

УДК 504.3.054

ОЦІНКА РАДІАЦІЙНОГО ВПЛИВУ ПРИ ГАСІННІ ПОЖЕЖ НА ОБ'ЄКТИ "УКРИТТЯ"

Ю.В. Литвинов¹, С.І. Азаров¹, В.Л. Сидоренко²

¹Інститут ядерних досліджень НАН України, м. Київ

²Інститут державного управління у сфері цивільного захисту, м. Київ

Розглянуто проблему дозових навантажень пожежних при інгаляційному надходженні радіоактивних продуктів згорання при пожежах усередині об'єкта "Укриття". Для описання кінетики надходження радіонуклідів в організм людини запропоновано дозиметрична модель розрахунку внутрішнього опромінення людини.

Вступ

Об'єкт "Укриття" (ОУ) включає споруди, що складаються з пошкодженого запроектною аварією четвертого енергоблоку Чорнобильської АЕС і знов зведених захисних конструкцій і огорож, які закривають викинуті з активної зони реактора відкриті джерела випромінювання сумарною активністю понад 10^{18} Бк. По статусу ОУ є зруйнований в результаті аварії четвертий енергоблок Чорнобильської АЕС, на якому виконані першочергові заходи для зменшення наслідків аварії і продовжуються роботи по контролю його стану, ядерної, радіаційної і загальнотехнічної безпеки. За призначенням і виконуваними функціями він є унікальною спорудою, що не має аналогів в світовій практиці і не може бути віднесений ні до одного з відомих об'єктів в атомній промисловості, оскільки не відповідає міжнародним вимогам з ядерної, радіаційної і загальнотехнічної безпеки.

Експертна оцінка пожежної небезпеки на основі консервативного підходу визначила значне пожежне навантаження (приблизно 2000 т горючих матеріалів), пониження захисних властивостей деяких бар'єрів безпеки і рівня пасивного протипожежного захисту огорожувальних конструкцій, не здатних локалізувати пожежу, їх невизначену межу вогнестійкості та термін служби, а також випадки самозаймань [1].

Наявність в ОУ значної кількості горючих матеріалів, що знаходяться в довільній формі в неізолюваних в пожежному відношенні умовах за відсутності герметичних вогнезагороджувальних бар'єрів і пожежних розривів та при невизначеності в межах вогнестійкості будівельних конструкцій, у разі внутрішніх і зовнішніх вихідних подій може привести до спалаху. Наявність розгалуженої, що залишилася після аварії, системи приточно-витяжної вентиляції, ліфтових шахт і сходових кліток, кабельних шахт, тунелів і каналів, сприяє швидкому розповсюдженню вогню по приміщеннях і розвитку пожежі [2]. Все це в сукупності дозволило констатувати, що існує ймовірність виникнення і розвитку пожежі, яка може явитися причиною руйнування фізичних бар'єрів, порушення герметичності і виходу радіоактивних продуктів згорання (РПЗ) за межі ОУ [3].

Аналіз аварій, що відбулися на ОУ, показав, що за період 1986 – 2009 рр. на ньому відбулося сім пожеж, які були викликані в основному порушеннями правил пожежної безпеки при проведенні вогневих робіт. Найбільш небезпечними з них були пожежі в приміщеннях 402/3 і 805/3 [3]. Небезпека від пожежі усередині об'єкту може бути обумовлена [4]:

- 1) аварійним опромінюванням обслуговуючого персоналу і особового складу пожежно-рятувальних підрозділів, що беруть участь в гасінні пожежі;
- 2) травмуванням персоналу і пожежних при дії нерадіаційних шкідливих чинників (вогонь, токсичні гази тощо);
- 3) обваленням будівельних конструкцій (падіння перекриття над колишнім центральним залом і викидами продуктів згоряння та радіоактивного пилу в навколишнє середовище.

Таким чином зазначена проблема є важливою та актуальною і вимагає вирішення.

Мета та задачі дослідження

Метою роботи є експериментальне дослідження основних параметрів аварійних аерозолів при пожежі та розрахунок відповідних їм ефективних інгаляційних доз.

Для цього необхідно вирішити наступні задачі:

- визначити основні параметрами, що характеризують умови надходження летких радіоактивних часток в організм людини;
- скласти структуру узагальненої дозиметричної моделі;
- формалізувати та алгоритмізувати процес надходження радіонуклідів в організм людини;
- провести розрахунки доз внутрішнього опромінення людини за рахунок інгаляційного надходження радіонуклідів в організм;
- порівняти отримані результати з нормативними.

Виклад основного матеріалу

РПЗ в процесі пожежі усередині приміщення ОУ збирали на фільтрах площею близько $0,05 \text{ м}^2$, прокачуючи повітря об'ємом $10^3 \text{ м}^3/\text{доб}$. Потім фільтри направляли в радіометричну лабораторію до м. Чорнобиль, де проводили їх γ -спектрометрію на детекторах з надчистого германію з енергетичною чутливістю $1,9 \text{ кеВ}$ на гамма-лініях ^{60}Co і ефективністю реєстрації 52% . Реєстрація, обробка і видача спектрометричної інформації здійснювались аналізатором Nokia Lp4900B. Межа виявлення ^{137}Cs – $0,048 \text{ мБк/м}^3$ при відносній похибці вимірювання питомої активності в зразках не більше 10% . Сумарну активність фільтрів вимірювали не раніше ніж через троє діб після закінчення пробовідбору, тобто після розпаду короткоживучих дочірніх продуктів природних благородних газів радону і аргону. Розподіл активності за розмірами радіоактивних часток проводився імпактором з витратою повітря $3 \text{ м}^3/\text{хв}$. Концентрація та виділення без носіїв трансуранових елементів з аерозольних фільтрів і вилуговуючих розчинів проводилися за радіохімічною методикою.

Основними параметрами, що характеризують умови надходження летких радіоактивних часток в організм людини, є [5]:

- 1) розподіл фізичного навантаження протягом протікання аварійного процесу;
- 2) характер фізичного навантаження, частота й інтенсивність дихання;
- 3) тип дихання (нормальний або ротовий);
- 4) функціональний об'єм дихальної системи (об'єм дихання);
- 5) об'єм мертвого простору відділів дихальної системи;
- 6) чинники, що модифікують референтні параметри дихальної системи;
- 7) термін (час) роботи.

Продукти горіння можуть поступати в організм людини при вдиханні (інгалаційно), через шлунково-кишковий тракт (перорально) і відкриті рани (контактно). Вони можуть накопичуватися і зазнавати біотрансформацію. Рівень впливу радіонуклідів визначається віком, наявністю захворювань, станом захисних систем організму тощо. Структура узагальненої дозиметричної моделі наведено на рис. 1.

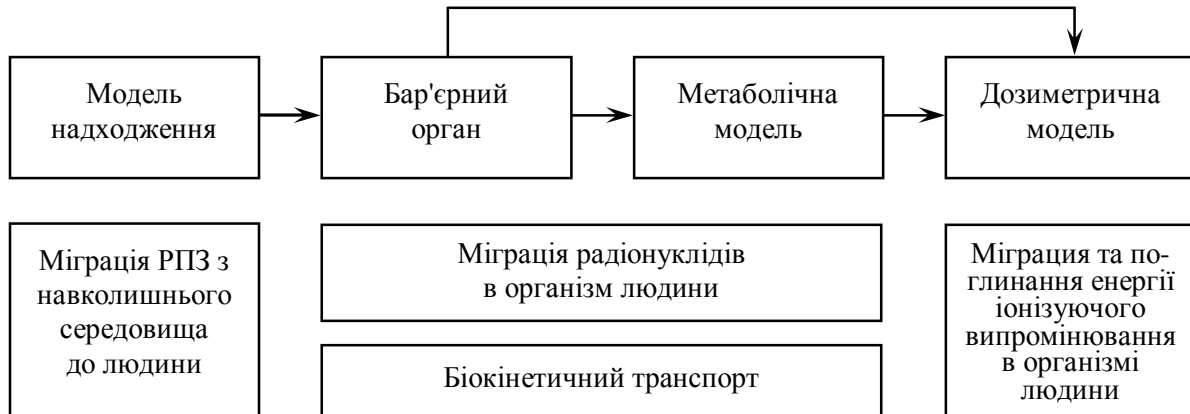


Рис. 1. Структура узагальненої дозиметричної моделі людини

Для пожежних, що беруть участь в роботах з локалізації та ліквідації пожежі при індивідуальному моніторингу доз інгалаційного опромінювання, необхідно знати рівні початкового відкладення радіоактивних летучих часток з використанням референтного розподілу фізичного навантаження і параметрів референтної людини, а також характеристик інгальюючих радіоактивних аерозолів. Вираз для розрахунку дози внутрішнього опромінювання за рахунок інгалаційного надходження радіонуклідів в організм людини без застосування засобів індивідуального захисту [6]

$$E^{inhal} = w t \sum_i \sum_j e_{\tau}^{i,j} \frac{C_{eq}^{\Sigma} P_{eq}^{i,j}}{100}, \tag{1}$$

- де w – темп дихання людини;
 t – час перебування персоналу в аварійній зоні;
 $e_{\tau}^{i,j}$ – доза на одиницю надходження активності інгалаційним шляхом, обумовлена i -м радіонуклідом j -го типу поглинання організмом;
 C_{eq}^{Σ} – концентрація суміші радіонуклідів у повітрі;
 $P_{eq}^{i,j}$ – відсотковий зміст i -го нукліда j -го типу в повітрі.

Враховуючи величезну сумарну поверхню легенів, дотичну з навколишнім середовищем (більше 50 м^2), її рясне кровопостачання і малу товщину (біля $0,5 \text{ мкм}$ альвеоларно-капілярного бар'єру, а також слабо виражену здібність до виведення токсичних продуктів горіння, які поступили в легені, можна зробити висновок, що інгалаційний шлях надходження є одним з найбільш небезпечних для здоров'я. Швидкість надходження радіонуклідів до органів дихання залежить від їх концентрації та дисперсності летучої золи, параметрів референтної людини при різних типах дихання і рівнях фізичного навантаження. У загальному випадку зв'язок цих величин можна описати виразом [6]

$$w = \int_t \int_{D_a} V_q(t) C(D_a, t) dD_a d, \tag{2}$$

де V_v – об'єм повітря, вдихаємий людиною за період t ;

$C(D_a, t)$ – концентрація радіонуклідів, відповідна дисперсності в повітрі, що вдихає людина;

D_a – аеродинамічний діаметр радіоактивної летучої золи.

Імовірність попадання радіоактивних часток в носову порожнину людини можна визначити за формулою [7]

$$P_g = 1 - \frac{V_g}{V_t}, \quad (3)$$

де V_g – швидкість падіння радіоактивних часток;

V_t – швидкість повітря в ніздрях людини.

Тут

$$V_t = \frac{V_v}{a_H}, \quad (4)$$

де a_H – поперечний перетин зовнішніх ніздрів людини ($\sim 2,5 \text{ см}^2$);

$$V_g = \frac{D_a^2 \rho_{3,4} \xi}{18\eta_B}, \quad (5)$$

де $\rho_{3,4}$ – густина легких часток золи;

ξ – поправка Каннінгема на ковзання ($\xi = 1 + 0,16 \cdot 10^{-4} D_a$);

η_B – в'язкість повітря;

g – прискорення сили тяжіння.

Дифузійне відкладення від ламинарного потоку в носовій порожнині можна визначити за допомогою виразу [8]:

$$\eta_p = 0,819 \exp(-3,65 K) + 0,097 \exp(-22 K_1) + 0,032 \exp(-57 K_1) + \dots, \quad (6)$$

де η_p – частка радіоактивних часток, що уникнули відкладення.

Тут

$$K_1 = \frac{P_l}{V_l} \pi, \quad (7)$$

де P_l – константа дифузії;

V_l – об'ємна швидкість потоку повітря;

l – довжина.

Константу дифузії для "гарячих" часток з радіусом, порівнянним з середнім пробігом молекул газу, можна обчислити за формулою

$$P_l = \frac{K_B T_a \xi}{3\pi \eta_B D_a}, \quad (8)$$

де K_B – постійна Больцмана;

T_a – абсолютна температура.

Інгаляційні дозові коефіцієнти для радіонуклідів ^{137}Cs , ^{90}Sr і трансуранових елементів обчислювали, використовуючи програму ІМВА, розроблену NRPB [9].

Програма реалізує дозиметричну модель для респіраторного тракту людини [10], системні біокінетичні моделі, описані в [5, 11], і використовує публікацію [12].

Потужності ефективних інгаляційних доз були обчислені за приведеною на рис. 2 моделлю.



Рис. 2. Блок-схема розрахунку доз внутрішнього опромінення людини за рахунок інгаляційного надходження радіонуклідів в організм

Сумарні дозові коефіцієнти від інгаляційного надходження були знайдені за основними розрахунковими схемами (табл. 1).

Т а б л и ц я 1

Сумарні дозові коефіцієнти від інгаляційного надходження в організм людини

Розрахункова схема	E^{inhal} , мкЗв/Бк	Джерело
Двохкомпонентний розподіл, клас S	0,43	[4]
АМАД, СГВ, клас S	0,30	[9]
- $d_m = 0,5$ мкм, $\sigma_g = 2,45$		
- $d_m = 1,0$ мкм, $\sigma_g = 2,48$	0,26	[9]
- $d_m = 5,0$ мкм, $\sigma_g = 2,5$	0,15	[9]
АМАД, СГВ	4,2	[6]
- $d_m = 1,0$ мкм, $\sigma_g = 2,5$		

Примітки. АМАД – активний медіанний аеродинамічний діаметр аерозолів (d_m); СГВ – стандартне геометричне відхилення (σ_g).

Для формалізації та алгоритмізації процесів надходження радіонуклідів в організмі людини осатаній уявляють у вигляді складної пробної і функціонально гетерогенної системи, що описувалась так званою камерною моделлю:

- модель інгаляційного надходження радіоактивних речовин (одноразове і багатократне надходження);
- камерна модель респіраторного тракту і радіоактивних речовин в організмі людини;
- камерна модель відкладення радіоактивних речовин в різних органах і тканинах людини;

– модель виведення радіоактивних речовин, що відклалися в дихальних шляхах: всмоктування в кров, в шлунково-кишковий тракт через глотку, в регіональні лімфатичні канали і в повітря (кашель і носові виділення).

Дози внутрішнього опромінювання визначалися за рахунок інгаляційного надходження радіонуклідів в організм людини. Густина часток РПЗ приймалася рівною $0,32 \text{ кг/м}^3$, коефіцієнт форми – 1,5, швидкість дихання людини – $1,2 \text{ м}^3/\text{ч}$. Передбачалося, що частка радіоактивної речовини, спочатку обложеної в легенях, переноситься в шлунково-кишковий тракт. Відповідні величини для обліку перенесення із шлунково-кишкового тракту в плазму крові були прийняті рівними 0,1 для ^{137}Cs і ^{90}Sr та 10^{-5} для $^{239+240}\text{Pu}$.

Константи вилуговування для повільних компонентів швидкості розчинності медіани величини S_y були наступними:

$$\begin{aligned} &^{137}\text{Cs} - 3,8 \cdot 10^{-3} \text{ 1/доб (тип M); } ^{90}\text{Sr} - 1,2 \cdot 10^{-3} \text{ 1/доб (тип M);} \\ &^{239+240}\text{Pu} - 8,9 \cdot 10^{-5} \text{ 1/сут (тип S); } ^{241}\text{Am} - 1,4 \cdot 10^{-4} \text{ 1/сут (тип S).} \end{aligned}$$

На рис. 3 представлено експериментально вимірний розподіл густини ймовірності по розмірам легких радіоактивних часток для ^{137}Cs , ^{90}Sr і $^{239+240}\text{Pu}$, які були оцінені у вихідному потоці РПЗ при пожежі усередині приміщень 402/3 і 805/3. З рис. 3 видно, що функції розподілів РПЗ були широкими та мали два максимуми для грубо- і тонко-дисперсного аерозолу.

Заміряні розподіли аерозольних легких часток в РПЗ в умовах реальних пожеж на ОУ (див. рис. 1) за розмірами апроксимували логнормальним розподілом вигляду [7]:

$$\frac{dn}{d \lg R_a} = \frac{n_g}{\sqrt{2\pi \lg \sigma_g}} \exp \frac{(\lg R_a - \lg R_0)^2}{2 \lg^2 \sigma_g}, \quad (9)$$

де n_g – інтегральна концентрація летучих часток;
 R_a – аеродинамічний радіус летучих часток;
 R_0 – середньгеометричний радіус летучих часток.

Аеродинамічний радіус летучих часток пов'язаний з лінійним радіусом і густиною частки співвідношенням [7]:

$$R_a = R_0 \sqrt{\xi X \frac{\rho}{\rho_0}}, \quad (10)$$

де ξ – поправка Каннінгема, що враховує характер руху газу поблизу частки, при $R_0 \gg 1$;
 ρ – густина частки;
 X – (формфактор) поправка, що враховує відхилення форми частки від сферичної.
Тут

$$\xi = 1 + 0,8 + \frac{L_0}{R_0}, \quad (11)$$

де L_0 – довжина вільного пробігу молекул газу.
Поверхневий розподіл летучих часток описували виразом [7]

$$\frac{dF}{d(\lg R_a)} = 4\pi R_a^2 \frac{d_n}{d(\lg R_a)}, \quad (12)$$

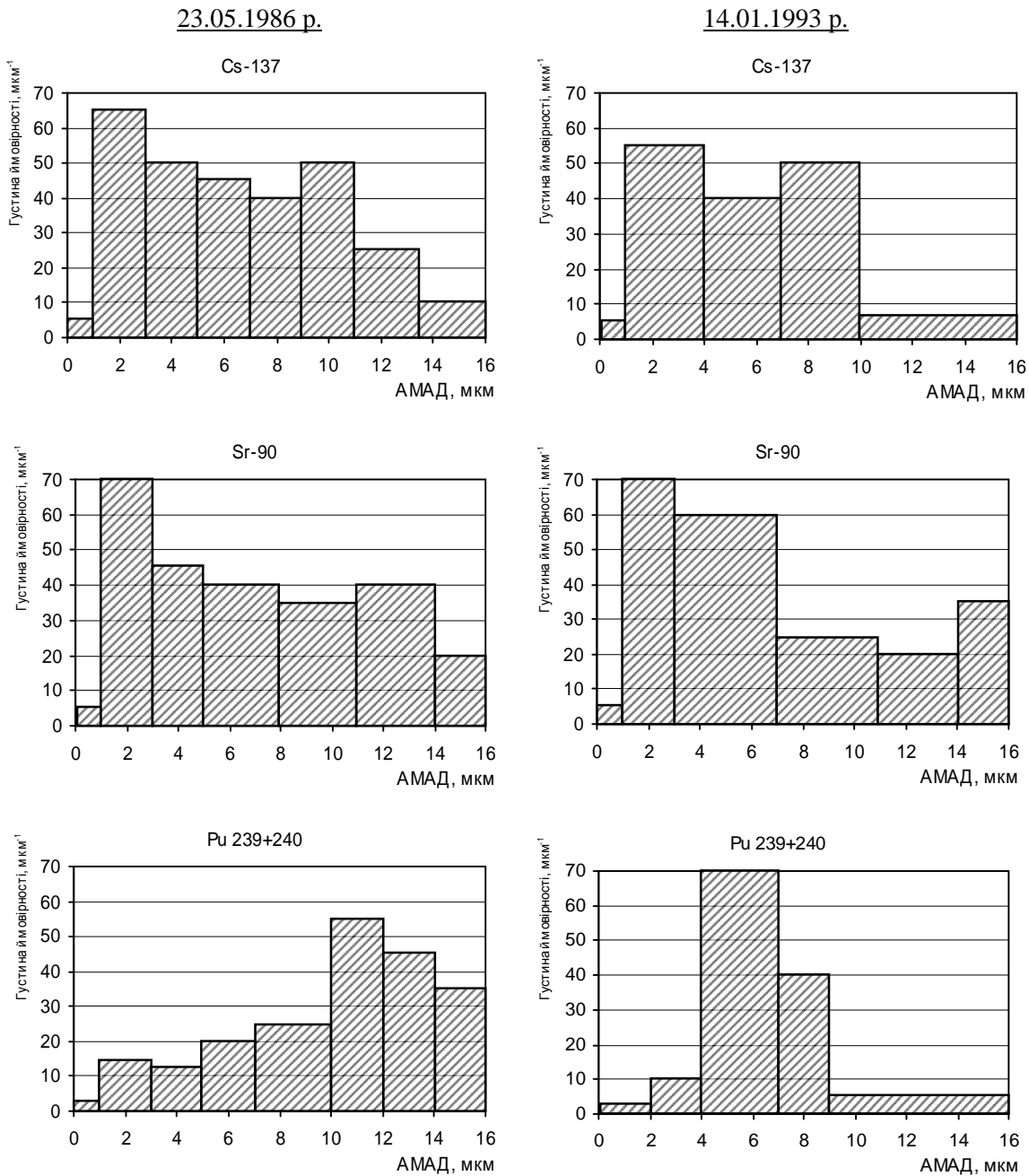


Рис. 3. Розподіл густини ймовірності ¹³⁷Cs, ⁹⁰Sr, ²³⁹⁺²⁴⁰Pu за розміром РПЗ у вихідному потоці в приміщеннях 402/3 (23.05.1986 р.) та 805/35 (14.01.1993 р.) при пожежах в ОУ

За дисперсним складом радіоактивні летучі частки, розподілялися таким чином: аерозолі з АМАД до 1 мкм – 1 %, від 1 до 15 мкм – 95 %, більше 15 мкм – 4 %. У табл. 2 приведені основні параметри розподілів, одержаних 23.05.1986 р. і 14.01.1993 р. в узагальненому вигляді.

З даних, наведених у табл. 2, показано, що АМАД та СГЗ не виявили таких змін, як об'ємна активність радіонуклідів.

Обчислені значення потужності ефективних інгаляційних доз для двох періодів спостережень в ОУ приведені в табл. 3.

Т а б л и ц я 2

Середньозважені параметри частинок РПЗ, отримані з функцій розподілу об'ємної активності за розміром часток при пожежах усередині приміщень 402/3 та 805/3

Радіонукліди	Об'ємна активність, Бк/м ³	АМАД, d_m , мкм	СГЗ, σ_d	Концентрація радіонуклідів, Бк/м ³ [6]
Приміщення 402/3				
¹³⁷ Cs	67,9	4,8	1,8	60
⁹⁰ Sr	14,4	1,3	2,7	10
²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	0,12	0,9	4,6	$3 \cdot 10^{-2}$
Приміщення 805/3				
¹³⁷ Cs	18,5	5,1	1,2	16
⁹⁰ Sr	4,8	0,6	2,3	3,4
²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	0,03	0,7	3,5	$6 \cdot 10^{-3}$

Т а б л и ц я 3

Середньозважені потужності ефективних інгаляційних доз, обчислених за даними табл. 1

Період пожежі в ОУ	Середня потужність ефективної інгаляційної дози, мЗв/год.			
	¹³⁷ Cs	⁹⁰ Sr	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	Загальна
23.05.1986, прим. 402/3	0,027	0,053	0,259	0,339
14.01.1993, прим. 805/3	0,018	0,042	0,04	0,1

Порівнюючи розраховані загальні ефективні інгаляційні дози (див. табл. 3) з нормативною річною індивідуальною ефективною дозою внутрішнього опромінення для пожежних, яка повинна бути не більше 3,0 мЗв, бачимо, що при гасінні пожежі в приміщенні 402/3 за 10 годин пожежні отримують загальну дозу більше допустимої, а при гасінні пожежі в приміщенні 805/3 отримана доза співрозмірна з допустимими рівнями добового навантаження.

Висновки

Таким чином, за результатами досліджень можна зробити наступні висновки:

1) прямі вимірювання аварійних викидів РПЗ при пожежі в приміщенні 402/3 показали, що середні величини об'ємної активності радіонуклідів перевищували допустимі концентрації для персоналу категорії А, а при пожежі в приміщенні 805/3 нормативи не були перевищені;

2) інгаляційні дози, обчислені за характеристиками радіоактивних часток (об'ємній активності, АМАД, СГЗ, розчинності) за сучасними моделями, були знайдені з врахуванням розміру загальної потужності індивідуальної ефективної дози;

3) виявлено, що ефективна інгаляційна доза при пожежі в приміщенні 402/3 може складати 3,39 Зв, що більш допустимої індивідуальної ефективної дози внутрішнього опромінення персоналу категорії А, а при пожежі в приміщенні 805/3 – на порядок менше.

ОЦЕНКА РАДИАЦИОННОГО ВОЗДЕЙСТВИЯ ПРИ ТУШЕНИИ ПОЖАРОВ НА ОБЪЕКТЕ "УКРЫТИЕ"

Ю.В. Литвинов, С.І. Азаров, В.Л. Сидоренко

Рассмотрена проблема дозовых нагрузок пожарных при ингаляционном поступлении радиоактивных продуктов сгорания при пожарах внутри объекта "Укрытие". Для описания кинетики поступления радионуклидов в организм человека предложена дозиметрическая модель расчета внутреннего облучения человека.

RADIATION INFLUENCE ASSESSMENT during the FIRE EXTINGUISHING at the OBJECT "SHELTER"

Yu. Lytvynov, S. Azarov, V. Sydorenko

The fire fighters dose's load problem under radiation substances inhalation flux during the fire inside the object "Shelter" was examined. Dosimetric calculation model of the human internal irradiation for the description of kinetic of the radio nuclides flux to the organism has been suggested.

Список використаних джерел

1. Азаров С.И. Анализ опасных и вредных факторов при пожаре на разрушенном IV энергоблоке ЧАЭС // Ядерная и радиационная безопасность. – 2001. – Т. 4. – Вып. 4. – С. 58 – 63.
2. Азаров С.И., Токаревский В.В. Оценка радиационной обстановки при пожаре на объекте "Укрытие" // Атомная энергия. – 1997. – Т. 82. – Вып. 3. – С. 235 – 237.
3. Azarov S.I., Tokarevsky V.V. Fire alarm, examining the Chernobyl sarcophagus // Nuclear engineering international. – 1995. – Vol. 40. – № 491. – P. 38 – 39.
4. Азаров С.И. Анализ поражающих факторов при пожарах в объекте "Укрытие" // Атомная энергия. – 2001. – Т. 90. – Вып. 4. – С. 296 – 304.
5. ICRP Publication 67. Age-dependent doses to members of the public from intake of radionuclides. - Part 2. Annals of the ICRP 23. – Oxford: Pergamon Press, 1993. – Vol. 23. – № 3/4. – P. 167.
6. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97). Державні гігієнічні нормативи ДГН 6.6.1-6.5.001-98. – К., 2000. – 135 с.
7. *Fachs N.A.* The mechanics of airports. - Chap. 11 / N.A. *Fachs.* - Oxford: Pergamon Press, 1964. – P. 139.
8. *Gormley P.G.* Diffusion from a stream flowing through a cylindrical tube / P.G. *Gormley, M. Kennedy* // Proc. Roy. Irish. Acad. – 1949. – V. 52A. – P. 163 – 169.
9. *Birchall A.* IMBA-EXPERT: Internal dosimetry made simple / A. *Birchall* [et al.] // Radiat Prot. Dosim. - 2003. – V. 105. – P. 421 – 424.
10. ICRP Publication 66. Human respiratory tract model for radiological protection. Annals of the ISRP 24. – Oxford: Pergamon Press, 1994. – P. 482.
11. ICRP Publication 56. Age-dependent doses to members of the public from intake of radionuclides. - Part 1. Annals of the ICRP 20. – Oxford: Pergamon Press, 1990. – P. 360.
12. ICRP Publication 38. Radionuclide transformations. Energy and intensity of emissions. Annals of the ICRP 11 – 13. – Oxford: Pergamon Press, 1983. – P. 420.

Надійшла до редакції 07.06.2013 р.