

ДОСВІД ЗАСТОСУВАННЯ МАТЕМАТИЧНОГО МОДЕЛЮВАННЯ В РОБОТАХ ПО ЗАБЕЗПЕЧЕННЮ РАДІАЦІЙНОЇ БЕЗПЕКИ

В. Г. Батій, Ю. І. Рубежанський, А. О. Сізов

Інститут проблем безпеки АЕС НАН України, Чорнобиль

Д. В. Федорченко, М. А. Хажмурадов

Національний науковий центр «Харківський фізико-технічний інститут», Харків

Наведено короткий огляд досліджень, присвячених математичному моделюванню при вирішенні чорнобильських проблем, зокрема описано приклади моделювання спектрів гамма-випромінювання об'єкта "Укриття" та упаковок з радіоактивними відходами, процесу вимірювань кутових розподілів інтенсивності гамма-випромінювання, функцій відгуків детекторів, поширення викидів радіоактивних речовин при проведенні робіт.

Вступ

Методи математичного моделювання широко застосовуються в сучасних наукових дослідженнях, при розробці нових технологій, дослідженні процесів, які важко реалізувати або небезпечних при практичній діяльності. В умовах об'єкта "Укриття" застосування методів математичного моделювання обумовлене тим, що точні дані про розміщення й характеристики джерел іонізуючого випромінювання відсутні, а практична діяльність по дослідженню й одержанню даних сполучена з великими дозозатратами через важкі радіаційні умови.

Впровадження методів математичного моделювання в процесі перетворення об'єкта "Укриття" одержало особливий розвиток з початком практичної діяльності. На першому етапі основна увага була приділена моделюванню з метою захисту від найнебезпечнішого фактора при провадженні робіт - зовнішнього гамма-опромінення. Так, у роботі [1] наведено короткі характеристики обчислювальних програм, які використалися при розрахунку біологічного захисту в процесі виконання робіт у рамках програми ПОМ. Проведено порівняльний аналіз результатів тестових розрахунків по цих програмах.

У роботі [2] описано комплекс програм CYCLONE, модулі якого дозволяють моделювати джерело випромінювання різної конфігурації, середовище, в якому поширюється гамма-випромінювання, взаємодію гамма-квантів із речовиною середовища, а також процес реєстрації випромінювання сцинтиляційним детектором.

В оглядовій роботі [3] наведено приклади застосування комплексу для визначення концентрації палива в паливовмісних матеріалах (ПВМ), пошуку неоднорідностей при паспортизації радіоактивних відходів (РАВ), моделювання процесу інвентаризації радіоактивно забруднених ґрунтів, зокрема для визначення внесків поверхневого й об'ємного забруднень за результатами гамма-спектрометричних вимірів у свердловинах.

Надалі перелік завдань, розв'язуваних за допомогою методів математичного моделювання, істотно розширився. У даній роботі наведено короткий огляд досліджень, присвячених математичному моделюванню спектрів гамма-випромінювання об'єкта "Укриття" та упаковок з РАВ, процесу вимірювань кутових розподілів інтенсивності гамма-випромінювання, функцій відгуків детекторів, поширення викидів радіоактивних речовин тощо.

Математичне моделювання спектра гамма-випромінювання об'єкта «Укриття»

У роботі [4] було проведено математичне моделювання гамма-випромінювання об'єкта "Укриття" методом Монте-Карло з урахуванням розподілу вторинних гамма-квантів та ефектів багаторазового розсіяння в умовах реальних тривимірних об'єктів. Дана модель

дозволяє одержувати спектри гамма-квантів при проходженні їх крізь матеріали типу бетону, землі, піску, які є основними при моделюванні радіаційної обстановки об'єкта «Укриття».

Деякі результати моделювання наведено на рис. 1. На рис. 2 наведено залежності середньої енергії гамма-випромінювання від товщини бетонного шару.

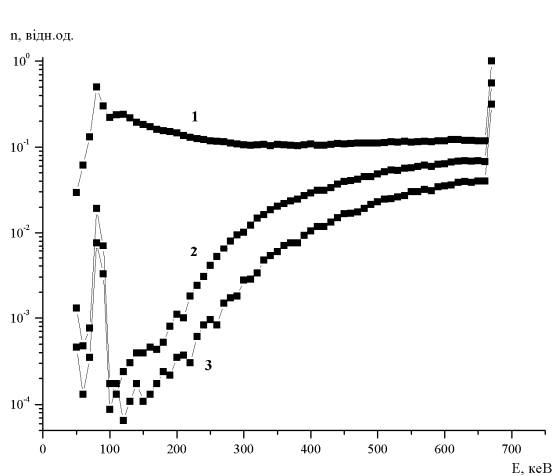


Рис. 1. Спектри гамма-випромінювання ^{137}Cs після проходження шарів бетону і свинцю: 1 – бетон 30 см; 2 – бетон 30 см + свинець 0,5 см; 3 – бетон 30 см + свинець 1,0 см.

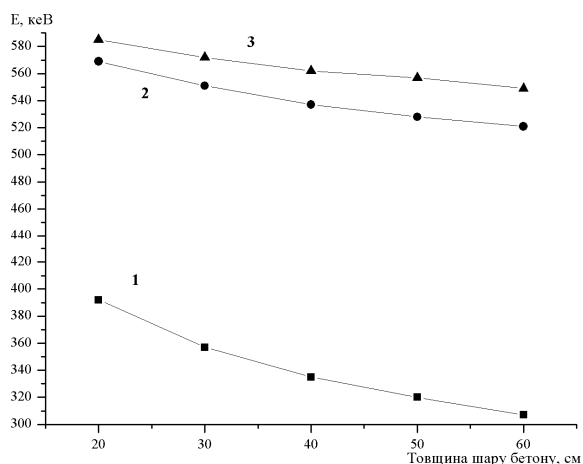


Рис. 2. Залежності середньої енергії гамма-випромінювання від товщини бетонного шару: 1 – бетон; 2 – бетон + свинець 0,5 см; 3 – бетон + свинець 1,0 см.

Після проходження бетону середня енергія гамма-випромінювання становить 300 – 380 кеВ. Ці значення близькі до знайдених експериментально значень ефективної енергії гамма-випромінювання (350 - 400 кеВ). З наведеної залежності видно, що середня енергія слабо змінюється при збільшенні товщини бетону від 20 до 60 см. Цим можна пояснити експериментальний факт, що значення ефективної енергії гамма-випромінювання для різних ділянок в об'єкті "Укриття" й поблизу нього досить близькі. Після проходження свинцевого захисту середня енергія спектра збільшується до 530 - 580 кеВ залежно від товщини бетону та свинцю, що також близько до експериментальних даних (550 - 600 кеВ).

Моделювання нейтронного й гамма-випромінювання ПВМ

У роботі [5] проведено математичне моделювання процесу переносу нейтронів спонтанного поділу й гамма-квантів, що випромінюються упакованими ПВМ, розраховані нейтронні й гамма-спектри, щільності потоку нейтронів і гамма-квантів, потужності еквівалентних доз. Аналогічні розрахунки проведено для випадку екранування упаковок свинцем різної товщини. Показано збільшення внеску нейтронного випромінювання в сумарну потужність дози зі збільшенням товщини захисту (рис. 3). Обґрунтовано доцільність застосування свинцевих фільтрів при вимірюванні вмісту ядерних матеріалів у ПВМ пасивним нейтронним методом.

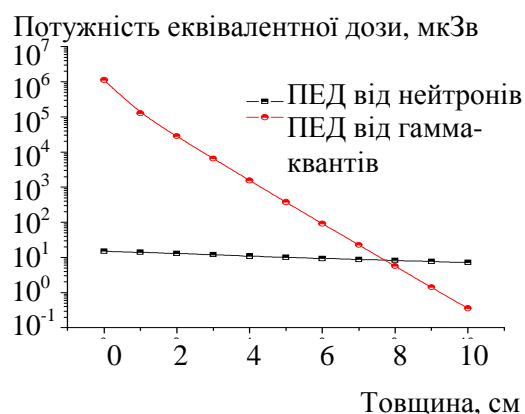


Рис. 3. Залежності ПЕД від нейтронного й гамма-випромінювання від товщини свинцю (для 200-літрової упаковки).

Моделювання випромінювання упаковок з РАВ

Для розробки технічних вимог до методів радіаційного контролю за зберіганням і переміщенням упаковок з високоактивними відходами в роботі [6] було розроблено математичні моделі упаковок КТЗВ-0,2, проведено математичне моделювання проходження гамма-випромінювання крізь матеріали пакувальних комплектів, розраховано гамма-спектри на поверхні упаковок і значення потужності еквівалентної дози .

У результаті математичного моделювання з використанням програмного комплексу MCNPX одержано граничні значення активності гамма-випромінювання для безпечного транспортування та зберігання високоактивних відходів у різних пакувальних комплектах, а також визначено технічні вимоги до установок контролю.

Спектри гамма-випромінювання з бокових поверхонь упаковок КТЗВ-0,2 на відстані 10 см від них наведено на рис. 4 та 5.

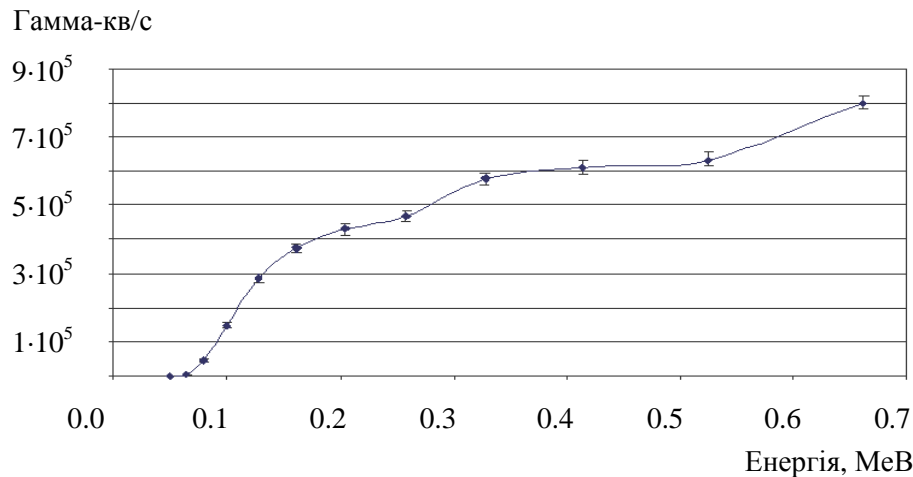


Рис. 4 Спектр гамма-випромінювання ^{137}Cs з бокової поверхні упаковки КТЗВ-0.2 для гомогенного середовища.

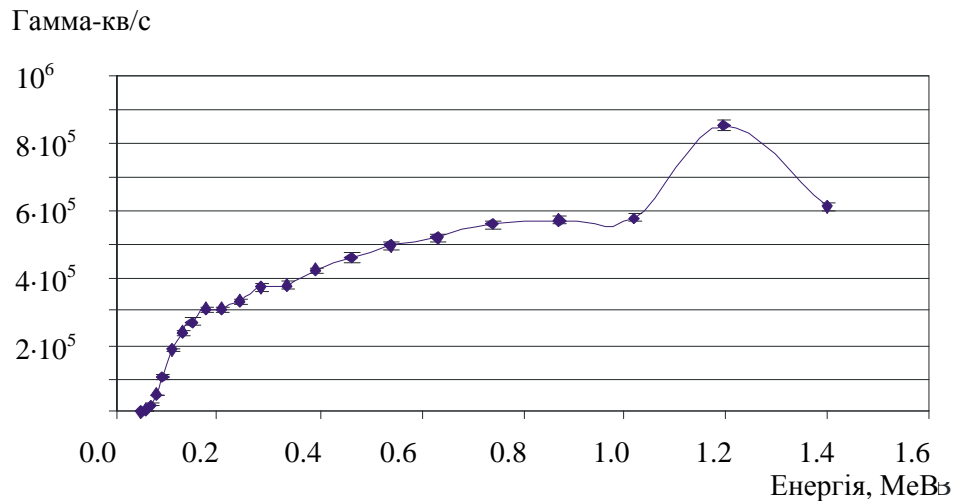


Рис. 5 Спектр гамма-випромінювання ^{60}Co з бокової поверхні упаковки КТЗВ-0.2 для гомогенного середовища.

Математичне моделювання процесу вимірювання кутових розподілів

Для створення коректної процедури обробки даних, що отримуються за допомогою багатодетекторного пристрою ШД-1 [7], було розроблено математичну модель, яка враховує особливості геометрії пристрою та дає змогу моделювати проходження гамма-квантів крізь матеріал детекторного блока.

У роботі [8] було показано, що для відновлення вихідного кутового розподілу гамма-випромінювання необхідно розв'язання лінійної системи рівнянь

$$\bar{H}_i + \sum_{\substack{j=1 \\ j \neq i}}^{32} \alpha_{ij} \bar{H}_j = H_i^{\text{det}}, \quad (1)$$

де \bar{H}_i – середнє значення потужності дози випромінювання, що надходить з і-го напрямку; \tilde{H}_i – потужність дози випромінювання, яка проходить через матеріал ШД та реєструється і-м детектором; \bar{H}_i^{det} – потужність дози, яка реєструється і-м детектором; α_{ij} – коефіцієнти послаблення випромінювання, що надходить з і-го напрямку та реєструється j-м детектором.

Система (1) є математичним відображенням того, що на кожен детектор попадає випромінювання не тільки з боку коліматора, але й випромінювання, яке пройшло через матеріал ШД. Унаслідок цього показання детекторів будуть відрізнятися від реальних значень на величину цього додаткового опромінення. Унаслідок досить складної геометрії пристрою точний аналітичний розрахунок випромінювання, що пройшло через ШД, ускладнений. Таким чином, для знаходження коефіцієнтів α_{ij} необхідно застосовувати методи математичного моделювання. Для розрахунку цих коефіцієнтів з використанням програмного комплексу GEANT було створено математичну модель пристрою.

Приклад результатів розрахунків наведено на рис. 6. Для зручності відображення на графіках наведено не коефіцієнти ослаблення випромінювання, а зворотні ним величини – коефіцієнти “проходження”. На рисунку надано залежності коефіцієнтів проходження випромінювання до детекторів у різних шарах від відстані «джерело випромінювання – центр детекторного блока установки ШД». Видно, що, починаючи з відстані 70 см і далі, коефіцієнти проходження (а тому й ослаблення) випромінювання змінюються неістотно, отже прилад може використовуватися для знаходження напрямків на джерела випромінювання, що знаходяться на відстані більш ніж 70 см від приладу.

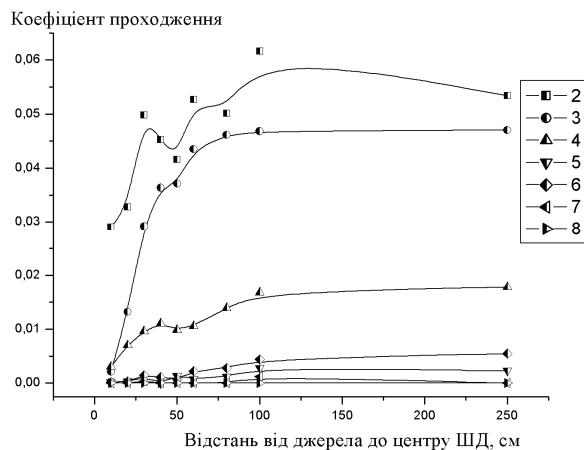


Рис. 6. Залежність коефіцієнтів проходження випромінювання до детекторів різних груп (номери груп позначені в легенді праворуч) від відстані “джерело випромінювання – центр установки ШД”.

Зазначені розробки були використані для математичного моделювання кутового розділення багатодетекторної установки при пошуку інтенсивних джерел гамма-випромінювання [9].

Відновлення реального спектра випромінювання, що падає на детектор

Для проведення вимірювань кутового розподілу гамма-випромінювання в режимі реального часу в якості детекторів ШД планується використовувати напівпровідникові детектори на основі CdTe або CdZnTe [10]. Ці детектори можуть працювати у спектрометричному режимі, що дає змогу одночасно вимірювати кутовий розподіл випромінювання та його характеристики.

Для створення процедури відновлення реального (вихідного) спектра з апаратного було розроблено математичну модель CdTe детектора, який використовується для детектування, з урахуванням процесів, що відбуваються при взаємодії гамма-квантів з матеріалом детектора. Математичне моделювання, проведене з використанням програмних кодів PENELOPE та GEANT-4, дало змогу одержати спектральну залежність енергії, що поглинається в детекторі, та на її основі побудувати відповідну функцію відгуку.

В якості функції відгуку детектора було обрано спектр поглинання гамма-квантів. При цьому враховувалися всі процеси, які супроводжують проходження гамма-квантів крізь речовину: комптонівське та релєївське розсіяння, фотоефект та утворення електрон-позитронних пар.

Приклад модельного спектра поглинання наведено на рис. 7. При моделюванні було одержано серію спектрів для набору енергій в діапазоні від 50 кеВ до 1,5 МеВ. Цей набір спектрів було використано для розробки алгоритму та програми відновлення вихідного спектра випромінювання, що падає на детектор. Використаний алгоритм ґрунтується на підході, який було розвинуто в роботі [11]. У рамках цього підходу для одержання вихідного спектра фактично здійснюється розклад апаратного спектра за функціями відгуку детектора. Коефіцієнти цього розкладу дають амплітуди вихідного спектра для відповідних значень енергії.

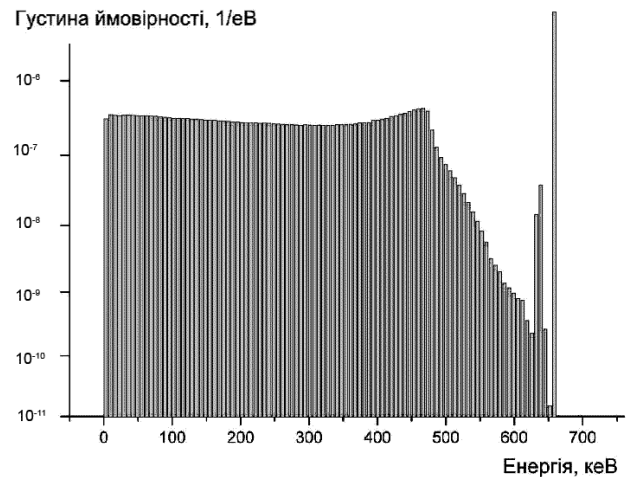


Рис. 7. Спектр поглинання CdTe детектора для енергії гамма-квантів 662 кеВ.

Математичне моделювання біозахисту

Методика математичного моделювання біозахисту [12] заснована на використанні даних по кутовому розподілу потужності еквівалентної дози (ПЕД), отриманих за допомогою установки ШД-1. Це дає змогу точніше визначити напрямки екранування, розміри екранів для виділених напрямків, коефіцієнти зниження значень ПЕД. Крім того, з'являється можливість варіювати комбінації екранів з різними геометричними параметрами для даного робочого місця залежно від напрямків на основні джерела випромінювання.

При розрахунку ПЕД за екраном визначається за формулою

$$H = \sum_{i=1}^{32} H_i e^{-\mu d_i}, \quad (2)$$

де H_i – внесок у ПЕД від гамма-випромінювання з i -го напрямку (за даними виміру кутових розподілів); μ – коефіцієнт лінійного ослаблення; d_i – товщина екрана у відповідному напрямку.

При математичному моделюванні в якості залежності коефіцієнта ослаблення інтенсивності гамма-випромінювання від товщини екрана використовувалася апроксимація даних, отриманих у ході виконання досліджень для реального випромінювання в умовах об'єкта "Укриття". Як апроксимація лінійного коефіцієнта ослаблення використовувався розподіл Вейбулла.

Результати розрахунків за допомогою даної програми порівнювалися з експериментальними даними з вимірювань інтегральної ПЕД при частковому екрануванні з різних

напрямок. Спостерігалася задовільна згода, розбіжність результатів у межах 15 - 30%, тобто практично в межах похибки вимірювань.

Моделювання зміни радіаційної обстановки при земляних роботах

У роботі [13] розроблено спосіб прогнозування зміни радіаційної обстановки при земляних роботах на радіоактивно забрудненій території. Запропоновано математичну модель випромінювання радіоактивно забрудненого ґрунту й розглянуто методику розрахунку радіаційної обстановки, що враховує внесок випромінювання об'єкта «Укриття» (запропонована емпірична модель) і забруднених ділянок ґрунту (розрахунок аналітичним методом з апроксимацією фактора накопичення за формулою Бергера). Наведено результати розрахунків розподілу потужності дози для монтажної зони нового безпечного конфайнмента й залежність середньої потужності дози ділянки від висоти.

Для розрахунків було розроблено відповідне програмне забезпечення. Воно дозволяє робити розрахунок просторового розподілу ПЕД на підставі даних по об'ємному забрудненню ґрунту. При цьому розрахунок може виконуватися також і для нерівномірно забруднених ділянок, що містять «брудні» плями й т.п., тоді як більшість програм, наприклад відома програма "Microshield", дозволяє розраховувати потужність дози тільки для випадку рівномірного забруднення.

Розроблене програмне забезпечення було використано для розрахунку просторового розподілу випромінювання для ділянок забрудненої поверхні. Зокрема, було здійснено розрахунок ПЕД для монтажної зони об'єкта "Укриття" після видалення забрудненого ґрунту. При цьому враховувався внесок у ПЕД випромінювання від об'єкта "Укриття" та від навколишньої радіоактивно забрудненої території.

Проведені розрахунки показують, що радіаційна обстановка в районі монтажної зони будівництва конфайнмента після видалення забрудненого шару ґрунту буде переважно визначатися випромінюванням об'єкта «Укриття» й у меншому ступені джерелами в локальній зоні. Середнє значення ПЕД по монтажній зоні змінюється в межах 7,1 - 7,3 мР/год і слабо залежить від висоти.

Математичне моделювання оцінки впливів викидів радіоактивних речовин на навколишнє середовище

При розробці й реалізації багатьох проектів перетворення об'єкта "Укриття", будівництві й експлуатації інших радіаційно-небезпечних об'єктів використовувалося моделювання переносу викидів радіоактивних речовин в атмосфері на основі модифікованої методики Гаусса, рекомендованої МАГАТЕ. Такі викиди можуть відбуватися при нормальних умовах проведення робіт із будівництва нових об'єктів у зоні відчуження, при експлуатації цих об'єктів, а також при можливих аваріях на об'єктах.

Алгоритм моделювання й короткий опис усього процесу моделювання впливів, включаючи утворення викидів при різних роботах, їхнє поширення й впливи наведено в роботі [14]. Зокрема, з використанням даного методичного підходу були виконано наступні роботи:

оцінка впливу стабілізації будівельних конструкцій об'єкта "Укриття" на навколишнє середовище [15] (рис. 8);

оцінка припустимого викиду нового безпечного конфайнмента [16];

аналіз екологічних наслідків при створенні сховища відпрацьованого ядерного палива (СВЯП) реакторів типу ВВЕР у зоні відчуження [17] (рис. 9);

оцінка сумарного впливу техногенної діяльності на території зони відчуження [18] (рис. 10).

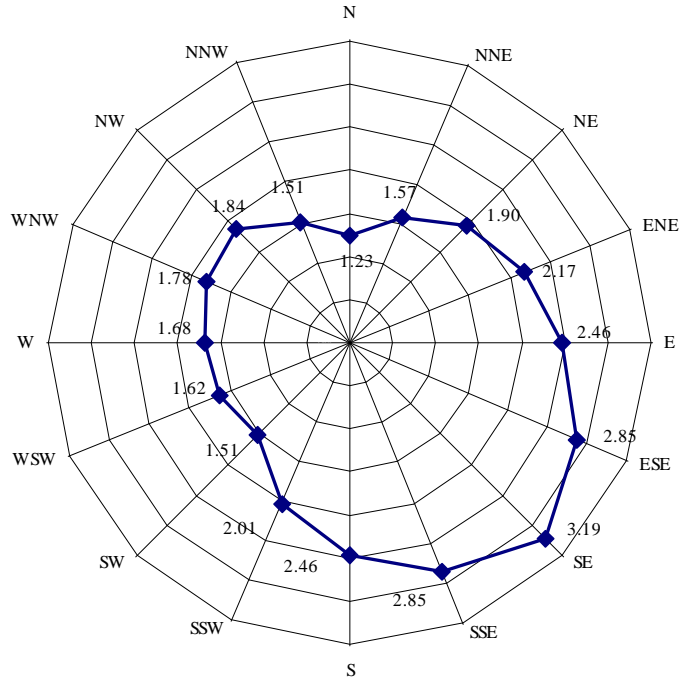


Рис. 8. Величина зміни рівня поверхневого забруднення ^{137}Cs після реалізації робіт з посилення будівельних конструкцій об'єкта "Укриття" на відстані 10 км у різних напрямках від нього, Бк/м².

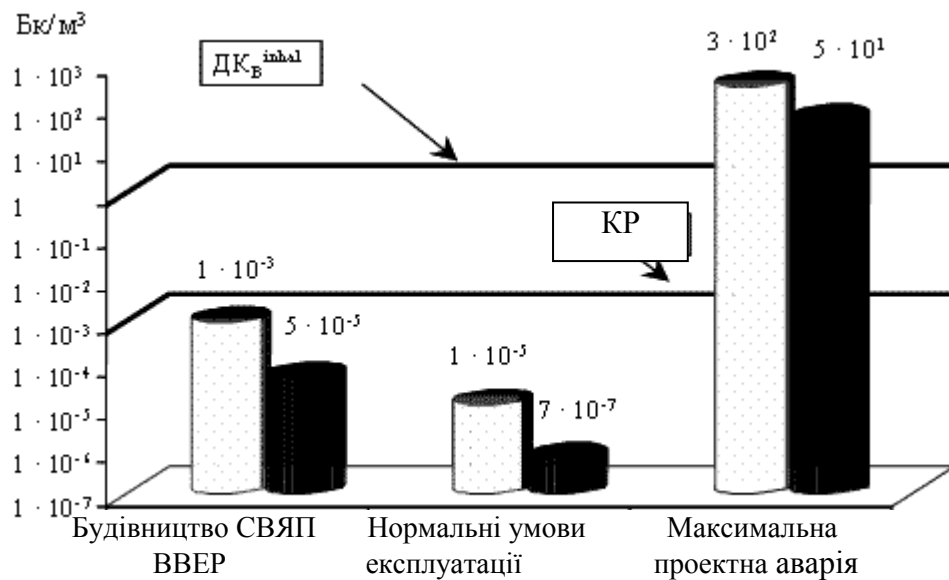


Рис. 9. Вплив СВЯП ВВЕР на повітряне середовище:

- - границя 10-кілометрової зони посиленого радіаційного контролю;
- - границя 30-кілометрової зони відчуження.

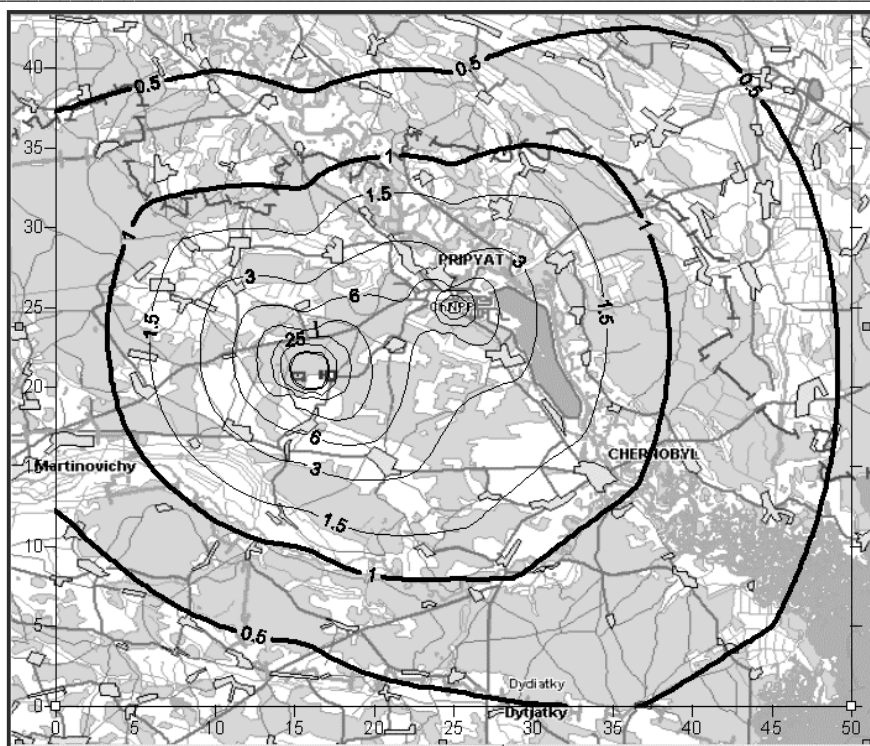


Рис. 10. Очікувані дози персоналу та населення прилягаючих територій при експлуатації техногенних об'єктів зони відчуження, мкЗв/рік.

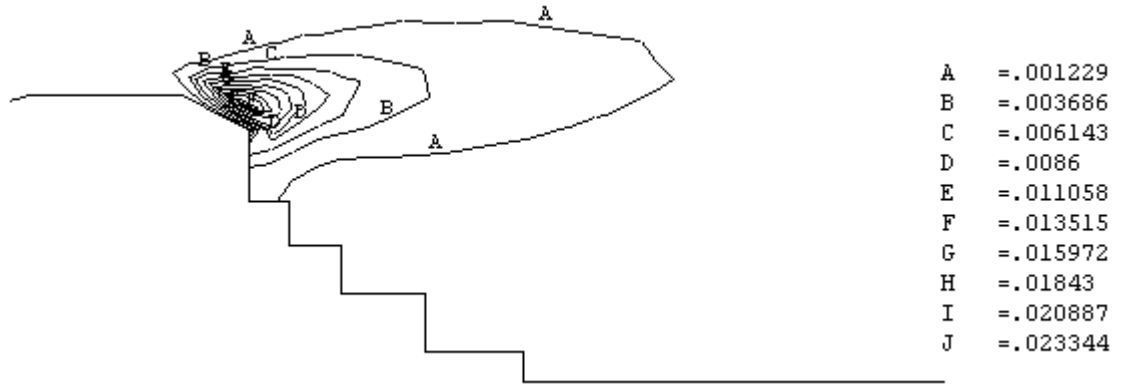
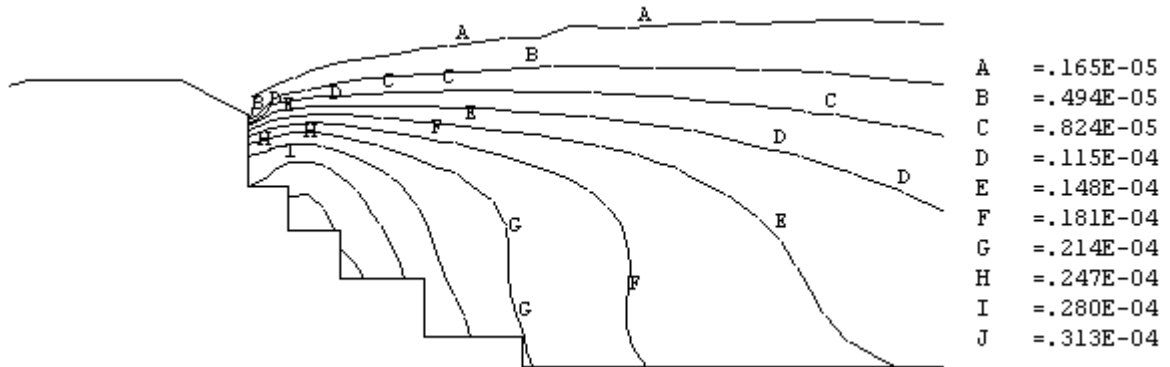
Моделювання поширення радіоактивних аерозолів поблизу об'єкта "Укриття"

При виконанні робіт з перетворення об'єкта "Укриття" у безпосередній близькості від нього одночасно може перебувати велика кількість працюючих, і винос радіоактивного пилу представляє для них певну небезпеку. Найбільший радіологічний вплив при цьому буде в тому випадку, якщо працюючий перебуватиме в області аеродинамічної тіні з підвітряного боку об'єкта, де концентрації радіоактивних речовин у перші хвилини після викиду можуть досягати максимальних значень. За допомогою спрощених моделей неможливо розрахувати такі концентрації.

Тому було розроблено [14] методику розрахунку концентрації радіонуклідів в аеродинамічній тіні радіаційно-небезпечних об'єктів після аварійного викиду. Рух повітря описувався системою рівнянь Нав'є - Стокса, рівняннями безперервності й балансу енергії, а також рівняннями масопереносу. При розрахунках використовувалася $k-\epsilon$ модель турбулентності. Коефіцієнт ефективної в'язкості обчислюється як сума молекулярного й турбулентного коефіцієнтів, при цьому останній обчислюється як функція параметрів турбулентності - кінетичної енергії й швидкості її дисипації. Для їхнього знаходження вирішувалися ще два додаткових рівняння: турбулентної кінетичної енергії й швидкості дисипації.

Для відпрацювання методики було створено спрощену математичну модель об'єкта "Укриття" й проведено розрахунки поширення викидів з об'єкта при напрямку вітру "Південь - Північ" (рис. 11 - 12).

Описана методика дає змогу розраховувати дози потенційного опромінення персоналу при можливих аваріях та розробляти заходи щодо зменшення їх наслідків.

Рис. 11. Розподіл об'ємної активності (Бк/м³) наприкінці першої хвилини після викиду.Рис. 12. Розподіл об'ємної активності (Бк/м³) – 20 хв після викиду.

Моделювання поширення радіоактивних аерозолів усередині радіаційно-небезпечних об'єктів

Було також розроблено математичну модель повітряного поширення радіоактивних аерозолів у внутрішніх приміщеннях об'єкта з радіаційно-небезпечними технологіями. Обчислення проводилися на основі уточнених розрахункових методик. Чисельно вирішувалося завдання турбулентного руху в'язкої нестисливої середовища, що нагрівається. Щільність визначалася з рівняння стану з урахуванням питомої концентрації кожної домішки. Параметри в'язкості, теплопровідності, теплоємності обчислювалися як лінійна комбінація від відповідних параметрів домішок.

Як приклад було вирішене нестационарне завдання повітряного поширення домішки для одного з передбачуваних варіантів проекту централізованого сховища відпрацьованого ядерного палива реакторів ВВЕР. Була проаналізована максимальна проектна аварія, в результаті якої при проведенні вантажно-розвантажувальних робіт відбулося падіння однієї відпрацьованої збірки і повна розгерметизація захисної оболонки з виходом активності у внутрішні приміщення об'єкта.

На рис. 13 наведено розподіл відносної концентрації радіоактивних аерозолів у внутрішніх приміщеннях об'єкта через певні проміжки часу після падіння відпрацьованої збірки.

Методика є доброю основою для оцінки ефективності систем аварійної примусової вентиляції й розробки системи керування радіаційними ризиками, що дозволяє мінімізувати небезпечні впливи на персонал, населення й довкілля.

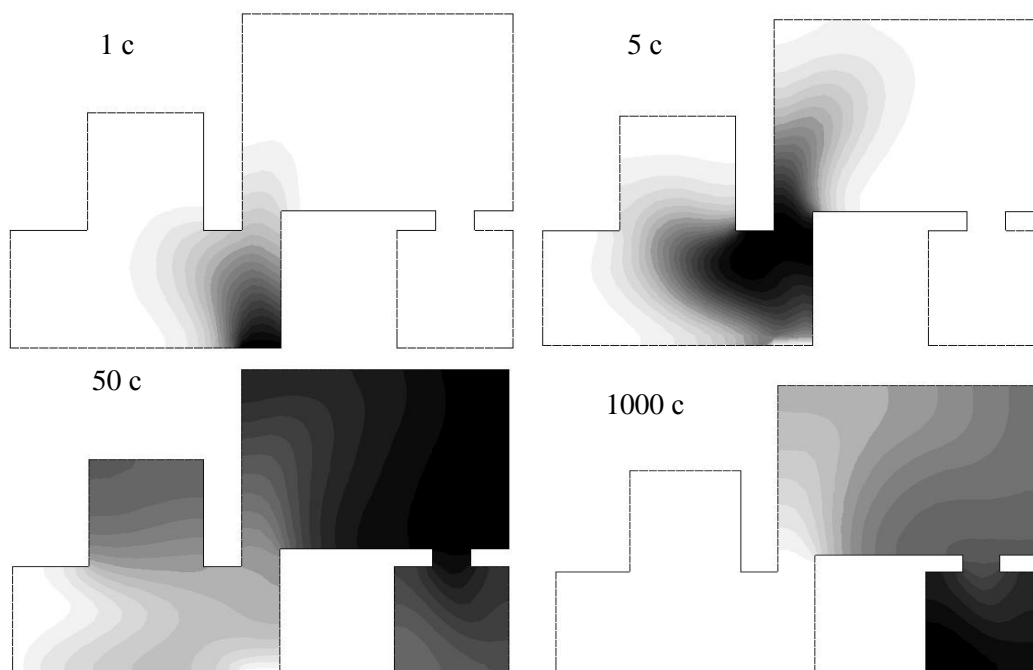


Рис. 13. Моделювання зміни концентрації через різні проміжки часу після викиду.

Висновки

Наведені в роботі приклади застосування методів математичного моделювання вказують на перспективність використання таких методів для планування діяльності у важких радіаційних умовах, зокрема при ліквідації наслідків радіаційних аварій та при розробці систем керування радіаційними ризиками.

Результати математичного моделювання енергетичних характеристик гамма-випромінювання об'єкта «Укриття» збігаються з даними експериментальних вимірювань та можуть використовуватися для оптимізації радіаційного захисту.

Математичне моделювання нейтронного та гамма-випромінювання ПВМ буде корисним для проектування подальшої діяльності з вилучення ПВМ, зокрема оцінки кількості ядерно-небезпечних матеріалів, та остаточного перетворення об'єкта "Укриття" на екологічно безпечну систему.

Розрахунки спектрів випромінювання та доз ліцензійних упаковок з високоактивними відходами будуть корисними для планування практичної діяльності з поводження з РАВ при проведенні робіт.

Розроблена математична модель детекторного блока та розраховані функції відгуку установки для вимірювання кутових розподілів інтенсивності гамма-випромінювання, а також функції відгуку напівпровідникових детекторів будуть використані для модернізації установок, що зараз використовуються на об'єкті "Укриття".

Результати математичного моделювання біозахисту, зміни радіаційної обстановки при проведенні робіт, утворення викидів при різних роботах, їхнє поширення й впливи використовуються для підвищення ефективності радіаційного захисту персоналу, населення та довкілля у процесі діяльності з перетворення об'єкта "Укриття" на екологічно безпечну систему.

СПИСОК ЛІТЕРАТУРИ

1. Батий В.Г., Кузьменко В.А., Рудько В.М. и др. Сравнительный анализ программ, используемых при расчете биологической защиты различными методами // Проблемы Чернобиля. – 2000. - Вып. 6. - С. 113 – 120.

2. *Батий В.Г., Кузьменко В.А., Рудько В.М.* Комплекс программ CYCLONE для решения задач, связанных с проблемами радиоактивных отходов чернобыльского происхождения, методами математического моделирования // Проблемы Чернобиля. - Вип. 6. - С. 192 - 197.
3. *Батий В.Г., Кочнев Н.А., Кузьменко В.А., Рудько В.М.* Математическое моделирование в задачах по ликвидации последствий чернобыльской аварии // Там же. – 2002. – Вип. 10, ч. 1. – С. 59 - 72.
4. *Батий В.Г., Егоров В.В., Кузьменко В.А. и др.* Математическое моделирование спектра гамма-излучения объекта "Укрытие" // Там же. – 2004. - Вип. 15. - С.48-54.
5. *Батий В.Г., Егоров В.В., Рудько В.М. и др.* Расчет нейтронного и гамма-излучения топливосодержащих материалов // Проблемы безопасности АЭС і Чернобиля. - 2004. - Вип. 1. - С. 80 - 87.
6. *Батий В.Г., Егоров В.В., Кафтанатина О.А. и др.* Оценка максимально допустимой активности упаковок с высокоактивными отходами // Там же. - 2008. - Вип. 9. - С. 31 - 35.
7. *Батий В.Г., Егоров В.В., Кочнев Н.А. и др.* Методика оценки угловых распределений мощности дозы гамма-излучения в зонах производства работ на объекте "Укрытие" // Проблемы Чернобиля. – 2002. - Вип. 9. - С. 47 - 52.
8. *Batiy V.G., Fedorchenko D.V., Prokhorets I.M. et al.* Spherical detector device mathematical modeling with taking into account detector module symmetry // Problems of atomic science and technology. Series "Nuclear physics investigations". – 2005. - № 6 (45). - P. 63 - 65.
9. *Батий В.Г., Егоров В.В., Стоянов А.И. и др.* Математическое моделирование углового разрешения многодетекторной установки для поиска интенсивных источников гамма-излучения // Сб. науч. тр. СНИЯЭиП. – 2007. - № 3(23). - С. 15 - 21.
10. *Batiy V.G., Nenakhov A.N., Pravdiviy A.A. et al.* Experimental model of multidetector device based on CdZnTe detectors // Problems of atomic science and technology. Series "Nuclear physics investigations". - 2005. - № 6 (45). - P. 66 - 69.
11. *Yoo G.H., Chun K.J., Ha S.H.* Unfolding of the Measured Spectra and Determination of Correction Factors of a Free Air Ionization Chamber using EGS4 Simulation Proceedings of the Second International Workshop on EGS, 8 - 12. Aug. 2000, Tsukuba, Japan KEK Proceedings 200-20, p. 308 -315.
12. *Batiy V., Glebkin S., Yegorov V. et al.* Mathematical and Experimental Shielding Modeling // Proceedings of American Nuclear Society Topical Meeting on Decommissioning, Decontamination, & Reutilization (Denver, USA, Aug. 7 - 11, 2005). - P. 233 - 236.
13. *Батий В.Г., Федорченко Д.В.* Моделирование изменения радиационной обстановки при производстве земляных работ на радиоактивно загрязненной территории // Проблемы безопасности АЭС і Чернобиля. - 2004. – Вип.1. - С. 65 - 70.
14. *Сизов А.А.* Воздействия выбросов радиоактивных веществ на окружающую среду и персонал при преобразовании объекта "Укрытие" ЧАЭС // Там же. - 2006. - Вип. 4. - С. 55 - 68.
15. *Ключников А.А., Щербин В.Н., Рудько В.М. и др.* Оценка дополнительных воздействий на окружающую среду в процессе реализации работ по стабилизации объекта "Укрытие" // Там же. - 2004. - Вип. 1. - С.14 - 23.
16. *Батий В.Г., Паскевич С.А., Рудько В.М. и др.* Оценка допустимого выброса при эксплуатации НБК // Материалы Междунар. конф. "Радиоэкология Чернобыльской зоны", 13 - 14 сентября 2004 г., Славутич. – Славутич: Международная радиоэкологическая лаборатория, 2004. - С. 20.
17. *Батий В.Г., Городецкий Д.В., Паскевич С.А. и др.* Экологическое обоснование целесообразности строительства централизованного хранилища отработавшего ядерного топлива реакторов типа ВВЭР в Чернобыльской зоне отчуждения // Сб. науч. тр. СНИЯЭиП. - Севастополь: СНИЯЭиП, 2004. - Вып. 12. - С. 197 - 202.
18. *Schmieman E., Paskevich S., Sizov A., Batiy V.* Chernobyl's waste site // Nuclear Engineering International. – 2007. - Vol. 52. – No. 631. - P. 18 – 22.

Надійшла до редакції 14.10.08