

М. М. Талерко¹, Т. Д. Лев¹, А. В. Носовський¹, В. М. Рудько¹, В. М. Піскун¹, А. М. Новіков¹,
І. П. Шедеменко¹, О. В. Блохіна²

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

² Філія ВП «Атомпроєктінжиніринг» АТ «НАЕК «Енергоатом», вул. Сім'ї Прахових, 6, Київ, 01033, Україна

Розрахунок розмірів санітарно-захисної зони Хмельницької АЕС з урахуванням будівництва енергоблоків № 5, 6 з реакторною установкою AP1000

Ключові слова:

санітарно-захисна зона,
зона спостереження,
АЕС, реакторна установка
AP1000,
проектна аварія,
умови нормальної експлуатації,
ефективна доза опромінення

Виконано оцінювання розмірів санітарно-захисної зони (СЗЗ) Хмельницької АЕС (ХАЕС) з урахуванням потенційного впливу запланованих до будівництва енергоблоків № 3, 4 з реактором ВВЕР-1000 та № 5, 6 з реактором AP1000 виробництва Westinghouse Electric Company. Розрахунки проводились з урахуванням вимог стандарту СОУ НАЕК 023:2014 «Порядок встановлення розмірів санітарно-захисної зони АЕС». Розміри СЗЗ ХАЕС визначалися на основі неперевищення певних рівнів опромінення на межі СЗЗ для умов нормальної експлуатації, порушень нормальної експлуатації та максимальної проектно аварії. Показано, що визначальним для встановлення розмірів СЗЗ є неперевищення критерію за ефективною дозою опромінення критичної вікової групи «1 рік» в умовах максимальної проектно аварії на енергоблоках з реакторами ВВЕР-1000. Розрахована межа СЗЗ ХАЕС з урахуванням потенційного впливу всіх енергоблоків являє собою еліпсоподібну фігуру з довжинами піввісей 2600 і 2200 м. Розраховані межі СЗЗ ХАЕС майже повністю укладаються в межі, що існують зараз (коло радіусом 2700 м). Зроблено висновок про недоцільність перегляду розмірів СЗЗ ХАЕС після введення експлуатацію нових блоків № 3, 4 з реакторами ВВЕР-1000 та № 5, 6 з реакторами AP1000.

Вступ

Принципи зонування території навколо АЕС визначаються Законом України «Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку» [1]. Стаття 45 цього закону вимагає, що «у місцях розташування ядерної установки чи об'єкта, призначеного для поводження з радіоактивними відходами, встановлюються санітарно-захисна зона і зона спостереження». Розміри й межі санітарно-захисної зони (СЗЗ) та зони спостереження (ЗС) визначаються у проєкті згідно з нормами та правилами у сфері використан-

ня ядерної енергії, а також узгоджуються з органом державного регулювання ядерної та радіаційної безпеки.

Основними документами в Україні, що визначають норми для встановлення розмірів СЗЗ та ЗС АЕС, є «Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України» [2], «Загальні положення безпеки атомних станцій» [3], «Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97)» [4] та «Вимоги з безпеки до вибору майданчика для розміщення атомної станції» [5]. Детальний огляд практики застосування положень вказаних законодавчих і нормативних

© М. М. Талерко, Т. Д. Лев, А. В. Носовський, В. М. Рудько, В. М. Піскун,
А. М. Новіков, І. П. Шедеменко, О. В. Блохіна. Ліцензія CC BY 4.0

документів України щодо СЗЗ АЕС, а також аналіз їх з точки зору узгодження законодавства України у сфері радіаційної безпеки з регулюючими вимогами Євросоюзу, зроблено в [6].

Розрахунки розмірів та меж СЗЗ та ЗС АЕС України мають виконуватися згідно зі стандартом СОУ НАЕК 023:2014 [7] та документа НП 306.2.173-2011 [8], затвердженого наказом Держатомрегулювання України та МОЗ України, відповідно.

Станом на зараз на Хмельницькій АЕС (ХАЕС) працюють два енергоблоки № 1 та 2 з реакторами ВВЕР-1000 загальною потужністю 2000 МВт. У квітні 2024 р. Кабінет Міністрів України схвалив та направив до Верховної Ради України законопроект, який передбачає ухвалення рішення про розміщення, проектування та будівництво енергоблоків № 3 та 4 на ХАЕС із реакторами ВВЕР-1000/466Б. Крім того, згідно з «Меморандумом про взаєморозуміння» між ДП «Енергоатом» та Westinghouse Electric Company, підписаним 31.08.2021 р., на майданчику ХАЕС передбачається будівництво двох нових енергоблоків № 5, 6 із реакторними установками AP1000 покоління III, а також одиничною електричною потужністю близько 1100 МВт і тепловою потужністю 3400 МВт.

Метою статті є визначення розмірів СЗЗ ХАЕС з урахуванням планів будівництва нових енергоблоків. Згідно з вимогами документа [7], розрахунок усіх функцій, які порівнюються зі встановленими критеріями визначення розмірів СЗЗ АЕС, повинен проводитися з урахуванням внесків від усіх джерел радіоактивних викидів на майданчику АЕС. Тому в подальших розрахунках враховувались можливі внески всіх шести (діючих та запланованих) енергоблоків ХАЕС у формування радіоактивного забруднення атмосфери, випадань на підстильну поверхню та відповідних доз опромінення населення.

Критерії визначення розмірів СЗЗ АЕС

Відповідно до [7] критеріями визначення розмірів СЗЗ АЕС є дотримання неперевищення певних рівнів опромінення на межі СЗЗ та за її межами. Зазначені рівні опромінення встановлені окремо для нормальної експлуатації, а також для проектних аварій і порушень нормальної експлуатації.

За нормальної експлуатації не повинна перевищуватись квота ліміту дози для газо-аерозольного викиду АЕС, установлена НРБУ-97 [4], а саме — річна ефективна доза опромінення населення за рахунок усіх шляхів формування дози за межами СЗЗ не по-

винна перевищувати 40 мкЗв (п. 6.1 [7]). Неперевищення зазначеної дози опромінення повинно бути забезпечено для всіх референтних віків, зазначених у НРБУ-97, та для всіх відстаней, що дорівнюють або перевищують відстані від місць можливих викидів до меж СЗЗ.

В умовах порушень нормальної експлуатації ефективні дози опромінення населення за межами СЗЗ не повинні перевищувати 40 мкЗв за 120 діб після такого випадку (п. 7.6 [7]).

При проектних аваріях, згідно з пп. 7.1–7.2 [7], дози опромінення населення за період 14 діб на межі СЗЗ та за її межами не повинні перевищувати значення рівнів безумовної виправданості, наведених у таблиці Д.7.1 НРБУ-97, а саме:

- а) ефективна доза: діти — 10 мЗв; дорослі — 20 мЗв;
- б) доза в щитовидній залозі: діти — 100 мЗв; дорослі — 300 мЗв;
- в) доза в шкірі: діти — 300 мЗв; дорослі — 500 мЗв.

Загальний опис процедур та методів розрахунку

Відповідно до [7] при встановленні розмірів СЗЗ АЕС розглядаються три типи сценаріїв опромінення населення: 1) за нормальної експлуатації АЕС, 2) в умовах порушень нормальної експлуатації, 3) в умовах проектних аварій.

Розрахунок ефективної дози опромінення населення проводиться з урахуванням інгаляційного надходження радіонуклідів та зовнішнього опромінення від хмари викиду, включно з внеском за рахунок вторинного вітрового підйому випадань із поверхні землі; зовнішнього опромінення від випадань радіонуклідів на поверхню ґрунту (для всіх типів сценаріїв); а також внутрішнього опромінення від перорального надходження радіонуклідів (окрім сценаріїв проектних аварій). У разі проектних аварій додатково розраховуються еквівалентні дози в щитовидній залозі та шкірі.

Значення дози опромінення населення розраховується для періоду 1 рік (за нормальної експлуатації АЕС), 120 діб (у разі порушень нормальної експлуатації) та 14 діб (в умовах проектних аварій).

Головними елементами загальної схеми розрахунку ефективних (еквівалентних) доз опромінення населення згідно з вимогами [7] є:

- 1) Гауссова модель атмосферного перенесення радіонуклідів та їхнє осадження на підстильну поверхню [9, 10];

2) модель розрахунку міграції радіонуклідів у харчових ланцюгах; у документі [7] використовується підхід, який у цілому відповідає радіоекологічній моделі ECOSYS-87 [11, 12];

3) дозиметричні моделі; значення доз зовнішнього та внутрішнього опромінення людини розраховуються з використанням дозиметричних коефіцієнтів, заданих згідно з публікаціями [13, 14].

Метеорологічна інформація, використана для визначення розмірів СЗЗ ХАЕС

Метеорологічна інформація, необхідна для розрахунків полів радіоактивного забруднення повітря та земної поверхні в умовах нормальної експлуатації з використанням моделі атмосферного перенесення радіонуклідів, була отримана з даних метеорологічних спостережень у районі розташування ХАЕС за період 2013–2023 рр. Вимірювання проводилися за допомогою автоматичної погодної станції AWS-310 фірми Vaisala (Фінляндія), встановленої на метеорологічному майданчику (територія ЦПК АСКРО) ХАЕС [15, 16].

Для розрахунків розповсюдження радіоактивних викидів в умовах нормальної експлуатації АЕС за допомогою Гауссової моделі атмосферного перенесення необхідно використовувати середньокліматичні значення повторюваності метеорологічних параметрів, що визначають розповсюдження домішок в атмосфері. З цією метою, за даними вимірювань,

була розрахована тривимірна матриця повторюваності метеорологічних умов, які характеризуються різними значеннями напрямку вітру (румбу) (16 категорій), швидкості вітру (8 категорій) та класу стійкості атмосфери (6 категорій стійкості атмосфери згідно з класифікацією Пасквілла — Гіффорда). Крім того, для сукупності метеорологічних умов, що відповідають кожному елементу матриці повторюваності, було обчислено значення параметра вологого вимивання радіонукліда з атмосфери.

Узагальнені результати аналізу повторюваності напрямків вітру та розподіл класів стійкості атмосфери представлені на рис. 1. Сполучення метеорологічних умов із найбільшою повторюваністю – категорія стійкості атмосфери D із західним напрямком вітру (10,4 %).

Розрахунки розповсюдження короточасних викидів в умовах порушень нормальної експлуатації та проектних аварій проводилося за стаціонарних метеорологічних умов, які характеризувалися заданими значеннями категорії стійкості атмосфери та швидкості вітру (за постійного його напрямку протягом усього періоду переносу). Усі розрахунки проводилися в умовах існування дощових опадів із постійною інтенсивністю $10,7 \text{ мм год}^{-1}$. Це значення забезпечує вимоги [7] щодо вибору величини параметра вологого вимивання при моделюванні атмосферного розповсюдження радіоактивних викидів в умовах радіаційних аварій.

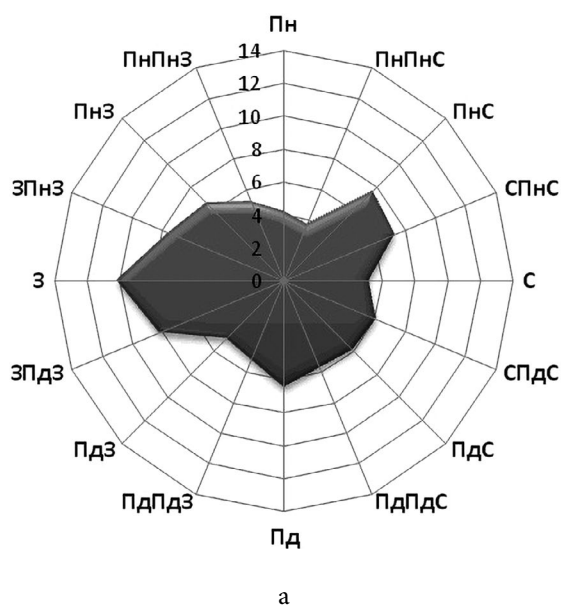


Рис. 1. Діаграма повторюваності (%) напрямків вітру по 16 румбах (а) та повторюваність класів стійкості атмосфери (б) за період 2013–2023 рр.

Оцінки викидів радіонуклідів з енергоблоків ХАЕС, використані для розрахунків

Умови нормальної експлуатації. Викиди з шести енергоблоків ХАЕС в умовах нормальної експлуатації було параметризовано як суму 11 модельних джерел, що включають:

1–3 — викиди з вентиляційних труб реакторних відділень енергоблоків № 1 і 2 з реакторами ВВЕР-1000 та спецкорпусу; для подальших розрахунків було використано фактичні значення викидів, уśredнені за останні 10 років експлуатації об'єкта [17];

4–7 — проектні значення викидів з енергоблоків № 3 та 4 ХАЕС із реакторами ВВЕР-1000 [18]; приймалося, що основними джерелами радіоактивних викидів є викиди з вентиляційних труб реакторних відділень (висота викиду 100 м) та ежекторів турбоагрегатів (висота викиду 0 м);

8–11 — проектні значення викидів з енергоблоків № 5 та 6 ХАЕС із реакторами АР1000 [19–21]; викиди в атмосферу в умовах нормальної експлуатації відбуваються через дві вентиляційні труби: головну вентиляційну трубу (ефективна висота 81,6 м) та вентиляційну трубу турбінного відділення (ефективна висота 39,8 м) [21].

У подальших розрахунках розмірів СЗЗ було враховано відносну відстань між основними джерелами викиду радіонуклідів в атмосферу на майданчику АЕС. Відстань між крайніми джерелами — вентиляційними трубами енергоблоків № 1 та 6 — становить 1 213 м.

На рис. 2 наведено значення активності окремих нуклідів ^3H , ^{14}C , ^{90}Sr , ^{134}Cs , ^{137}Cs та груп радіоїодів, інертних радіоактивних газів (ІРГ) та довгоіснуючих нуклідів (ДІН), сумовані за діючими енергоблоками № 1 та 2 (включно із викидами з вентиляційної труби спецкорпусу); № 3 та 4, а також № 5 та 6. За окремими нуклідами існують суттєві відмінності в оцінках викидів з різних енергоблоків в умовах їхньої нормальної роботи, які визначають результати подальших розрахунків і, відповідно, відносний внесок викидів кожного енергоблоку в розрахункові значення ефективних доз для населення. Головними з них є:

1) сумарна активність радіоїодів за проектними даними для енергоблоків № 3 та 4 з реакторами ВВЕР-1000 на порядок більше, ніж проектні викиди для реакторів АР1000 і майже на 3 порядки більше, ніж дані фактичних викидів для енергоблоків № 1 і 2;

2) сумарна активність ІРГ за проектними даними для енергоблоків № 3 та 4 більше, ніж на 2 порядки

перевищує відповідні значення для енергоблоків № 1, 2 та № 5, 6;

3) проектні оцінки викидів ^{14}C для енергоблоків з реактором АР1000 майже на шість порядків більше за аналогічні проектні оцінки для енергоблоків з реакторами ВВЕР-1000;

4) значні розбіжності в оцінках активності аерозольних викидів, зокрема для ^{90}Sr .

Порушення умов нормальної експлуатації.

У розглянутих документах, включаючи документацію для енергоблоку № 2 ХАЕС [22], для енергоблоків № 3, 4 ХАЕС [18, 23] та наявну документацію щодо енергоблоків з реактором АР1000 [19–21, 24, 25], практично відсутня як інформація про можливі сценарії таких випадків, що призводять до додаткових радіоактивних викидів в атмосферу, так і результати оцінок наслідків їхнього впливу для навколишнього середовища та здоров'я населення. Також у [7] та інших розглянутих документах відсутні конкретні вказівки щодо визначення параметрів радіоактивних викидів (радіонуклідного складу, активності викиду, його тривалості) для таких випадків.

Тому в рамках цієї роботи такий сценарій побудовано на основі підходу, використаного в [21]. Було прийнято, що за порушень умов нормальної експлуатації на будь-якому з енергоблоків № 1–6 відбувається короткочасний викид через головну вентиляційну трубу енергоблоку (тривалість прийнято рівною 30 хв). Радіонуклідний склад викиду повністю відповідає викидам за нормальної експлуатації, а його активність дорівнює 1/12 сумарної активності річних викидів, тобто значенням викидів за нормальної експлуатації протягом одного місяця.

Проектні аварії. Для енергоблоків ХАЕС із реакторами ВВЕР-1000 розрахунки виконувались для максимальної проектної аварії (МПА) та аварії з відривом кришки колектора парогенератора. Як МПА розглянуто сценарій із розривом головного циркуляційного трубопроводу на вході в реактор із двостороннім витоком теплоносія. Величини викидів основних дозоутворюючих радіонуклідів для всіх чотирьох енергоблоків ХАЕС із реакторами ВВЕР-1000 вважались однаковими і задавались згідно з [26]. Тривалість викиду в навколишнє середовище приймалась рівною 8 год [18].

Для енергоблоків з реакторами АР1000 розглянуто наслідки проектної аварії з втратою теплоносія після повного розриву головного трубопроводу з подальшим розплавленням палива та частковим вики-

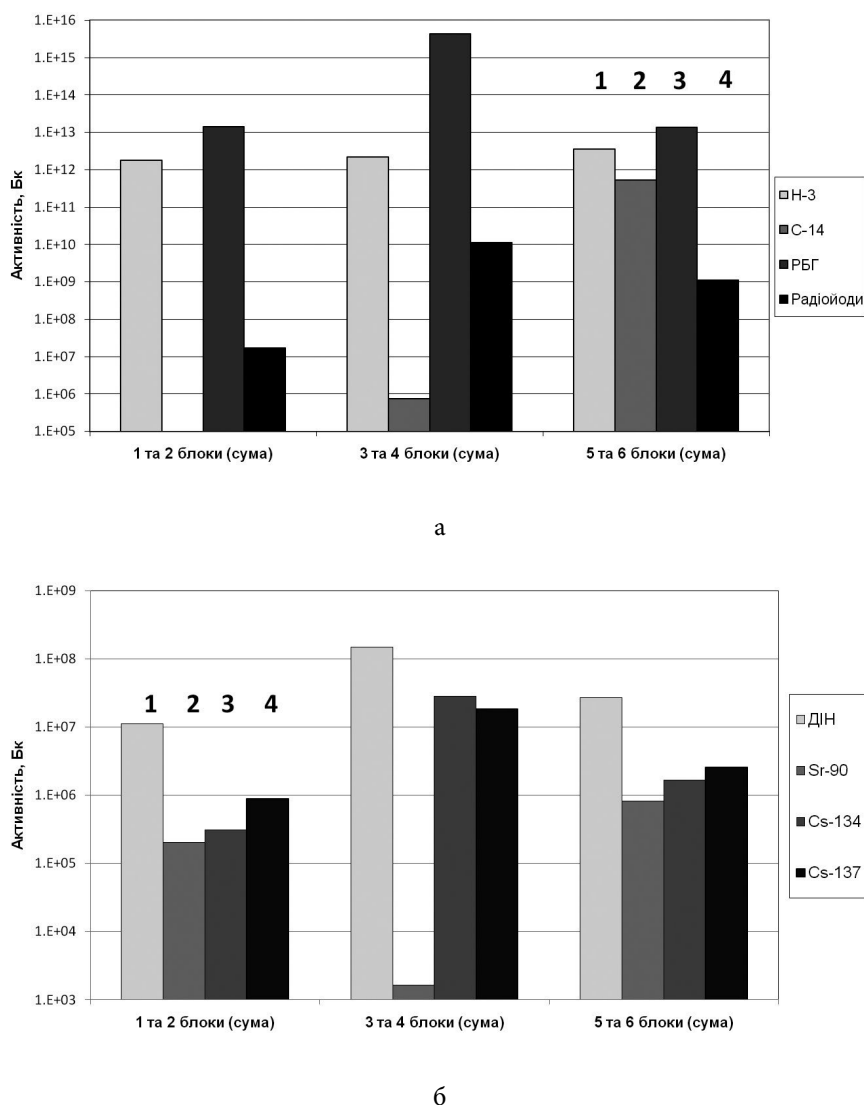


Рис. 2. Значення активності радіонуклідів у річних викидах за нормальної експлуатації об'єктів ХАЕС, які використовувались для моделювання атмосферного перенесення радіонуклідів;
а: 1 – ^3H , 2 – ^{14}C , 3 – РБГ, 4 – $^{131-135}\text{I}$; б: 1 – ДІН, 2 – ^{90}Sr , 3 – ^{134}Cs , 4 – ^{137}Cs

дом продуктів поділу в повітря реакторної будівлі [27]. Радіонуклідний склад та активність кожного з радіонуклідів у викиді в навколишнє середовище задавались відповідно до [20]. Тривалість викиду згідно з [20] задавалась 2 год.

Співвідношення активності у викиді між різними фізико-хімічними формами радіойодів $^{131-135}\text{I}$ для всіх сценаріїв задавалося рівним 95 % (аерозоль): 4,85 % (молекулярний): 0,15 % (органічний) [28]. Ефективна висота викиду консервативно приймалась 1 м.

Оцінки активності викиду для різних груп радіонуклідів в умовах проектних аварій, що розглядалися, наведено на рис. 3.

Результати розрахунків розмірів СЗЗ ХАЕС

Умови нормальної експлуатації. У модельних розрахунках для умов нормальної експлуатації об'єктів на промайданчику ХАЕС було враховано одночасну дію всіх 11 модельних джерел радіоактивних викидів в атмосферу. Розраховувались поля середньорічної об'ємної питомої активності радіонуклідів у приземному шарі атмосфери, потік осадження радіонуклідів на підстильну поверхню, їхня активність у поверхневому шарі ґрунту, активність у продуктах харчування, а також дози опромінення населення за всіма шляхами. Результуючі поля всіх розрахункових

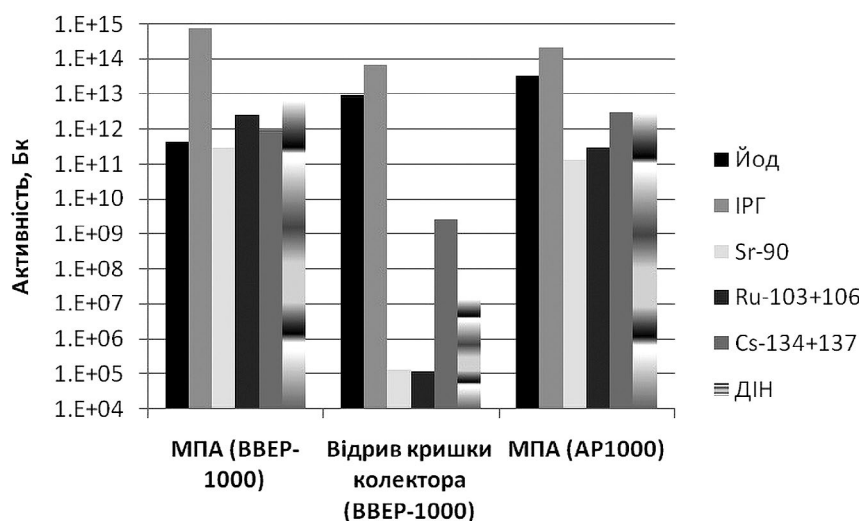


Рис. 3. Сценарії викидів радіонуклідів з енергоблоків ХАЕС за проектних аварій

величин визначалися сумуванням результатів, отриманих для кожного окремого джерела викиду. Усі величини обчислювались у вузлах регулярної сітки в декартовій системі координат, центр якої був вибраний у точці розташування вентиляційної труби енергоблоку № 4 ХАЕС. Розміри сітки задавались 6 × 6 км, крок сітки 50 м, кількість вузлів 121 × 121.

Отримано, що для викидів за нормальної експлуатації об'єктів на промайданчику ХАЕС критичною групою населення є вікова група «1 рік». Критерій неперевикнення дозового ліміту 40 мкЗв забезпечується при встановленні меж СЗЗ, контур яких показано на рис. 4. Залежно від напрямку (румбу) відстань встановленої таким чином границі СЗЗ від центру розрахункової області варіює в межах від 450 до 650 м.

Для всієї розрахункової області переважальний внесок у дозу опромінення дають викиди з енергоблоків № 3 і 4. Дози, обумовлені викидами з них, на порядок переважають дози від викидів з енергоблоків № 5 і 6 та на 2–3 порядки — дози від викидів діючих об'єктів — енергоблоків № 1 і 2 та спецкорпусу. При визначенні розмірів СЗЗ за дозовим критерієм для нормальної експлуатації енергоблоків № 5 і 6 опинилися за її межами (рис. 4), оскільки забезпечують його неперевикнення навіть у безпосередній близькості від джерела викиду.

Окремо для кожного енергоблоку основний відносний внесок в ефективну дозу опромінення референтної вікової групи «1 рік» дають: для енергоблоків № 1 та 2 та спецкорпусу (згідно з фактичними даними вимірювань) — тритій ^3H (понад 80 %); для енергобло-

ків № 3 та 4 з реакторами ВВЕР-1000 (згідно з проектними даними) — ІРГ (понад 99 %); для енергоблоків № 5 та 6 з реакторами AP1000 — ^{14}C (близько 87 % від загальної ефективної дози). На долю тритію та ІРГ припадає близько 8 та 3 % відповідно, а аерозольної компоненти викиду — 2 %. При цьому потрібно зауважити, що відносний внесок викидів з енергоблоків № 5 та 6 (згідно з проектними даними) в загальний баланс значень ефективної дози опромінення населення в межах розрахункової області є незначним.

Порушення нормальної експлуатації. Розрахунки параметрів радіоактивного забруднення та доз опромінення виконувались для стаціонарних метеорологічних умов у точках на осі факелу з кроком 50 м до максимальної відстані 3000 м від джерела. Для сукупності всіх розглянутих метеорологічних параметрів та властивостей підстильної поверхні для вибраного сценарію радіоактивного викиду в умовах порушення нормальної експлуатації енергоблоків з реактором AP1000 критерій по ефективній дозі виконується для всіх шести вікових категорій населення на відстанях 450 м від енергоблоку й більше. У випадку радіоактивного викиду в умовах порушення нормальної експлуатації енергоблоків № 3 і 4 з реактором ВВЕР-1000 неперевикнення дозового критерію забезпечується на відстанях 1000 м і більше.

Доза опромінення практично повністю формується за рахунок перорального шляху надходження радіонуклідів в організм людини. У найближчій зоні джерела (на відстанях до 1 км) відносний внесок $^{131}\text{I}+^{133}\text{I}$ в ефективну дозу становить 99,8 % для дітей 1 року

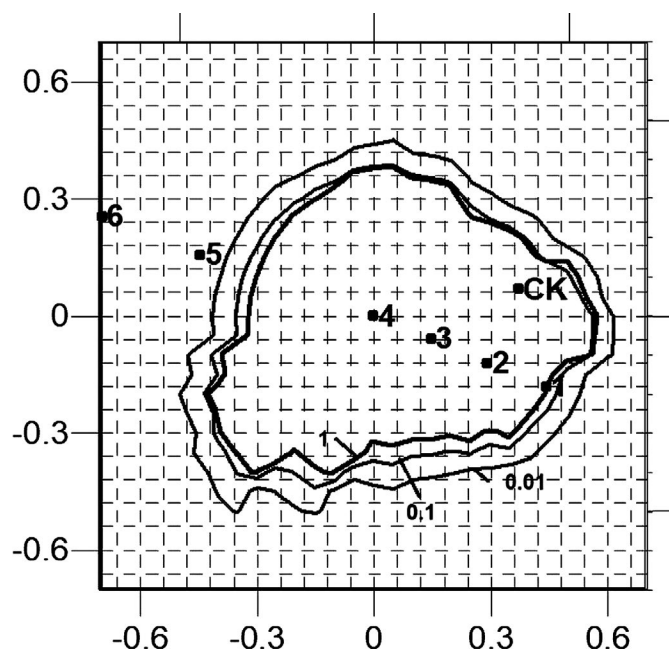


Рис. 4. Ізолінії значення ефективної дози опромінення 40 мкЗв для референтного віку «1 рік» за нормальної експлуатації, розрахованого для різних значень параметра шорсткості підстильної поверхні z_0 (наведено його значення, м). На осях — відстань від центра координат, км. Точками показано розташування джерел викидів – енергоблоків № 1–6 та спецкорпусу

та 98,0 % для дорослих для енергоблоків з AP1000 та близько 97,5 % для енергоблоків № 3 та 4 з реакторами ВВЕР-1000. Головну роль у цьому відіграє вологе вимивання радіойодів (у першу чергу молекулярної форми) з повітря атмосферними опадами.

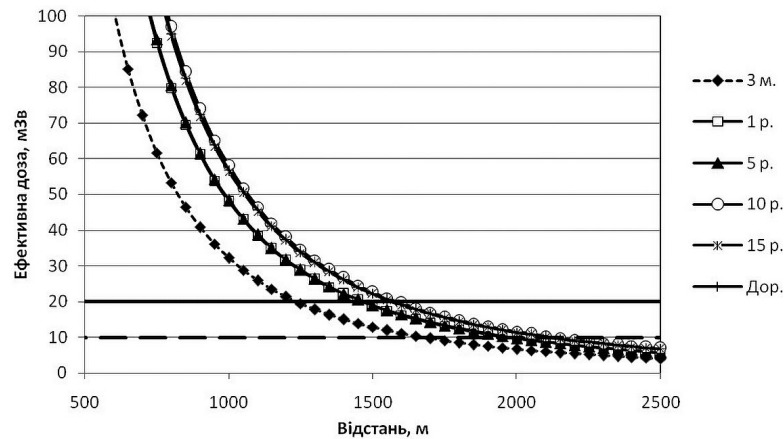
Аналогічні розрахунки для сценаріїв викидів з діючих об'єктів ХАЕС — енергоблоків № 1 і 2 та спецкорпусу — в умовах порушень їхньої нормальної експлуатації не призводять до формування річної ефективної дози опромінення будь-якої вікової групи, які перевищують встановлену квоту ліміту дози для газо-аерозольного викиду АЕС 40 мкЗв на всіх відстанях від джерел викиду. Відповідно такі викиди не призводять до необхідності встановлення для них меж СЗЗ.

Проектні аварії. Результати модельних розрахунків значень ефективної дози опромінення для всіх шести референтних груп населення за умов МПА на енергоблоках № 1–4 ХАЕС з реакторами ВВЕР-1000 та проектної аварії з втратою теплоносія на енергоблоках № 5 та 6 з реакторами AP1000 наведено на рис. 5. Сукупність характеристик навколишнього середовища, за яких досягаються максимальні значення розрахункових доз, складає швидкість вітру $1 \text{ м} \times \text{с}^{-1}$, категорія стійкості атмосфери F, параметр шорсткості підстильної поверхні 0,01 м. Критичною віковою групою для

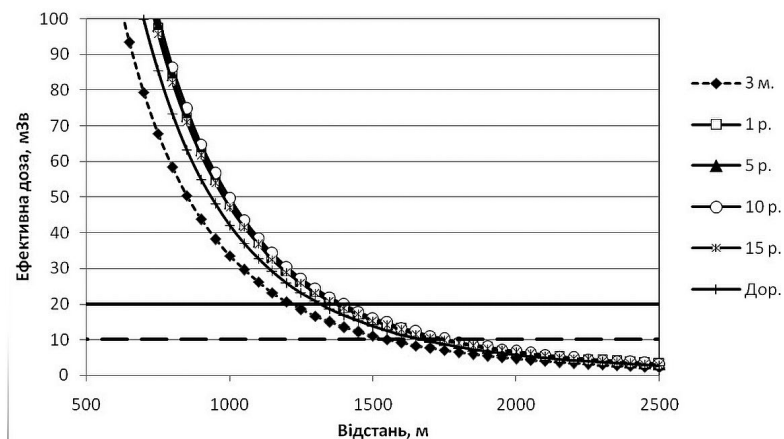
розглянутих аварій є референтна група «10 років».

Згідно з [7] для аварійних викидів шлях опромінення за рахунок споживання радіоактивно забруднених продуктів не розглядається. Тому розрахункове значення ефективної дози складається зі внесків «повітряної» компоненти (інгаляційний шлях та зовнішнє опромінення від радіонуклідів у повітрі) та зовнішнього опромінення від випадань на земну поверхню. Для МПА на енергоблоках з ВВЕР-1000 їхній відносний внесок в ефективну дозу становить 88 і 12 % відповідно. Радіойоди ^{131}I – ^{135}I усіх фізико-хімічних форм сумарно дають лише 1,8 % внеску в ефективну дозу, а інертні радіоактивні гази — 3,2 %. Основна частина ефективної дози формується за рахунок внеску аерозольної компоненти викиду. При цьому основна доля припадає на ізотопи ^{141}Ce та ^{144}Ce , які сумарно дають майже 63 % від ефективної дози. Внесок цезію, стронцію та рутенію в ефективну дозу приблизно однаковий — по 10–11 %.

Для проектної аварії з втратою теплоносія на енергоблоці з реактором AP1000 відносний внесок «повітряної» компоненти та зовнішнього опромінення від випадань в ефективну дозу становить 69 і 31 % відповідно. ^{131}I усіх фізико-хімічних форм дає понад 65 % внеску в ефективну дозу, ^{137}Cs — близько 25 %. Ос-



а



б

Рис. 5. Залежність розрахункового значення ефективної дози для різних референтних віків від відстані для МПА на енергоблоках № 1–4 ХАЕС із реакторами ВВЕР-1000 (а) та № 5 і 6 з реакторами АР1000 (б). Горизонтальними лініями позначено дозові нормативи 10 мЗв для дітей та 20 мЗв для дорослих в умовах проєктних аварій

новна частина ефективної дози формується за рахунок внеску аерозольної компоненти викиду (понад 99 %).

У таблиці наведено зведені результати розрахунків розмірів СЗЗ для окремих енергоблоків, різних типів проєктних аварій та дозових критеріїв. Максимальна оцінка розмірів СЗЗ отримана згідно з критерієм для ефективної дози для МПА на енергоблоці з реактором ВВЕР-1000, яка дорівнює 2150 м. Для проєктної аварії з втратою теплоносія на енергоблоці з реактором АР1000 аналогічна оцінка дещо менша — 1750 м.

Результат об'єднання всіх розрахункових кіл навколо відповідних енергоблоків з радіусами, наведеними в таблиці, показано на рис. 6. Межа СЗЗ за критерієм для проєктних аварій формується цими

колами, зміщеними одне відносно іншого на відстань між сусідніми енергоблоками. Установлена таким чином межа СЗЗ охоплює і поглинає решту менших за розмірами зон, визначених за результатами оцінок для умов нормальної експлуатації та у випадку порушень нормальної експлуатації кожного з шести енергоблоків ХАЕС, а також для розглянутого випадку проєктної аварії з відривом кришки колектора парогенератора на енергоблоці з реактором ВВЕР-1000.

Розрахована межа СЗЗ являє собою еліпсоподібну фігуру з центром у середині відрізка, який поєднує точки розташування вентиляційних труб енергоблоків № 2 і 3. Довжина великої півосі квазіеліпса дорівнює 2600 м, довжина малої півосі — 2200 м.

Результати розрахунків розмірів СЗЗ для різних типів проектних аварій

№	Тип енергоблоку	Аварія	Критична група населення	Дозовий критерій	Оцінка розмірів СЗЗ (м)
1	ВВЕР-1000	МПА	10 років	Ефект. доза	2150
2	ВВЕР-1000	-»»-	1 рік	Доза на шкіру	450
3	ВВЕР-1000	-»»-	1 рік	Доза на щито-подібну залозу	200
4	ВВЕР-1000	Відрив кришки колектора парогенератора	1 рік	Ефект. доза	1350
5	ВВЕР-1000	-»»-	1 рік	Доза на шкіру	150
6	ВВЕР-1000	-»»-	Немає перевищення дозового критерію	Доза на щито-подібну залозу	–
7	AP1000	Проектна аварія з втратою теплоносія	10 років	Ефект. доза	1750
8	AP1000	-»»-	1 рік	Доза на шкіру	350
9	AP1000	-»»-	1 рік	Доза на щито-подібну залозу	1700



Рис. 6. Межа СЗЗ ХАЕС (1), визначена в результаті проведених розрахунків згідно з вимогами [7], та межа існуючої СЗЗ радіусом 2700 м (2)

Висновки

Розміри СЗЗ ХАЕС, визначені на основі документа [7], забезпечують неперевиконання встановлених дозових критеріїв для всіх референтних вікових груп та в усьому розглянутому діапазоні метеорологічних умов розповсюдження радіоактивних викидів в атмосфері і характеристик підстильної поверхні.

Розраховані межі СЗЗ ХАЕС майже повністю вкладаються в межі, що існують зараз (коло радіусом 2700 м), за винятком її західної частини. У цій області розрахована межа СЗЗ виходить за межі існуючої в західному напрямку не більше, ніж на 250 м. При цьому більша частина цієї додаткової області припадає на водну поверхню водосховища ХАЕС. Таке невелике збільшення розрахункових розмірів СЗЗ у західному напрямку пояснюється врахуванням потенційних впливів нових блоків № 5 і 6. Площа розрахованої таким чином СЗЗ становить 18,0 км² або близько 78 % від наявної.

Враховуючи сказане, можна зробити висновок про недоцільність перегляду розмірів СЗЗ ХАЕС після введення в експлуатацію нових блоків № 3 і 4 з реакторами ВВЕР-1000 та № 5 і 6 з реакторами AP1000.

Список використаної літератури

1. Про використання ядерної енергії та радіаційну безпеку: Закон України від 2 лютого 1995 р. N 39/95-ВР // Відомості Верховної Ради України. – 1995. – № 12. – Ст. 82. – Режим доступу: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/39/95-%D0%B2%D1%80#Text>.
2. Основні санітарні правила забезпечення радіаційної безпеки України. Державні санітарні правила // Офіційний вісник України. – 2005. – № 23. – Ст. 1322. – Режим доступу: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0552-05#Text>.

3. НП 306.2.141-2008. Загальні положення безпеки атомних станцій. – Затвердж. наказом Держатомрегулювання 19.11.2007 р. № 162 (в редакції наказу Державної інспекції ядерного регулювання України від 4 березня 2024 р. № 195). – Режим доступу: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0056-08/ed20240515#Text>.
4. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97). Державні гігієнічні нормативи ДГН 6.6.1.-6.5.001-98. – Київ, 1998. – 198 с.
5. Про затвердження Вимог з безпеки до вибору майданчика для розміщення атомної станції: наказ, Вимоги від 07.04.2008 № 68 / Держатомрегулювання України // Офіційний вісник України. – 2008. – № 39. – Ст. 1315. – Режим доступу: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0467-08#Text>.
6. Бончук Ю. В. Санітарно-захисні зони АЕС та радіаційно-гігієнічні вимоги до їх призначення / Ю. В. Бончук // Проблеми радіаційної медицини та радіобіології. – 2016. – Вип. 21. – С. 91–105.
7. СОУ НАЕК 023:2014. Забезпечення радіаційної безпеки. Порядок встановлення розмірів санітарно-захисної зони АЕС. – Київ: ДП «НАЕК «Енергоатом», 2014. – 37 с.
8. НП 306.2.173-2011. Вимоги щодо визначення розмірів і меж зони спостереження атомної електричної станції. – Затвердж. наказом Держатомрегулювання України та МОЗ України від 07.11.2011 р. № 153/766.
9. Гусев Н. Г. Радиоактивные выбросы в биосфере: справочник / Н. Г. Гусев, В. А. Беляев. – Москва: Энергоатомиздат, 1991. – 256 с.
10. Atmospheric dispersion in nuclear power plant siting: A safety guide, Safety series No. 50-SG-S3. – Vienna: IAEA, 1980.
11. Muller H. ECOSYS-87: A Dynamic Model for Assessing Radiological Consequences of Nuclear Accidents / H. Muller, G. Prohl // HealthPhysics. – 1993. – Vol. 64 (3). – P. 232–252.
12. Müller H. Model description of the terrestrial food chain and dose module FDMT in RODOS PV6.0. Version 1.1. RODOS(RA3)-TN(03)06 / Müller H., Gering F., Pröhl G. – GSF – Institut für Strahlenschutz, 2004.
13. ICRP Publication 119: Compendium of dose coefficients based on ICRP Publication 60 / K. Eckerman, J. Harrison, H.-G. Menzel, C. Clement // Annals of the ICRP. – 2012. – Vol. 41, Suppl. 1. – 130 p.
14. Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment. Safety Reports Series No. 19. – Vienna: IAEA, 2001.
15. Хмельницька АЕС. Енергоблок № 2. Остаточний звіт з аналізу безпеки. Глава 2. Характеристика району та майданчика АЕС. – ДП «НАЕК «Енергоатом», ВП «Хмельницька АЕС», 2023.
16. Звіт про метеорологічні спостереження в районі Хмельницької АЕС у 2022 році. – ДП «НАЕК «Енергоатом», ВП «Хмельницька АЕС», 2023.
17. Звіти про стан радіаційної безпеки на ХАЕС за 2013–2023 роки. – ДП «НАЕК «Енергоатом».
18. Строительство энергоблоков № 3 и 4 Хмельницкой АЭС. Технико-экономическое обоснование. Том 13.3. Оценка воздействий на окружающую среду (ОВОС). Общая характеристика энергоблоков. 43-814.203.004. ЭО.13.03. – КИЭП, 2017. – 133 с.
19. URP-GW-G0R-031, Revision 0, AP1000® plant input data for Khmelnytskyi feasibility study deliverable 21.1. – Westinghouse Electric Company LLC, 2022.
20. EA Questionnaire response with AP1000 overview and plant description. Attachment 4. Supporting tables with detailed information for the EA Questionnaire. – Westinghouse Electric Company LLC, 2022.
21. UK AP1000® Environment Report UKP-GW-GL-790, Revision 7. – Westinghouse Electric Company LLC, 2017. – Available at: <https://www.westinghousenuclear.com/media/s5glx03v/ukp-gw-gl-790.pdf>.
22. Хмельницкая АЭС. Энергоблок № 2. Оценка воздействий на окружающую среду. Том 3. Книга 2. Раздел 3. Общая характеристика энергоблока и хозяйственной деятельности в зоне его влияния. 43-915.201.012. ОВ03.02. – КИЭП «Энергопроект», 2000.
23. Звіт з оцінки впливу на довкілля планованої діяльності. Будівництво енергоблоків № 3, 4 Хмельницької АЕС. 571816.202.001. – Відокремлений підрозділ «Атомпроектінжиніринг» ДП «НАЕК «Енергоатом». Київ, 2019. – 511 с.
24. ML11171A348 – Westinghouse AP1000 DesignControlDocumentRev. 19 – Tier 2 Chapter 11 – Radioactive Waste Management – Section 11.3 Gaseous Waste Management System. – Westinghouse Electric Company LLC, 2011. – Available at: <https://www.nrc.gov/docs/ML1117/ML11171A348.pdf>.
25. Radioactive Waste Management AP1000 Design Control Document Tier 2 Material 11.3–10 Revision 19. – Westinghouse Electric Company LLC, 2011.
26. 24.1.42.ОБ.04.01.03 «Хмельницкая АЭС. Энергоблок № 1. Отчет по анализу безопасности. Анализ проектных аварий. Книга 3». Редакция 2. – Киев: ГП «НАЭК «Энергоатом», 2021.
27. Calculation of distance factors for power and test reactor sites. Technical information document (TID)14844 / Di Nunno J. J. Et al. – U. S. Atomic Energy Commission, 1962.
28. AP1000 safety analysis report input document. Tier 2, Chapter 15, Revision A. – Westinghouse Electric Company LLC, 2023.

M. M. Talerko¹, T. D. Lev¹, A. V. Nosovskyi¹,
V. M. Rudko¹, V. M. Piskun¹, A. M. Novikov¹,
I. P. Shedemenko¹, O. V. Blokhina²

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

² Separate Division "Atomproektengineering" of JSC NNEGC
"Energoatom", 6, Simi Prakhovykh st., Kyiv, 01033, Ukraine

Assessment of the Size of the Khmelnytskyi NPP Sanitary Protection Zone Taking into Account the Construction of Power Units No. 5, 6 with AP1000 Reactor

The size of the sanitary protection zone (SPZ) of the Khmelnytskyi NPP was evaluated, taking into account the potential impact of power units No. 3, 4 with VVER-1000 reactor and No. 5, 6 with AP1000 reactor by Westinghouse Electric Company. The calculations were carried out taking into account the requirements of the standard SOU NAEK 023:2014 "The procedure for establishing the dimensions of the sanitary protection zone of nuclear power plants". The size of the SPZ were determined on the basis of not exceeding certain radiation levels at the boundary of the SPZ for conditions of normal operation, anticipated operational occurrences and the maximum design basis accident. For emissions during normal operation of facilities at the industrial site of the Khmelnytskyi NPP, the criterion of not exceeding the effective dose of exposure to the population is met at distances of 450–650 m from power units No. 1–4. Radionuclide emission from power units with AP1000 reactors do not lead to exceeding the dose criterion during normal operation at any distance from the power unit. It was found that under the conditions of normal operation of power units with AP1000 reactors, ¹⁴C makes the main contribution to the formation of the effective radiation dose within the SPZ (about 87% of the total). However, in general, the contribution of emissions from AP1000 is insignificant compared to emissions from VVER-1000.

It is shown that not exceeding the criterion for the effective dose of exposure of the critical reference age group "1 year" in the case of the maximum design basis accident at power units with VVER-1000 reactors is decisive for establishing the dimensions of the SPZ. The contributions of the "air" component (inhalation path and external radiation from activity in the air) and external radiation from depositions on the earth's surface to the calculated

value of the effective dose for the maximum design basis accident at power units with VVER-1000 reactors are 88% and 12%, respectively. The main part of the effective dose is formed due to the contribution of the aerosol component of the emission, primarily ^{141,144}Ce (almost 63%), as well as ^{134,137}Cs, ⁹⁰Sr and ^{103,106}Ru.

The calculated boundary of the SPZ of the Khmelnytskyi NPP, taking into account the potential impact of all 6 power units, is an elliptical figure with the lengths of the semi-axes of 2,600 m and 2,200 m. The calculated boundaries of the SPZ of the Khmelnytskyi NPP almost completely fit into the existing boundaries (a circle with a radius of 2700 m). A conclusion was made that re-establishment of the dimensions of the sanitary protection zone of the Khmelnytskyi NPP is not advisable after the commissioning of the new units No. 3, 4 with VVER-1000 reactors and No. 5, 6 units with AP1000 reactors.

Keywords: sanitary protection zone, surveillance zone, nuclear power plant, AP1000 reactor, design basis accident, conditions of normal operation, effective radiation dose.

References

1. [On use of nuclear power and radiation safety. The Law of Ukraine No. 39/95VR, dated 02.02.1995]. *Vi-domosti Verkhovnoii Rady Ukrainy* [The Official Bulletin of the Verkhovna Rada of Ukraine], 1995, vol. 12, art. 82. Available at: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/39/95-%D0%B2%D1%80#Text>. (in Ukr.)
2. [Basic sanitary rules for radiation protection of Ukraine. State sanitary rules]. *Ofitsiyni Visnyk Ukrainy* [The Official Bulletin of Ukraine], 2005, vol. 23, art. 1322. Available at: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0552-05#Text>. (in Ukr.)
3. [NP 306.2.141-2008. General safety regulations of nuclear power plants]. Approved by the Order of the State Committee for Nuclear Regulation of 11/19/2007 No. 162 (as amended by the Order of the State Nuclear Regulatory Inspectorate of Ukraine No. 195, dated 04.03.2024). Available at: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0056-08/ed20240515#Text>. (in Ukr.)
4. [Radiation Safety Standards of Ukraine (NRBU-97). State hygiene standards DGN 6.6.1.-6.5.001-98]. Kyiv, 1998, 198 p. (in Ukr.)
5. [On approval the safety requirements for site selection for the placement of a nuclear power plant. Order of the State Committee for Nuclear Regulation of Ukraine No. 68, dated 07.04.2008]. *Ofitsiyni Visnyk Ukrainy* [The Official Bulletin of Ukraine], 2008, no. 39, art. 1315. Available at: <https://zakon.rada.gov.ua/laws/show/z0467-08#Text>. (in Ukr.)

6. Bonchuk Iu. V. (2016). [Sanitary protective zones of NPPs, radiation and hygienic requirements for their assignment]. *Problemy Radiatsiyanoi Medycyny ta Radiobiologii* [Problems of Radiation Medicine and Radiobiology], vol. 21, pp. 91–105. (in Ukr.)
7. SE NNEGC “Energoatom” (2014). [Radiation safety. The procedure for the establishment of sizes of the sanitary protective zone of NPP. SOI NNEGC 023:2014]. Kyiv: SE NNEGC “Energoatom”, 37 p. (in Ukr.)
8. [NP 306.2.173-2011. Requirements for determining the dimensions and boundaries of the surveillance zone of a nuclear power plant]. Approved by the Order of the State Committee for Nuclear Regulation of Ukraine and the Ministry of Health of Ukraine No. 153/766, dated 07.11.2011. (in Ukr.)
9. Gusev N. G., Belyaev V. A. (1991). *Radioaktivnyye vybrosy v biosfere* [Radioactive emissions in the biosphere]. Moscow: Energoatomizdat Publ., 256 p. (in Rus.)
10. International Atomic Energy Agency (1980). *Atmospheric dispersion in nuclear power plant siting: A safety guide*, Safety series No. 50-SG-S3. Vienna: IAEA.
11. Muller H., Prohl G. (1993). ECOSYS-87: A Dynamic model for assessing radiological consequences of nuclear accidents. *Health Physics*, vol. 64, no. 3, pp. 232–252.
12. Müller H., Gering F., Pröhl G. (2004). *Model description of the terrestrial food chain and dose module FDMT in RODOS PV6.0*. Version 1.1. RODOS(RA3)-TN(03)06. GSF – Institut für Strahlenschutz.
13. Eckerman K., Harrison J., Menzel H.-G., Clement C. (2012). ICRP Publication 119: Compendium of dose coefficients based on ICRP Publication 60. *Annals of the ICRP*, vol. 41, suppl.1, 130 p.
14. International Atomic Energy Agency (2001). *Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment*. Safety Reports Series No. 19. Vienna: IAEA.
15. [Khmelnyskyi NPP. Power unit No. 2. Final Safety Analysis Report. Chapter 2. Characteristics of the NPP area and site]. SE NNEGC “Energoatom”, SS “Khmelnyskyi NPP”, 2023. (in Ukr.)
16. [Report on meteorological observations in the area of the Khmelnyskyi NPP in 2022]. SE NNEGC “Energoatom”, SS “Khmelnyskyi NPP”, 2023). (in Ukr.)
17. Reports on the state of radiation safety at the Khmelnyskyi NPP for 2013–2023. SE NNEGC “Energoatom”. (in Ukr.)
18. [Construction of power units No. 3 and 4 of the Khmelnyskyi NPP. Feasibility study. Volume 13.3. Environmental impact assessment (EIA). General characteristics of power units. 43–814.203.004.EO.13.03]. Kyiv Research and Design Institute “Energoproject”, 2017, 133 p. (in Rus.)
19. URP-GW-G0R-031, Revision 0. AP1000® Plant Input Data for Khmelnyskyi Feasibility Study Deliverable 21.1. Westinghouse Electric Company LLC, 2022.
20. EA Questionnaire Response with AP1000 Overview and Plant Description. Attachment 4. Supporting Tables with detailed information for the EA Questionnaire. Westinghouse Electric Company LLC, 2022.
21. UK AP1000® Environment Report UKP-GW-GL-790, Revision 7. Westinghouse Electric Company LLC, 2017. Available at: <https://www.westinghousenuclear.com/media/s5glx03v/ukp-gw-gl-790.pdf>.
22. [Khmelnyskyi NPP. Power unit No. 2. Assessment of environmental impacts. Volume 3. Book 2. Section 3. General characteristics of the power unit and economic activity in the zone of its influence. 43-915.201.012.OB03.02]. Kyiv Research and Design Institute “Energoproject”, 2000). (in Rus.)
23. [Report on environmental impact assessment of planned activity. Construction of power units No. 3, 4 of the Khmelnyskyi NPP. 571816.202.001]. Kyiv: Separate Division “Atomproektengineering” of SE NNEGC “Energoatom”, 2019, 511 p. (in Ukr.)
24. ML11171A348. *Westinghouse AP1000 Design Control Document* Rev. 19, Tier 2, Chapter 11 – Radioactive Waste Management – Section 11.3 Gaseous Waste Management System. Westinghouse Electric Company LLC, 2011. Available at: <https://www.nrc.gov/docs/ML1117/ML11171A348.pdf>.
25. *Radioactive Waste Management AP1000 Design Control Document*, Tier 2, Material 11.3–10, Revision 19. Westinghouse Electric Company LLC, 2011.
26. [24.1.42.OB.04.01.03 Khmelnyskyi NPP. Power unit No. 1. Safety analysis report. Analysis of design basis accidents. Book 3. edition 2]. SE NNEGC “Energoatom”, 2021. (in Ukr.)
27. Di Nunno J. J., Anderson F. D., Baker R. E., Waterfield R. L. (1962). Calculation of Distance Factors for Power and Test Reactor Sites, Technical Information Document (TID) 14844. U.S. Atomic Energy Commission, 43 p.
28. *AP1000 Safety Analysis Report Input Document*. Tier 2, Chapter 15, Revision A. Westinghouse Electric Company LLC, 2023.

Надійшла / Received 16.10.2024

Рекомендована до друку / Accepted 04.11.2024