

Л. І. Павловський¹, В. М. Рудько¹, Д. В. Федорченко^{1,2}, В. М. Антропов³, О. Г. Третяк³

¹Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, вул. Кірова, 36а, Чорнобиль, 07270, Україна

²Національний науковий центр «Харківський фізико-технічний інститут НАН України», вул. Академічна, 1, Харків, 61000, Україна

³Державне спеціалізоване підприємство «Централізоване підприємство з переробки радіоактивних відходів», вул. Кірова, 52, Чорнобиль, 07270, Україна

Оцінка кількості палива та активності в модулі А-1 ПЗРВ «Підлісний»

Ключові слова:

пункт захоронення радіоактивних відходів «Підлісний», радіоактивні відходи, метод Монте-Карло.

Проведено оцінку кількості палива і сумарної активності локалізованих радіоактивних відходів (РАВ) у модулі А-1 пункту захоронення «Підлісний». Оцінка проводилася за допомогою методу Монте-Карло з використанням коду MCNP 5. Результати сумарної активності локалізованих РАВ становлять близько $1,1 \cdot 10^{15}$ Бк, що близько до раніше отриманої оцінки з використанням спрощеної моделі та програмного коду MicroShield. Кількість палива, що міститься в модулі, оцінено різними методами. Вона не перевищує 0,8% від загальної кількості палива, що знаходилося в реакторі № 4 Чорнобильської АЕС до аварії.

Вступ

Пункт захоронення радіоактивних відходів (ПЗРВ) «Підлісний» було споруджено в районі колишнього населеного пункту Підлісний. Об'єкт прийнято в експлуатацію у грудні 1986 р. Він призначений для захоронення радіоактивних відходів (РАВ) із потужністю дози гамма-випромінювання від 5 до 250 Р/год.

ПЗРВ «Підлісний» — це поверхневе сховище модульного типу (рис. 1 і 2), створене за проектом Все-союзного науково-дослідного і проектного інституту енергетичних технологій (ВНДПІЕТ) у 1986 р. в умовах аварійного реагування [1].

Відповідно до початкового проекту було передбачено 8 бетонних модулів. В експлуатацію введено першу чергу — два бетонних модулі А-1 та Б-1. Модуль А-1 був спроектований для захоронення відходів навалом, модуль Б-1 — для захоронення контейнерів з РАВ і відходів навалом. Решта 6 модулів порожні. Модуль А-1 був заповнений в основному сипучими та будівельними РАВ. На рис. 3 наведено

схему модуля А-1 та його характеристики відповідно до проекту ВНДПІЕТ. Модуль Б-1 заповнений РАВ у контейнерах і навалом. РАВ в обох модулях залито бетоном і вкрито шаром піщано-гравійної суміші.

Загальний об'єм відходів у модулі А-1 оцінюється у 2650 м^3 [1], густина відходів 1995 кг/м^3 . Фізичний склад РАВ — будівельні уламки 4-го енергоблока Чорнобильської АЕС, будівельні відходи промислової зони Чорнобильської АЕС. Після завантаження РАВ у модулі відходи було залито рідким бетоном [1]. Загальний об'єм бетону становив 2296 м^3 (товщина шару 1,5 м).

Модулі складаються з бетонних стін, утворених зі збірних бетонних блоків, що розташовані на загальній бетонній плиті товщиною 1,5 м. Пливу розміщено на ущільненому шарі глини завтовшки близько 4,4 м. Розміри плити кожного модуля близько $52 \times 32 \text{ м}$. Стіни модуля А-1 мають товщину 1,12 м. Довкола стін модуля побудовано ґрунтову греблю заввишки 4,5 м.

Проектувальник ВНДПІЕТ гарантував надійність конструкцій модулів ПЗРВ «Підлісний» до 20 років [2].

© Л. І. Павловський, В. М. Рудько, Д. В. Федорченко, В. М. Антропов, О. Г. Третяк, 2019



Рис. 1. Модуль А-1 зовні



Рис. 2. Модуль А-1 всередині

За даними ВНДПШЕТ, у 2002 р. розроблено звіт ДСП «Централізоване підприємство з переробки радіоактивних відходів» (ЦППРВ) «Про виробничо-господарчу та науково-практичну діяльність», в якому представлено дані щодо інвентаризації радіонуклідного складу та активності РАВ у сховищі на період 1987 р. За даними цього звіту, сумарна активність РАВ у 1987 р. становила $1,74 \cdot 10^{18}$ Бк та з перерахунком на 2016 р. — $2,32 \cdot 10^{17}$ Бк. Проте дані щодо активності не є однозначними, оскільки у відомості інвентаризації сховищ РАВ зони відчуження Чорнобильської АЕС станом на 1 січня 1990 р. сумарна активність радіонуклідів на 3 порядки нижча, ніж за даними ВНДПШЕТ.

У роботі [3] у 2018 р. проведено моделювання радіоактивного випромінювання модуля А-1 ПЗРВ «Підлісний» за допомогою програмного коду MicroShield. За результатами моделювання сумарна активність РАВ, локалізованих у модулі А-1, становить $1,5 \cdot 10^{15}$ Бк. Слід зазначити, що в цих розрахунках використовувалася спрощена модель, в якій РАВ, бетон та гравійно-піщана засипка моделювалися прямокутними паралелепіпедами. Товщини відповідних шарів визначалися як усереднене значення товщин, отриманих у результаті натурних обстежень. Також приймалося, що розподіл активності РАВ у межах шару є однорідним.



Рис. 3. Схема ПЗРВ «Підлісний», модуль А-1

Метою роботи є оцінка розподілу активності РАВ, уточнення загальної активності локалізованих РАВ і розрахунок кількості палива у модулі А-1 ПЗРВ «Підлісний».

Проведення польових досліджень для визначення характеристик модуля А-1 ПЗРВ «Підлісний»

У рамках Договору про науково-технічне співробітництво № 101/18 від 21 червня 2018 р. між ДСП «ЦППРВ», ДСП «Чорнобильська АЕС», ДСП «Екоцентр» та Інститутом проблем безпеки АЕС (ІПБ АЕС) НАН України проведено дослідницькі роботи з обстеження ПЗРВ «Підлісний» [6]. На рис. 4 і 5 наведено фотоматеріали з проведення польових робіт.

У результаті досліджень було визначено потужності дози на поверхні модуля сховища, а також після проведення бурових робіт. Пробурено 16 свердловин до глибини залягання «тіла» РАВ, розміщених по всій площині модуля А-1. Аналіз отриманих кернів показав, що товщини РАВ, бетону та гравійно-піщаної засипки по всій площині модуля А-1 коливаються (табл. 1).

Вимірювання гамма-каротажу свердловин (рис. 6) проводилися по всій глибині з кроком 10 см, у результаті чого отримано дані потужності гамма-випромінювання по висоті свердловин. Розподіл активності в шарі РАВ є істотно нерівномірним. Так, у свердловинах 1, 3, 4 виявлено значні рівні потужності. У той же час у свердловинах 13, 14 та 15 потужність дози є відносно невеликою, що свідчить про відсутність високоактивних джерел випромінювання в цій зоні.

Математична модель сховища

Моделювання радіаційних характеристик модуля А-1 ПЗРВ «Підлісний» здійснювалося методом Монте-Карло з використанням програмного коду MCNP 5 [4]. Для проведення розрахунків було створено просторову модель сховища, яка використовує



Рис. 4. Проведення досліджень свердловини



Рис. 5. Проведення радіаційних досліджень ядра із свердловини

Таблиця 1. Товщини РАВ, бетону та гравійно-піщаної засипки, м

№ свердловини	РАВ	Бетон	Засипка	№ свердловини	РАВ	Бетон	Засипка
1	1,46	1,00	1,29	9	1,75	1,10	0,33
2	1,20	0,80	1,6	10	1,18	1,50	0,12
3	1,26	0,60	1,79	11	1,17	0,90	0,57
4	1,33	1,30	0,94	12	1,24	1,10	0,45
5	1,29	1,60	0,74	13	0,96	0,90	0,24
6	0,42	2,30	0,72	14	0,67	0,70	0,48
7	1,92	0,80	0,88	15	1,35	0,02	0,86
8	2,04	1,10	0,21	16	1,27	0,70	1,22

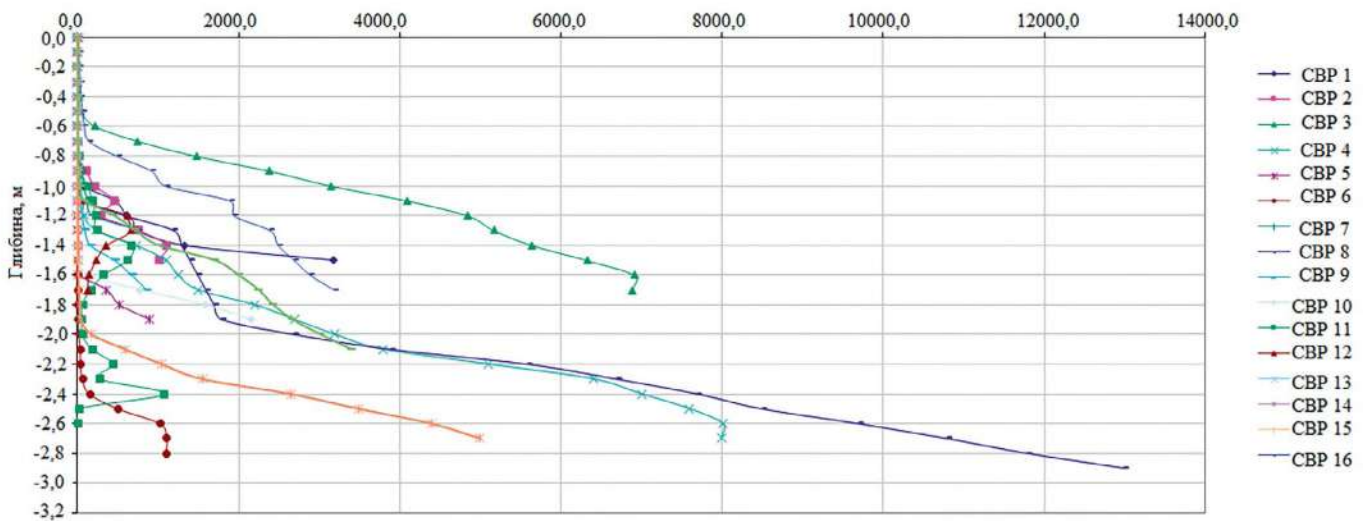


Рис. 6. Результати гамма-каротажу свердловин № 1–16 у модулі А-1 ПЗРВ «Підлісний»

дані натурних обстежень модуля. Ця модель певною мірою є спрощеною, але враховує основні особливості геометрії сховища, зокрема профілі товщини шарів РАВ, бетону та гравійно-піщаної засипки.

Для побудови моделі горизонтальну площину сховища було розділено на 16 прямокутних ділянок (рис. 7). Точками на схемі позначено координати свердловин з їхніми номерами, які збігаються з номерами ділянок. Межі ділянок 1–15 проводили на середній відстані між рядами свердловин, а межу між ділянками 12 та 16 проведено на середній відстані між свердловинами 12 і 16.

Кожна така ділянка містить три шари: РАВ, бетон та гравійно-піщану засипку. Товщина кожного шару є сталою в межах ділянки та відповідає даним, отриманим у ході бурових робіт. У табл. 1 наведено значення товщин, що використовувалися під час моделювання.

У результаті модель внутрішнього об'єму модуля А-1 складається з 48 прямокутних паралелепіпедів: по 16 на шари РАВ, бетону та гравійно-піщаної засипки відповідно. Загальний вигляд моделі, яка використовувалася під час моделювання методом Монте-Карло, наведено на рис. 8. Загальний об'єм РАВ у використаній геометрії 1 940,5 м³.

Крім геометричних характеристик, для розрахунків методом Монте-Карло важливою є специфікація матеріалів, з яких складаються елементи моделі. Згідно з геометричною моделлю було визначено елементний склад та густину для кожного з 48 елементів, але в цьому дослідженні розглянуто спрощений варіант, в якому характеристики матеріалу є сталими в межах відповідного шару. Для шару бетону та гравійно-піщаної засипки це припущення є досить природним, тоді як для шару РАВ це є значною мірою спрощенням. Однак оскільки розподіл складу та густини РАВ у межах шару достеменно невідомий, то для одержання оцінок потужності дози таке припущення можна вважати цілком прийнятним.

Невизначеність складу РАВ призводить до певних труднощів у специфікації відповідних характеристик матеріалу моделі. Звіт [1] містить оцінку середньої густини РАВ у 1 995 кг/м³, а також відомості стосовно складу РАВ: графіт та будівельні уламки. Також, згідно з даними обстежень, деякі зразки РАВ містять фрагменти молюсків, що свідчить про наявність вапняку у складі РАВ. Тому для моделювання було обрано елементний склад, що відповідає композитному агрегату з вапняку та силікатів згідно з рекомендаціями звіту [5]. Для бетону використовувалася стандартний елементний склад згідно з [5], а для гравійно-піщаної засипки елементний склад обрахо-

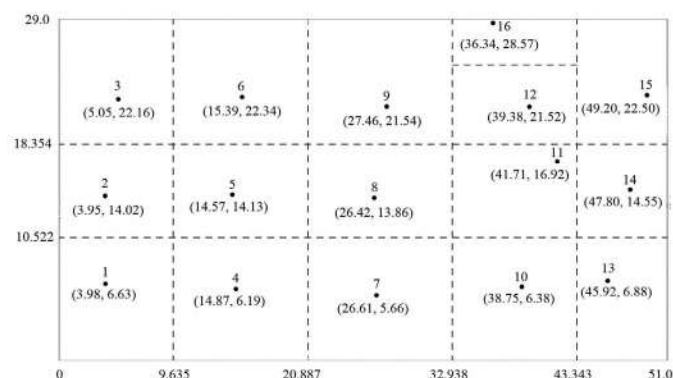


Рис. 7. Схема розташування свердловин у модулі А-1 ПЗРВ «Підлісний»

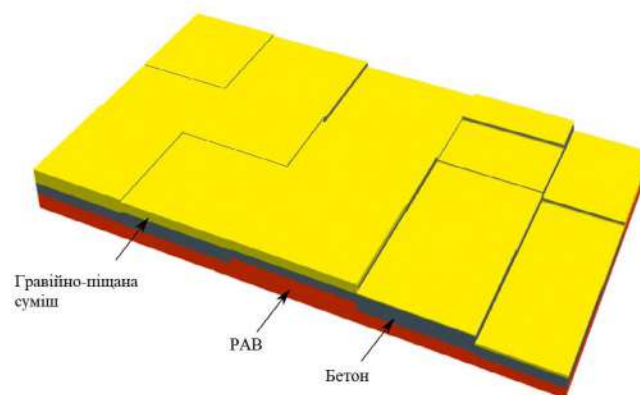


Рис. 8. Просторова модель сховища

увався для 50% суміші гравію та піску. Характеристики відповідних матеріалів, що використовувалися під час моделювання, наведено в табл. 2.

Поле гамма-випромінювання, яке створюється шаром РАВ, визначається вмістом гамма-активних радіонуклідів. Документ [1] містить інвентарні дані стосовно ізотопного складу радіонуклідів у сховищі, з яких випливає, що основний внесок у потужність дози випромінювання вносить ізотоп ¹³⁷Cs. Внесок від інших радіонуклідів є незначним унаслідок відносно малої активності та малої енергії випромінюваних ними гамма-квантів, які ефективно поглинаються в самому шарі РАВ та бетоні. Тому в рамках цієї роботи ми будемо вважати, що поле гамма-випромінювання створюється основною лінією ізотопу ¹³⁷Cs з енергією 662 кеВ.

Моделювання випромінювання РАВ у сховищі

Результати обстеження ПЗРВ, які включали буріння свердловин та гамма-каротаж, свідчать про те, що розподіл активності в шарі РАВ є істотно нерівномірним [6].

Таблиця 2. Елементний склад матеріалів сховища

Матеріал	РАВ (1 995 кг/м ³)							
Елемент	H	C	O	Na	Mg	Al	Si	K
Мас. %	0,00626	0,17732	0,40341	0,00034	0,03295	0,01111	0,03480	0,00114
Елемент	Ca	Fe						
Мас. %	0,32504	0,00774						
Матеріал	Бетон (2 350 кг/м ³)							
Елемент	H	C	O	Na	Mg	Al	Si	K
Мас. %	0,0221	0,00248	0,57493	0,01521	0,00127	0,01995	0,30463	0,01005
Елемент	Ca	Fe						
Мас. %	0,04295	0,00644						
Матеріал	Гравійно-піщана засипка (1 700 кг/м ³)							
Елемент	Si	O	Al	Fe	Mn	Ti	Ca	Mg
Мас. %	0,4259	0,5170	0,0468	0,0085	0,0002	0,0008	0,0002	0,0006

Для відтворення нерівномірного розподілу активності в шарі РАВ моделювання розповсюдження гамма-випромінювання виконувалося для кожного з 16 паралелепіпедів моделі, що складають шар РАВ. Кожен із цих паралелепіпедів розглядався як однорідне об'ємне джерело випромінювання, і методом Монте-Карло визначалися потужності дози випромінювання на межах «РАВ — бетон», «бетон — засипка» та «засипка — повітря» для всіх 16 ділянок (див. рис. 8).

Для розрахунків потужності дози було використано програмний пакет MCNP 5. Для кожного з джерел випромінювання (16 об'ємних) розігрувалося $5 \cdot 10^8$ початкових фотонів з енергією 662 кеВ, що відповідають основній лінії випромінювання ізотопу ¹³⁷Cs.

Для обчислення ефективної дози використовувалися коефіцієнти конверсії між флюенсом та дозою з документа [7] для ізотропної геометрії. Результати розрахунків наведено в табл. 3–5, що містять значення потужності еквівалентної дози на межі між шарами в розрахунку на один бекерель. У табл. 4 та 5 не відображено рядки для джерел, які містять лише нульові значення потужності еквівалентної дози, що відповідає повному екрануванню випромінювання цих джерел. Також табл. 5 містить лише дані для ділянок із відмінними від нуля розрахунковими значеннями потужності дози.

З результатів розрахунків випливає, що в шарі РАВ відбувається значне поглинання випромінювання. Так, з даних табл. 3 можна бачити, що випромінювання окремої ділянки РАВ як об'ємного джерела дає внесок у потужність дози лише для ділянок, які безпосередньо

межують з нею. Також має місце значне послаблення випромінювання в шарі бетону за винятком ділянки 15, де товщина шару бетону недостатня для екранування випромінювання і становить лише 0,02 м. Як свідчать розрахункові дані табл. 5, товщина гравійно-піщаної засипки на цій ділянці також недостатня для ефективного екранування випромінювання.

Визначення розподілу активності РАВ та загальної активності

Рядки табл. 3–5 фактично визначають функції впливу активності, що міститься в конкретних ділянках шару РАВ, на потужність дози на ділянках межі «РАВ — бетон», «бетон — засипка», «засипка — повітря». Відповідно стовпці цих таблиць визначають внесок джерел випромінювання в потужність дози на конкретній ділянці межі між шарами.

Розглянемо потужність дози на межі «РАВ — бетон». Якщо позначити як d_{ik} коефіцієнт, який знаходиться на перетинанні стовпця i та рядка k табл. 3, то потужність дози H_i на ділянці i межі «РАВ — бетон» визначається співвідношенням

$$H_i = \sum_{k=1}^{16} d_{ik} A_k. \quad (1)$$

де A_k — активності джерел випромінювання; індекси $k = 1, \dots, 16$ нумерують ділянки РАВ. Слід вказати, що співвідношення для визначення потужності дози на межах «бетон — засипка» та «засипка — повітря» мають той самий вигляд, а значення коефіцієнтів d_{ik} даються в табл. 4 та 5 відповідно.

Таблиця 3. Потужність еквівалентної дози на межі «РАВ — бетон»,
мкЗв/(год Бк) · 10¹²

№ джерела	Номер ділянки							
	1	2	3	4	5	6	7	8
1	390,966	2,536	0,000	1,639	0,008	0,000	0,000	0,000
2	0,051	637,971	0,775	0,002	0,486	0,013	0,000	0,000
3	0,000	2,273	447,787	0,000	0,003	2,055	0,000	0,000
4	0,195	0,008	0,000	367,909	1,745	0,000	0,000	0,000
5	0,001	2,334	0,007	0,813	508,799	2,454	0,000	0,000
6	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	1149,810	0,000	0,000
7	0,000	0,000	0,000	1,093	0,005	0,000	238,093	0,178
8	0,000	0,000	0,000	0,006	1,383	0,007	1,340	300,628
9	0,000	0,000	0,000	0,000	0,006	1,179	0,000	0,018
10	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
11	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
12	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
13	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
14	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
15	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
16	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000

№ джерела	Номер ділянки							
	9	10	11	12	13	14	15	16
1	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
2	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
3	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
4	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
5	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
6	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
7	0,000	1,180	0,006	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
8	1,454	0,006	1,484	0,009	0,000	0,000	0,000	0,000
9	258,145	0,000	0,007	1,275	0,000	0,000	0,000	1,267
10	0,000	448,266	1,742	0,000	2,939	0,015	0,000	0,000
11	0,000	1,421	606,406	1,039	0,014	4,095	0,001	0,000
12	0,001	0,000	3,566	668,909	0,000	0,022	0,365	3,235
13	0,000	0,106	0,001	0,000	747,100	4,870	0,000	0,000
14	0,000	0,000	0,003	0,000	0,073	1435,820	0,000	0,000
15	0,000	0,000	0,013	2,314	0,000	3,465	525,065	2,170
16	0,001	0,000	0,000	5,812	0,000	0,000	0,530	1097,96

Таблиця 4. Потужність еквівалентної дози на межі «бетон — засипка»,
мкЗв/(год Бк) · 10¹⁵

№ джерела	Номер ділянки							
	1	2	3	4	5	6	7	8
1	0,000	0,228	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
2	0,000	0,332	0,045	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
3	0,000	0,000	10,968	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
4	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
5	0,000	0,007	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
6	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
7	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,150	0,000
8	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,030	0,000
9	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
10	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
11	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
12	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
13	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
14	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
15	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
16	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000

№ джерела	Номер ділянки							
	9	10	11	12	13	14	15	16
1	0,000	0,228	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
2	0,000	0,332	0,045	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
3	0,000	0,000	10,968	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
4	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
5	0,000	0,007	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
6	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
7	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,150	0,000
8	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,030	0,000
9	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
10	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
11	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
12	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
13	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
14	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
15	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
16	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000

Таблиця 5. Потужність еквівалентної дози на межі «засипка — повітря», мкЗв/(год Бк) · 10¹⁸

№ джерела	Номер ділянки						
	8	11	12	13	14	15	16
8	6,476	520,173	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000
11	0,000	0,000	0,000	0,000	270,535	10,179	0,000
12	0,000	0,000	0,000	0,000	69,613	0,000	0,000
15	0,000	30,335	14,183	21,214	8 001,480	6 324,790	12,041

Набір співвідношень (1) може бути використаний для вирішення оберненої задачі з визначення активності за відомими значеннями потужності дози на 16 ділянках сховища. У цьому випадку їх можна розглядати як систему лінійних рівнянь відносно змінних A_k . Система рівнянь (1) містить лише 16 змінних і є повністю визначеною. Але внаслідок спрощеної геометрії, невизначеності в густині та елементному складі РАВ та наявності похибок у вимірюванні потужності дози її точне розв'язання не задовольняє фізичним обмеженням, оскільки містить від'ємні значення активності джерел. Тому в цьому випадку для визначення розв'язку слід використовувати методи оптимізації за наявності обмежень. У цьому випадку обмеження, яке накладається на розв'язання оптимізаційної задачі, полягає в тому, що змінні A_k описують активності радіоізотопів і, відповідно, вони можуть набувати лише невід'ємних значень.

Оскільки система рівнянь (1) відносно A_k є лінійною, то для розв'язання оптимізаційної задачі доцільно використати метод NNLS (non-negative least squares) [8]. Цей метод полягає в пошуку розв'язку

$$\arg \min_{\mathbf{A}} \|\mathbf{dA} - \mathbf{H}\|_2, A_k \geq 0. \quad (2)$$

де $\mathbf{d} = \|d_{ik}\|$ — матриця коефіцієнтів d_{ik} ; $\mathbf{A} = (A_1, \dots, A_{16})$ — вектор значень активності джерел випромінювання; $\mathbf{H} = (H_1, \dots, H_{16})$ — вектор значень потужності дози; $\|\cdot\|_2$ — евклідова норма.

При розв'язанні оптимізаційної задачі (2) як матрицю коефіцієнтів \mathbf{d} було використано розрахункові значення з табл. 3, а значення потужності дози \mathbf{H} було взято з даних гамма-каротажу свердловин 1–16 [6] (табл. 6). Для розрахунків використовувалася реалізація алгоритму NNLS із бібліотеки SciPy.

Результати розрахунків активності джерел та сумарної активності, а також значення залишку $\delta = \|\mathbf{dA} - \mathbf{H}\|_2$, який є мірою відповідності одержаного розв'язку експериментальним даним з потужності дози випромінювання, наведено у табл. 7.

На рис. 9 показано розрахункові розподіли ак-

тивності в межах шару РАВ. З результатів розрахунків випливає, що ця модель певною мірою подібна до моделі, яка використовувалася під час розрахунків за допомогою MicroShield [3], де розглядався шар РАВ сталої товщини з однорідним розподілом активності. Про це свідчать також близькі значення сумарної активності, одержані для обох моделей.

Таблиця 6. Потужність дози у свердловинах (за даними роботи [6])

№ свердловини	Потужність дози, мкЗв/год
1	31 720
2	11 080
3	69 150
4	80 100
5	8 951
6	10 300
7	7 500
8	130 000
9	8 700
10	21 500
11	7 600
12	6 700
13	42
14	3,1
15	20,8
16	32 000

Оцінка кількості палива в сховищі

Для оцінки кількості палива в модулі А-1 ПЗРВ «Підлісний» прийнято дані документа «Звіт з аналізу стану безпеки об'єкта «Укриття» за 2008 р.» [9]:

Таблиця 7. Розрахункові значення активності ділянок сховища

№ джерела	Активність, Бк
1	$8,102 \cdot 10^{13}$
2	$1,644 \cdot 10^{13}$
3	$1,544 \cdot 10^{14}$
4	$2,172 \cdot 10^{14}$
5	$1,565 \cdot 10^{13}$
6	$8,614 \cdot 10^{12}$
7	$2,907 \cdot 10^{13}$
8	$4,324 \cdot 10^{14}$
9	$3,127 \cdot 10^{13}$
10	$4,784 \cdot 10^{13}$
11	$1,128 \cdot 10^{13}$
12	$9,681 \cdot 10^{12}$
13	0,000
14	0,000
15	$2,957 \cdot 10^9$
16	$2,908 \cdot 10^{13}$
Сумарна активність, Бк	$1,084 \cdot 10^{15}$
Залишок δ , мкЗв	108,154

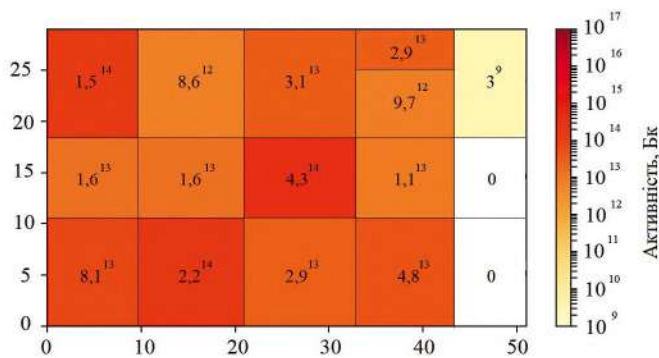


Рис. 9. Розрахунковий розподіл активності в шарі РАВ для 16 об'ємних джерел

розрахункове значення активності ^{137}Cs накопиченого в реакторі № 4 Чорнобильської АЕС до аварії становить $2,6 \cdot 10^{17}$ Бк;

загальна кількість палива по урану в реакторі № 4 до аварії 190,2 т.

Оцінку кількості палива проведемо кількома методами.

Метод 1. Розрахунок палива за загальною активністю, що міститься у модулі А-1

Використовуючи дані [9] з урахуванням періоду напіврозпаду, активність ^{137}Cs , перерахована на 2018 р., становить $1,25 \cdot 10^{17}$ Бк. Кількість палива, що міститься в модулі А-1 ПЗРВ «Підлісний», дорівнює $m_{\text{п}} = 190,2 \cdot 1,084 \cdot 10^{15} / 1,25 \cdot 10^{17} = 1,649 \text{ т} = 1\,649 \text{ кг}$.

Метод 2. Розрахунок палива за питомою активністю РАВ у модулі А-1

Враховуючи, що середня густина РАВ $1\,990 \text{ кг/м}^3$, а загальний об'єм РАВ $1\,745 \text{ м}^3$, загальна маса РАВ у модулі А-1 дорівнює $3,47 \cdot 10^9 \text{ г}$.

Таким чином, питома активність РАВ становить $1,084 \cdot 10^{15} / 3,47 \cdot 10^9 = 3,12 \cdot 10^5 \text{ Бк/г}$.

Знаючи питому активність ^{137}Cs середньо-паливного складу $6,715 \cdot 10^8 \text{ Бк/г}$, можна розрахувати коефіцієнт вмісту палива в РАВ. Маса палива в модулі А-1 визначається добутком коефіцієнта на загальну масу РАВ.

Коефіцієнт вмісту палива в РАВ $3,12 \cdot 10^5 / 6,71 \cdot 10^8 = 4,65 \cdot 10^{-4}$; маса палива в модулі А-1 ПЗРВ «Підлісний» $m_{\text{п}} = 3,47 \cdot 10^9 \cdot 4,65 \cdot 10^{-4} = 1,615 \cdot 10^6 \text{ г} = 1\,615 \text{ кг}$.

Метод 3. Розрахунок палива за потужністю дози під час завантаження РАВ у модуль А-1

Для завантаження в модуль А-1 приймали високоактивні РАВ, потужність дози яких становила від 5 Р/год (50 мЗв/год) до 50 Р/год (500 мЗв/год). Вимірювання потужності дози виконувалося поблизу поверхні РАВ, у тому числі після завантаження їх у кузов транспортного засобу. Для оцінки питомої активності РАВ за даними вимірювання потужності дози гамма-випромінювання необхідно створити розрахункову модель для визначення потужності гамма-випромінювання поблизу поверхні РАВ у кузові транспортного засобу.

При створенні моделі приймалося, що геометрія РАВ у кузові транспортного засобу описується прямокутним паралелепіпедом. Як транспортний засіб розглядався самоскид КРАЗ-256Б, який згідно з наявними даними використовувався при завантаженні РАВ у сховище. Габарити кузова $4,4 \times 2,43 \text{ м}$, вміст кузова 6 м^3 , відповідно товщина шару РАВ при повному завантаженні кузова $0,57 \text{ м}$.

Для розрахунку потужності випромінювання РАВ у кузові використовувався програмний код MCNP 5 [4]. Моделювалося випромінювання фрагмента РАВ з геометричними розмірами $4,4 \times 2,43 \times 0,57 \text{ м}$, елементний склад якого та густину наведено в табл. 2. При цьому визначалася потужність дози в точці, що розташована на відстані

10 см від геометричного центра верхньої площини РАВ. Вибір геометричного центра поверхні як точки вимірювання під час моделювання обумовлений тим, що для цієї геометрії в ній буде спостерігатися максимальне значення потужності дози випромінювання.

При моделюванні було використано $5 \cdot 10^6$ початкових гамма-квантів з енергією 662 кеВ, які відповідають випромінюванню ізотопу ^{137}Cs . Досягнута статистична похибка розрахунків становила 0,65 %. Згідно з розрахунками коефіцієнт конверсії активності в потужність дози випромінювання в центрі поверхні РАВ становить $k_H = 7,527 \cdot 10^{-9}$ (мкЗв/год)/Бк.

За допомогою коефіцієнта конверсії можна визначити питому активність РАВ у кузові транспортного засобу об'ємом $V = 6 \text{ м}^3$. Так, для вимірної потужності дози $H = 5 \text{ Р/год}$ (50 мЗв/год)

$$A_v = \frac{H}{k_H V} = \frac{50000}{7,527 \cdot 10^{-9} \cdot 6} = 1,107 \cdot 10^{12} \text{ Бк/м}^3. \quad (3)$$

Повна активність для об'єму РАВ $V = 1940 \text{ м}^3$:

$$A_{tot} = A_v V = 1,107 \cdot 10^{12} \cdot 1940 = 2,148 \cdot 10^{15} \text{ Бк}. \quad (4)$$

Питома активність ізотопу ^{137}Cs у паливі на 1987 р. становить $A_{Cs} = 1,37 \cdot 10^9 \text{ Бк/г}$. Звідси отримуємо оцінку для маси палива у сховищі

$$m_{\text{п}} = A_{tot} / A_{Cs} / 1000 = 2,148 \cdot 10^{15} / 1,37 \cdot 10^9 / 1000 = 1568 \text{ кг}. \quad (5)$$

Висновки

1. Розглянуто питання відновлення розподілу активності РАВ у модулі А-1 ПЗРВ «Підлісний» за результатами гамма-каротажу. За допомогою програмного коду MCNP проведено моделювання випромінювання ділянок шару РАВ з однорідним розподілом активності. На основі результатів моделювання запропоновано метод відновлення розподілу активності РАВ з використанням процедури оптимізації NNLS.

2. Одержано розрахункові розподіли активності в межах шару РАВ та оцінку сумарної активності по ізотопу ^{137}Cs .

3. Сумарна активність РАВ у модулі А-1 ПЗРВ «Підлісний» становить $1,084 \cdot 10^{15}$ Бк.

4. Оцінено кількість палива в модулі А-1 ПЗРВ «Підлісний» різними методами. Вона коливається в межах від 1568 до 1649 кг або близько 0,8% від загальної кількості палива, що знаходилось у реакторі № 4 Чорнобильської АЕС до аварії.

Список літератури

1. Технічне рішення щодо проведення додаткових обстежень ПЗРВ «Підлісний». — Чорнобиль, 2017.
2. Рабочий проект ПЗРО «Подлесный». Консервация. Т. 3 «Оценка безопасности консервации ПЗРО». — НПО «Припять», 1996.
3. Попередня оцінка сумарної активності локалізованих радіоактивних відходів у модулі А-1 пункту захоронення радіоактивних відходів «Підлісний» / А. О. Холодюк, С. В. Купріячук, Л. І. Павловський, Д. В. Федорченко, В. М. Антропов, О. Г. Третяк // Ядерна енергетика та довкілля. — 2019. — № 3 (15). — С. 42–47.
4. MCNP Version 5 / F. V. Brown, R. F. Barrett, T. E. Booth, J. S. Bull, et al. — Diagnostics Applications Group (X-5) Applied Physics Division, Los Alamos National Laboratory. — 2002. — 8 p. — (LA-UR-02-3199). — Available at: https://laws.lanl.gov/vhosts/mcnp.lanl.gov/pdf_files/la-ur-02-3199.pdf.
5. Williams R. G. III. Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling (PNNL-15870) / R. G. Williams III, C. J. Gesh, R. T. Pagh. — Richland, Washington: Pacific Northwest National Laboratory, 2006. — 114 p. — Available at: https://www.pnnl.gov/main/publications/external/technical_reports/pnnl-15870.pdf.
6. Обстеження ПЗРВ «Підлісний», результати гамма-каротажу у свердловинах № 1–16 модуля А-1 ПЗРВ «Підлісний». Договір про науково-технічне співробітництво № 101/18 від 21 червня 2018 р. між ДСП «Централізоване підприємство з переробки радіоактивних відходів», ДСП «Чорнобильська АЕС», ДСП «Екоцентр» та Інститутом проблем безпеки АЕС НАН України.
7. Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures. ICRP Publication 116 / ICRP // Annals of the ICRP. — 2010. — Vol. 40 (2-5). — 258 p. — Available at: https://journals.sagepub.com/doi/pdf/10.1177/ANIB_40_2-5.
8. Lawson C. L. Solving least squares problems SIAM / C. L. Lawson, R. J. Hanson. — Philadelphia : SIAM, 1995. — 337 p.
9. Отчет о состоянии безопасности объекта «Укрытие» за 2008 г., SIP-P-PM-22-460-SAR-124-05.

Л. І. Павловський¹, В. М. Рудько¹, Д. В. Федорченко^{1,2},
В. М. Антропов³, О. Г. Третяк³

¹Інститут проблем безпеки АЕС НАН України,
ул. Кирова, 36а, Чернобыль, 07270, Украина

²Национальный научный центр «Харьковский физико-технический институт НАН Украины», ул. Академическая, 1, Харьков, 61000, Украина

³Государственное специализированное предприятие «Централизованное предприятие по переработке радиоактивных отходов», ул. Кирова, 52, Чернобыль, 07270, Украина

Оценка количества топлива и активности в модуле А-1 ПЗРО «Подлесный»

Проведена оценка количества топлива и суммарной активности локализованных радиоактивных отходов (РАО) в модуле А-1 пункта захоронения РАО «Подлесный». Оценка проводилась с помощью метода Монте-Карло с использованием кода MCNP 5. Результаты суммарной активности локализованных РАО составляют около $1,1 \cdot 10^{15}$ Бк, что близко к ранее полученной оценке с использованием упрощенной модели и программного кода MicroShield. Количество топлива, содержащегося в модуле, было оценено различными методами. Оно не превышает 0,8% от общего количества топлива, которое находилось в реакторе № 4 Чернобыльской АЭС до аварии.

Ключевые слова: пункт захоронения радиоактивных отходов «Подлесный», радиоактивные отходы, метод Монте-Карло.

background of 1.5 m thick concrete slab. The storage facility was intended for disposal of radioactive waste with exposure rate from 5 R/h to 250 R/h. The A1 module survey of 2018 included studies of surface dose rates and also gamma ray well logging. During the survey, 16 wells were drilled down to the radioactive waste layer. Analysis of the drilling results revealed that thickness of radioactive waste layer varies from 0.7 to 2 m across the A1 module. Activity distribution in the radioactive waste layer is essentially nonuniform. According to the well logging data dose rate inside the well is within 7.5 to 130 mSv/h range. For the calculations, we developed spatial model of the storage facility based on the survey data. The model describes profiles of radioactive waste layer, concrete layer and gravel-sand covering. To build the model we divided module area into 16 rectangular fragments. For each fragment thicknesses of the corresponding layers were constant and defined by the drilling results. To assess the fuel amount and total radioactive waste activity for the A1 module of “Pidlisnyi” disposal site we used Monte Carlo simulation with MCNP5 transport code. The calculated value of the total activity of about $1.1 \cdot 10^{15}$ Bq is close to the value obtained in the previous paper using simplified model and MicroShield code. We also performed assessment of the fuel amount inside the module using various approaches and found it to be below 0.8% from total fuel amount in the Chornobyl NPP unit 4 before the accident.

Keywords: radioactive waste disposal site “Pidlisnyi”, radioactive waste, Monte Carlo method.

L. I. Pavlovskiy¹, V. M. Rudko¹, D. V. Fedorchenko^{1,2}, V. M. Antropov³, O. G. Tretyak³

¹Institute for Safety Problems of Nuclear Power Plants, NAS of Ukraine, 36a, Kirova st., Chornobyl, 07270, Ukraine

²National Science Center “Kharkiv Institute of Physics and Technology, NAS of Ukraine”, 1, Academichna st., Kharkiv, 61000, Ukraine

³State Specialized Enterprise “Centralized Enterprise for the Processing of Radioactive Waste”, 52, Kirova st., Chornobyl, 07270, Ukraine

Assessment of the Fuel Amount Radioactive Waste Activity for the A-1 Module of the RWDS “Pidlisnyi”

Radioactive waste disposal site “Pidlisnyi” was commissioned in December, 1986. It is a surface storage facility with modular type design. Modules are formed by walls built from concrete blocks placed on common

References

1. *The technical solution to conduct additional inspections of RWDS “Pidlisnyi”*. Chornobyl, 2017. (in Ukr.)
2. *Working project of RWDS «Pidlisnyi». Conservation. Vol. 3 “Safety assessment of conservation of RWDS”*. NGO “Pripyat”, 1996. (in Russ.)
3. Kholodiuk A. O., Kuprianchuk S. V., Pavlovskii L. I., Fedorchenko D. V., Antropov V. M., Tretyak O. G. (2019). Preliminary Assessment of the Total Activity of Disposed Radioactive Waste in Module A-1 of the Radioactive Waste Disposal Site “Pidlisnyi”. *Yaderna Energetyka ta Dovkillya [Nuclear Power and the Environment]*, vol. 15, no. 3, pp. 42–47.
4. Brown F. B., Barrett R. F., Booth T. E., Bull J. S., et al. (2002). *MCNP Version 5*. LA-UR-02-3199. Los Alamos National Laboratory, Applied Physics Division, 8 p. Available at: https://laws.lanl.gov/vhosts/mcnp.lanl.gov/pdf_files/la-ur-02-3199.pdf.

5. Williams R. G. III., Gesh C. J., Pagh R. T. (2006). *Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling* (PNNL-15870). Prepared for the U. S. Department of Energy under Contract DE-AC05-76RL01830. — Richland, Washington: Pacific Northwest National Laboratory, 114 p. Available at: https://www.pnnl.gov/main/publications/external/technical_reports/pnnl-15870.pdf.
6. *Survey of the RWDS "Pidlisnyi", results of gamma logging in wells No. 1–16 of module A-1 of the RWDS "Pidlisnyi"*. Agreement on Scientific and Technical Cooperation No. 101/18 dated June 21, 2018 between SSE "Centralized Enterprise for Radioactive Waste Processing", SSE "Chornobyl NPP", SSE "Ecocenter" and Institute for Safety Problems of NPP, NAS of Ukraine. (in Ukr.)
7. ICRP (2010). Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures. ICRP Publication 116. *Annals of the ICRP*, vol. 40 (2-5), 258 p. Available at: https://journals.sagepub.com/doi/pdf/10.1177/ANIB_40_2-5.
8. Lawson C. L., Hanson R. J. (1995). *Solving least squares problems*. Philadelphia: SIAM, 337 p.
9. *Report on the safety status of the Shelter object in 2008*. SIP-P-PM-22-460-SAR-124-05. (in Russ.)

Надійшла 11.12.2019

Received 11.12.2019