дози в зоні виконання робіт.

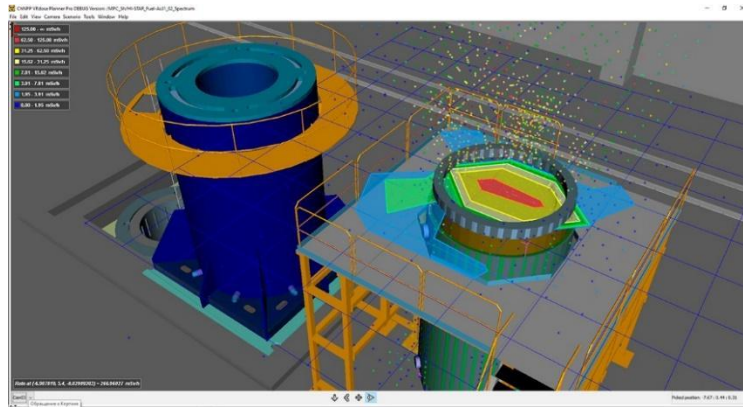


Рис. 7. Контейнер HI-STAR переміщується основним краном у зону робочої площадки. Робоча площадка для HI-STAR розташована біля ППК. (Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

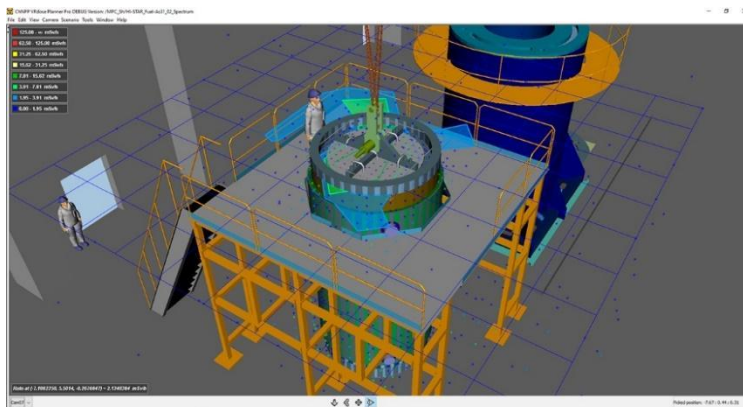


Рис. 8. Основним краном підйомний пристрій БЦК встановлюється на кришку БЦК з використанням скоби підйомного пристрою БЦК. Персонал закріплює підйомний пристрій на кришці БЦК за допомогою ручного інструмента та різьбових елементів. (Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

При перевантаженні БЦК здійснюється операція опускання його всередину контейнера HI-STORM за допомогою основного крана будівлі приймання. Модель цього етапу разом з картограмою розподілу дози наведено на рис. 9.

Аналіз отриманої картограми показує, що в районі кільцевого зазору між корпусом БЦК і внутрішньої обичайкою HI-STORM спостерігаються значні рівні потужності дози. Для зниження потужності дози поверх зони кільцевого простору

HI-STORM необхідно встановити захист кільцевого зазору (рис. 10). Крім того, тимчасовий біологічний захист (листові свинцеві екрани) встановлюється і на поверхні БЦК. Після встановлення захисту персонал за допомогою ручного інструмента викручує вісім гвинтів, що кріплять до кришки БЦК підйомний пристрій БЦК (рис. 11). Установлений тимчасовий біологічний захист значно знижує дозове навантаження у цій зоні.

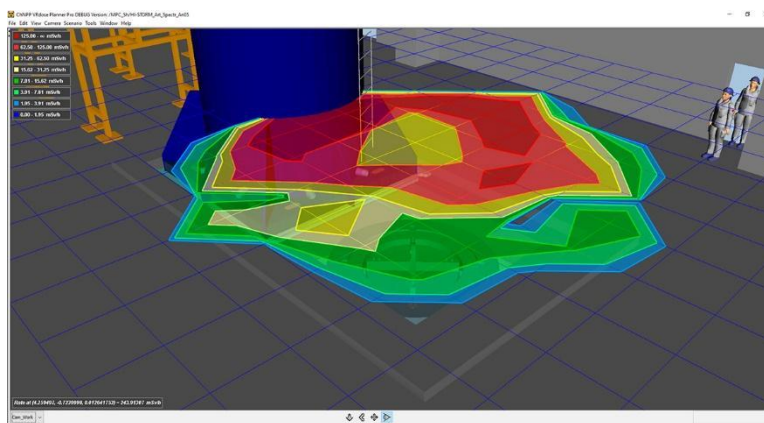


Рис. 9. БЦК переміщено в контейнер HI-STORM. Картограма розподілу потужності дози в кінці процесу. (Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

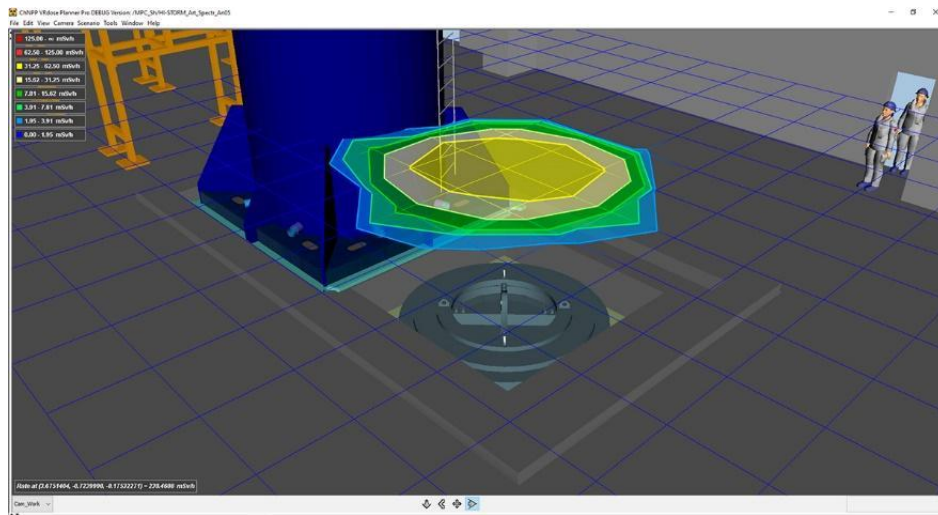


Рис. 10. Установлення захисту кільцевого зазору для можливості проведення ручних робіт. (Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

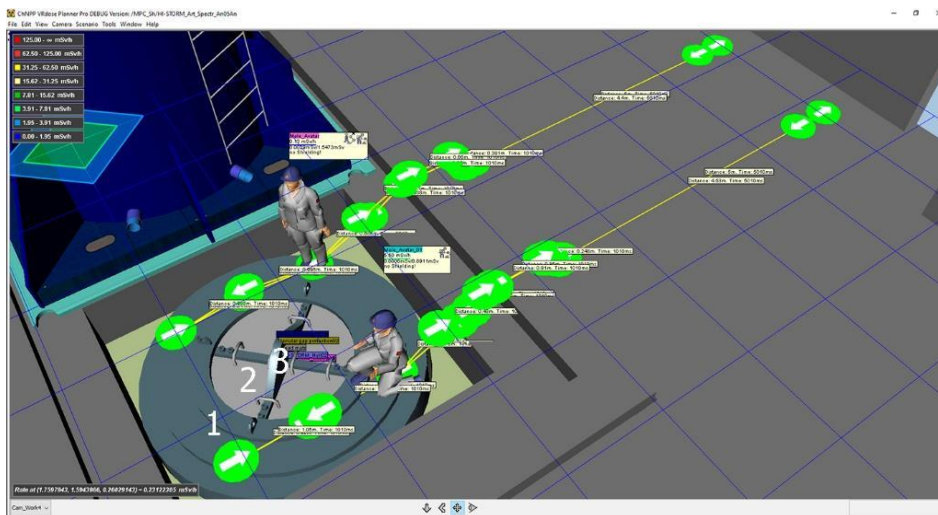


Рис. 11. На БЦК установлено листові свинцеві екрани, кільцевий зазор закритий захистом: 1 - захист кільцевого зазору; 2 - листові свинцеві екрани; 3 - підйомний пристрій БЦК. (Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

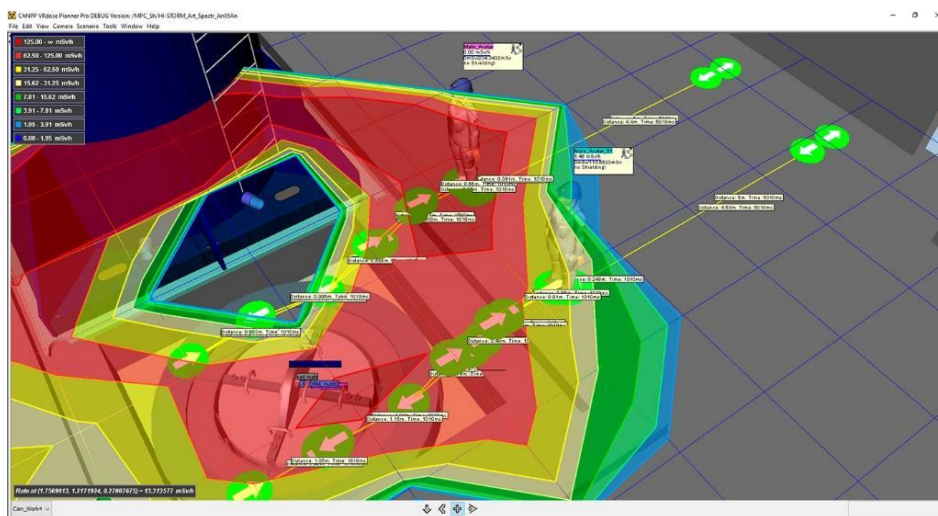


Рис. 12. На БЦК установлено листові свинцеві екрани, кільцевий зазор відкритий. Включена опція навігації маршруту руху манекена. (Див. кольоровий рисунок на сайті журналу.)

Розрахунок у режимі реального часу дозволяє в динаміці відображати й аналізувати радіаційні умови при проведенні технологічних операцій, наприклад при встановленні або демонтажі біологічного захисту (рис. 11 і 12). Одночасно є можливість вести розрахунок доз персоналу при виконанні певних операцій в умовах наявного радіаційного опромінення. У даному випадку результати розрахунків показують, що при встановленому захисті кільцевого зазору контейнера, під час руху по маршруту (верхній на рис. 11) з виконанням операцій зняття гвинтів, працівник отримує амбієнтний еквівалент дози 1,55 мЗв впродовж 10,5 хв, а по маршруту (нижній на рис. 11) 0,89 мЗв впродовж 11,5 хв. При цьому за відсутності захисту кільцевого зазору контейнера показники доз опромінення (верхній і нижній маршрути на рис. 12) становлять 234,34 і 114,65 мЗв відповідно.

Такий аналіз має на меті визначити шляхи вдосконалення сценарію виконання робіт з метою мінімізації дозовитрат персоналу. При цьому програмний пакет ChNPP VRdose Planner Pro дозволяє аналізувати різні сценарії виконання робіт із застосуванням різних технологій і різної чисельності персоналу. Для практичного застосування важливою є функція порівняння декількох сценаріїв за кількома параметрами, наприклад по індивідуальним і колективним вимогам до дози опромінення і часу виконання технологічних операцій.

4. Висновки

У роботі розглянуто можливості програмного продукту ChNPP VRdose Planner Pro при застосуванні для розрахунку та аналізу радіаційної обстановки на етапі приймання ВЯП ВВЕР АЕС України для зберігання на майданчику ЦСВЯП. Для вирішення поставленої задачі із застосуванням даного програмного продукту були розроблені моделі транспортного контейнера HI-STAR, контейнера для зберігання HI-STORM та багатоцільового контейнера БЦК-31.

Визначено значення потужності дози для контейнерів HI-STAR 190 і HI-STORM 190, вузла перевантаження контейнерів та пристосування пе-

ревантаження контейнерів, які дозволяють організації, що їх експлуатує, планувати необхідні заходи з радіаційного захисту враховуючи принцип ALARA, а також визначити дози персоналу при виконанні регламентних технологічних операцій вивантаження і завантаження БЦК в умовах наявного іонізуючого випромінювання.

Доведено, що при знятих кришках контейнерів HI-STAR і HI-STORM гамма-поле в основному формується відкритою поверхнею БЦК, на якій потужність дози гамма-випромінювання максимальна в усіх розрахункових місцях. При цьому значення потужності дози гамма-випромінювання становить до 250 мЗв/год, а основна похибка є найменшою і становить 1,22 %. Таким чином, побудовані моделі мають вважатися задовільними і придатними для моделювання робочих процесів поводження з ВЯП.

Показано, що для більшості завдань щодо забезпечення радіаційного захисту на ядерних установках (технічне обслуговування, відключення або зняття з експлуатації) програмний продукт ChNPP VRdose Planner Pro здатний забезпечити надійні оцінки радіаційного ризику в реальному часі. Крім того, завдяки високій швидкості та простоті введення цей пакет підходить для користувачів, які не мають спеціальних знань в області теорії переносу випромінювання або моделюванні, а також при моделюванні умов опромінення, що змінюються. До його переваг можна віднести:

швидке надання інформації для прийняття рішень у стресових ситуаціях;

оптимізацію робочих завдань у реальному часі з точки зору радіаційного захисту;

моделювання в реальному часі для навчання, підготовки та інструктажу персоналу.

Для багатьох практичних завдань розглянутий програмний продукт має значні переваги в порівнянні з більш складними моделями, заснованими на детальному моделюванні процесу перенесення випромінювання. Аналогічні системи тривимірного моделювання і віртуальної реальності, розроблені в Норвегії, уже багато років успішно застосовуються в ряді країн [7 - 9].

СПИСОК ВИКОРИСТАНОЇ ЛІТЕРАТУРИ

1. I. Szöke. New Computational Model for Areal and Personal Monitoring in Nuclear Environments (HWR-1030), OECD Halden Reactor Project, Institutt for energiteknikk (IFE), Norway, 2012.
2. I. Szöke et al. Real-time 3D radiation risk assessment supporting simulation of work in nuclear environments. *J. Radiol. Prot.* 34 (2014) 389.
3. Створення та розвиток Центру візуалізації зняття з експлуатації блоків ЧАЕС. Інформація офіційного сайту ДСП ЧАЕС.
4. Строительство Централизованного хранилища отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины. Проект, ред. 2, том 1.2.1. 571402.201.001.П302-01. Кн. 1 (К.: КИЭП, 2016).
5. Строительство Централизованного хранилища отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины. Проект, ред. 2, том 1.3. 571402.201.001.П303. Описание технологического процесса обращения с ОЯТ на энергоблоках АЭС (К.: КИЭП, 2016).

6. Строительство Централизованного хранилища отработавшего ядерного топлива реакторов ВВЭР АЭС Украины. Проект, ред. 2, том 3.1. 571402.201.003.TX01. Обращение с отработавшим ядерным топливом (К.: КИЭП, 2016).
7. K. Chizhov et al. 3D simulation as a tool for improving the safety culture during remediation work at Andreeva Bay. *J. Radiol. Prot.* 34 (2014) 755.
8. M. Pashynov, S. Pidbereznyy, S. Paskevych. 3D Modelling of radiation conditions and dose rates for personnel during dismantling of the roof structures of the Shelter object. *Problems of Atomic Science and Technology* 5(129) (2020). Series: Nuclear Physics Investigations (74) 36.
9. I. Szóke et al. Comprehensive support for nuclear decommissioning based on 3D simulation and advanced user interface technologies. *Journal of Nuclear Science and Technology* 52(3) (2015) 371.

O. V. Balan, S. A. Paskevych*, S. S. Pidberezniyy, D. V. Fedorchenko

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

*Corresponding author: s.paskevich@isnppp.kiev.ua

SIMULATION OF THE RADIATION ENVIRONMENT DURING SPENT NUCLEAR FUEL MANAGEMENT

We have developed a model of the technological process for handling spent nuclear fuel in the reception building of the Centralized Storage Facility for Spent Nuclear Fuel using the ChNPP VRdose Planner Pro v. 2.2DEV-0. The results of the technological process simulation proved the reliability of the virtual models for scenarios of radiation-hazardous work for the optimization of the dose loads of personnel.

Keywords: Central Storage Facility for spent fuel at CSFSF, ChNPP VRdose Planner Pro, gamma-radiation.

REFERENCES

1. I. Szóke. New Computational Model for Areal and Personal Monitoring in Nuclear Environments (HWR-1030), OECD Halden Reactor Project, Institutt for energiteknikk (IFE), Norway, 2012.
2. I. Szóke et al. Real-time 3D radiation risk assessment supporting simulation of work in nuclear environments. *J. Radiol. Prot.* 34 (2014) 389.
3. [Establishment and development of ChNPP Units Decommissioning Visualization Center \(CDVC\). Information from the official website of the Chernobyl NPP.](#) (Ukr)
4. Construction of the Centralized Storage Facility for Spent Nuclear Fuel of VVER Reactors of Ukrainian NPPs, Project, rev. 2, vol. 1.2.1. 571402.201.001.П302-01. Book 1 (Kyiv: KIEP, 2016). (Rus)
5. Construction of the Centralized Storage Facility for Spent Nuclear Fuel of VVER Reactors of Ukrainian NPPs. Project, rev. 2, vol. 1.3. 571402.201.001.П303. Description of the technological process of SNF management at NPP power units (Kyiv: KIEP, 2016). (Rus)
6. Construction of the Centralized Storage Facility for Spent Nuclear Fuel of VVER Reactors of Ukrainian NPPs, Project, rev. 2, vol. 3.1. 571402.201.003.TX01. Spent nuclear fuel management (Kyiv: KIEP, 2016). (Rus)
7. K. Chizhov et al. 3D simulation as a tool for improving the safety culture during remediation work at Andreeva Bay. *J. Radiol. Prot.* 34 (2014) 755.
8. M. Pashynov, S. Pidbereznyy, S. Paskevych. 3D Modelling of radiation conditions and dose rates for personnel during dismantling of the roof structures of the Shelter object. *Problems of Atomic Science and Technology* 5(129) (2020). Series: Nuclear Physics Investigations (74) 36.
9. I. Szóke et al. Comprehensive support for nuclear decommissioning based on 3D simulation and advanced user interface technologies. *Journal of Nuclear Science and Technology* 52(3) (2015) 371.

Надійшла/Received 16.02.2021

Створення та розвиток Центру візуалізації зняття з експлуатації блоків ЧАЕС.