

## РАДІАЦІЙНИЙ ЗАХИСТ

О.О. Бондаренко,  
П.Б. Арясов,  
Д.В. Мельничук,  
С.Ю. Медведєв,  
М.А. Фризюк

Науково-дослідний інститут  
радіаційного захисту  
АТН України,  
м. Київ

### Проблема обмеження та індивідуалізації внутрішнього опромінення в умовах значної невизначеності радіологічних параметрів

(на прикладі об'єкта «Укриття»).

#### Частина I

The problem of limiting and individualizing internal irradiation when radiological parameters are not sufficiently established (on the example of the object "Shelter").  
Part I

**Цель работы:** Рассмотрение подходов к одновременному соблюдению принципа ограничения индивидуальной дозы и необходимости проведения индивидуального контроля дозовых нагрузок персонала объекта «Укрытие» в условиях неопределенностей контролируемых величин рабочей среды.

**Материалы и методы:** Математические и компьютерные методы моделирования формирования доз внутреннего облучения и интерпретации фактических данных по результатам моделирования. Статистические методы обобщения полученных результатов.

**Результаты:** Для обеспечения гарантированного ограничения индивидуальной дозы обоснованы набор и способ использования коэффициентов запаса, на базе которых в регламент оперативного дозиметрического контроля внутреннего облучения введена новая величина — предварительная дозовая оценка (ПДО). На основе предложенного подхода разработаны и внедрены в практику радиационной безопасности объекта «Укрытие» методические указания. Также проведена практическая апробация разработанного подхода в условиях объекта «Укрытие».

**Выводы:** Вопрос тонкости дозиметрических оценок выходит за пределы метрологии измерений и занимает место в ряду ключевых задач обеспечения радиационной безопасности.

**Ключевые слова:** внутреннее облучение, индивидуальный дозиметрический контроль, трансурановые элементы, предварительная дозовая оценка.

**Objective:** To study the approaches to simultaneous observance of the principle of limiting individual dose and the necessity of individual control of the dose load at the object "Shelter" when the controlled parameter of the working medium are not sufficiently established.

**Material and Methods:** Mathematical and computed methods of simulation of internal irradiation formation and interpretation of factual data according to the results of simulation. Statistical methods of generalization of the obtained findings.

**Results:** Reserve coefficients and their use were substantiated to provide guaranteed limitation of individual dose. A new value, "preliminary dose evaluation" was introduced into the procedure of operative dosimetric control of internal irradiation. Basing on the suggested approach special regulations were introduced to the practice of radiation safety of the object "Shelter". The developed approach was tested under the conditions of the object "Shelter".

**Conclusion:** The problem of accuracy of dosimetric approach is out of the studied subject of metrology and is one of the key tasks of radiation safety provision.

**Key words:** internal irradiation, individual dosimetric control, transuranium elements, preliminary dose evaluation.

Дотримання принципу неперевищення дозного ліміту для персоналу категорії А в практиці радіаційної безпеки (РБ) має підтверджуватися результатами індивідуального дозиметричного контролю (ІДК). При цьому основу ІДК внутрішнього опромінення становлять біофізичні вимірювання, які включають вимірювання радіоактивності в тілі або окремих органах людини чи в продуктах її життєдіяльності. Такий підхід до побудови ІДК внутрішнього опромінення ґрунтується на припущенні, що біофізичні виміри найадекватніше відображують шукану величину активності, що дійсно

надійшла до організму індивідуума. Однак є дві обставини, які не дозволяють застосовувати зазначений підхід у повному обсязі: за певних умов біофізичні методи «не працюють»; методи непрямой дозиметрії, що використовують результати біофізичних вимірювань, характеризуються неточністю.

У випадках, коли біофізичні методи виявляються непридатними, за похибку ІДК внутрішнього опромінення належить вважати невизначеності, що виникають при переході від вимірюваних параметрів виробничого середовища до величини надходження до організму людини.

При організації та проведенні дозиметричного контролю інгаляційного надходження слід зважати на те, що результати аналізів повітря, отримані за допомогою стаціонарних пробовідбірників у приміщеннях із локальними джерелами забруднення повітря радіоактивними речовинами, незалежно від ступеня їх наближення до робочих місць, не дають точної інформації про концентрацію радіоактивних речовин у зоні дихання кожного індивідуума. За відсутності фактичних даних можна прийняти, що усереднена за тривалий час (кілька місяців) «інгаляційна експозиція працівників у 10 разів вища від вимірної стаціонарними пробовідбірниками повітря» [1]. Для короткочасних пробовідборів (за одну зміну або менше) ця експозиція може перевищувати дані стаціонарного контролю в 100–1000 разів. За матеріалами спостережень, різниця між короткочасними індивідуальними концентраціями та отриманими за допомогою стаціонарних пробовідбірників досягає 100–500 разів, а для довгочасних концентрацій — 5–30.

Точність дозиметричних оцінок безпосередньо не входить до основного нормативу з РБ в Україні — НРБУ-97 [2]. Визнається, що на практиці рідко можна оцінити величину похибки програми індивідуального моніторингу (п. 253 [3]). У випадках високих невизначеностей може відбуватися переопромінювання (тобто перевищення контрольного рівня (КР) або ліміту дози) при наявних «середніх» рівнях доз внутрішнього опромінення порядку одного чи навіть частки мілізіверта. Отже, точність дозиметричних оцінок виходить за межі метрології вимірювань і є одним з актуальних завдань забезпечення радіаційної безпеки.

### **Особливості радіаційно-гігієнічних умов у об'єкті «Укриття»**

На сьогодні відомо, що в умовах об'єкта «Укриття» (ОУ) доза внутрішнього опромінення формується переважно трансурановими елементами (ТУЕ). Так, згідно з [4], на 1999 рік 1 % сумарної активності, яку мають альфа-випромінюючі ТУЕ, формує понад 70 % дози внутрішнього опромінення при одноразовому інгаляційному надходженні всієї радіонуклідної суміші. Водночас  $^{137}\text{Cs}$  і  $^{90}\text{Sr}$ , сумарна активність яких складає в середньому близько 88 %, визначають внесок у дозу внутрішнього опромінення на рівні менше 12 %.

Для вивчення розподілу активності аерозолів

за розмірами були проведені пробовідбори всередині об'єкта «Укриття» на межі так званих ядерно-небезпечних зон. Для відбору проб застосовували 5-каскадний імпактор SA-235. Загалом за 2001 рік було зроблено 63 відбори аерозолу всередині об'єкта «Укриття» (з них 29 за допомогою імпакторів) [4]. У результаті проведених досліджень розподілу аерозолів уперше був експериментально визначений аномально великий внесок активності субмікронної компоненти (аеродинамічний діаметр (АД) менше за 0,5 мікрона) аерозолів об'єкта «Укриття», який спостерігався в середньому на рівні майже 30 % від сумарної активності.

При цьому аналіз залежності дозового коефіцієнта від АД для аерозолів легеневого класу S, що містять  $^{239}\text{Pu}$ , демонструє наявність чіткого максимуму (в межах 0,06 мкм АД), величина якого становить понад 80 мкЗв·Бк<sup>-1</sup> і перевищує в 5–10 разів дозові коефіцієнти, відповідні референтним АМАД (медіанного за активністю аеродинамічного діаметра) (1 і 5 мкм [5]), які звичайно рекомендують для розрахунків за відсутності фактичних даних про конкретні радіаційно-гігієнічні параметри на робочому місці. Розрахунки, проведені з урахуванням фактичного розподілу аерозолів, показують, що тільки завдяки розміру аерозолів об'єкта «Укриття» характеризуються в середньому вдвічі більшим дозовим коефіцієнтом порівняно зі значеннями, рекомендованими МКРЗ.

Порівняння дозових коефіцієнтів радіонуклідів при інгаляційному надходженні залежно від легеневого класу для плутонію [5] показує їх підвищення в 3–4 рази при переході від класу S до класу M. Авторам досі невідомі роботи з експериментального визначення типу системного надходження аерозолів ОУ в термінах легеневої моделі [6]. Результати подібних досліджень є ще важливішими, оскільки при вищій питомій площі поверхні (на одиницю маси або активності) частинки субмікронних розмірів можуть мати більшу швидкість розчинення в респіраторному тракті порівняно з мікронними частинками, що, в свою чергу, спричинило б ще більший внесок субмікронної складової аерозолів у дозу внутрішнього опромінення.

Проведений аналіз теоретичних [7] і експериментальних [8–11] даних дозволив дійти

висновку про істотну розбіжність між технічними умовами тестування основного застосовуваного на ОУ респіратора («Лепесток-200») та умовами експлуатації на ОУ за двома важливими параметрами — розміром аерозолів і швидкістю повітряного потоку через поверхню фільтрувального матеріалу. Врахування підвищеного внеску субмікронних аерозолів у приміщеннях ОУ дає значно нижчі значення коефіцієнта ефективності фільтрації тканини Петрянова, на основі якої виготовлений «Лепесток-200», порівняно з паспортними значеннями.

### Оперативний контроль

Оперативний контроль внутрішнього опромінення (ОКВО) здійснюють шляхом індивідуального розрахунку інгаляційного надходження радіоактивних речовин до організму працівника з наступним зіставленням цього показника із величинами ліміту річного надходження. Розрахунок величини дози проводять на основі розрахункової величини надходження  $I$ , яку визначають залежно від виду контролю таким чином:

а) при контролі концентрації  $C$  радіонуклідів у повітрі

$$I = k_C C B T,$$

де  $k_C$  — коефіцієнт перерахунку;  $B$  — величина об'єму дихання;  $T$  — час роботи в контрольованих умовах;

б) при контролі вмісту  $A$  радіонуклідів у легенях або інших інтегральних величин, таких як відкладення в носовій порожнині та ін.

$$I = k_A A,$$

де  $k_A$  — коефіцієнт перерахунку.

Остаточну дозу розраховують із використанням дозового коефіцієнта  $e_{inh}$ , що відображує радіаційно-гігієнічні умови на даному робочому місці

$$E_{inh} = e_{inh} I.$$

Специфіка контролю радіоактивного забруднення повітря полягає в тому, що використані у формулах коефіцієнти перерахунку  $k_C$  і  $k_A$  включають проміжні коефіцієнти, пов'язані із статистичною природою явищ переходу від вимірюваної фізичної величини  $C$  до розрахункової величини дози. Конкретні значення таких коефіцієнтів — це параметри відповідних функцій розподілу ймовірностей, які часто описують логарифмічно нормальним законом. При розрахунку величини  $E_{inh}$  за даними вимірювання  $C$  результуюче стандартне геомет-

ричне відхилення (СГВ) рідко буває меншим 5–6, а часто досягає 10 і більше [1]. Із даних типових значень СГВ, наведених у [1], випливає, що жодний спосіб вимірювання вмісту радіоактивної речовини в повітрі виробничого приміщення не може забезпечити прийнятної (в метрологічному розумінні) точності оцінки індивідуального внутрішнього опромінення.

Викладене вище свідчить, що формула розрахунку ефективної дози  $E_{inh}$  має включати не медіанні та середні значення надходження  $I$ , а відповідні достатньо високому (з погляду забезпечення радіаційної безпеки) довірчому інтервалу ймовірності. Це рівнозначно введенню коефіцієнта запасу, який визначають за допомогою довірчого інтервалу ймовірності, розрахованого для відомої функції розподілу. Складові елементарні коефіцієнти запасу для конкретних умов виробничого приміщення уточнюють за результатами спеціальних досліджень. Значення довірчого інтервалу ймовірності належить вибирати за спеціальною методикою чи на підставі відповідного централізованого затвердженого документа.

### Попередня дозна оцінка

З огляду на необхідність урахувувати ймовірнісний характер реального надходження та з метою забезпечити гарантоване неперевищення КР, для оцінки належить вводити коефіцієнти запасу  $\eta$ . На підставі зазначеного застосовують величину так званої попередньої дозової оцінки (ПДО), яку обчислюють за допомогою величини інгаляційного надходження  $I$  з урахуванням коефіцієнта запасу  $\eta$  та дозового коефіцієнта  $e_{inh}$  для даного радіонукліда

$$ПДО = \eta e_{inh} I.$$

Розраховуючи ПДО, весь період роботи розбивають на епізоди (це може бути один-єдиний епізод), які не перетинаються між собою у часі. Дані про концентрацію аерозолів і/або величину відкладення у відділах респіраторного тракту за кожним епізодом забезпечують фактичними результатами ( $C$ ,  $T$ ,  $A$ ) і характеристиками ( $k$ ,  $\eta$ ) відповідного інструментального методу контролю. Контроль індивідуального внутрішнього опромінення від інгаляційного надходження впродовж року проводять за сумарною (накопиченою) ПДО.

Метод, який має більшу вірогідність остаточного результату вимірювання, характеризується меншим значенням  $\eta$ . Це дозволяє у випадку,

коли для конкретного працівника в одному епізоді отримано ПДО за допомогою кількох різних методів контролю, використовувати для подальшого дозового врахування ПДО з найменшим значенням  $\eta$ . На практиці це означає, що використання досконаліших інструментальних методів контролю уможлиблює зниження ПДО і таким чином стимулює подальшу оптимізацію системи контролю на базі співвідношення «виміряна ПДО — витрати на систему дозиметричного контролю».

### Конверсійні коефіцієнти та коефіцієнти запасу

Схема формування інгаляційного надходження та відповідна їй система оперативного контролю доз внутрішнього опромінення зображені на рис. 1. Напрямок стрілки між окремими станами виробничого середовища (С, А, М) позначено причинно-наслідковий або кореляційний лінійний зв'язок. Поряд зі стрілкою подано відповідні умовні позначення конверсійного коефіцієнта й коефіцієнта запасу.

У табл. 1 і 2 наведено значення конверсійних коефіцієнтів і коефіцієнтів запасу, застосовуваних при ОКВО. На підставі даних вивчення радіаційних факторів в ОУ, з огляду на застосування нових технологій робіт на ОУ або з метою подальшого вдосконалення системи дозиметричного контролю персоналу, перелік цих коефіцієнтів може розширюватись, а їх значення уточнюватись.

Значення коефіцієнтів запасу  $\eta_{ZW}$ ,  $\eta_{WB}$  і  $\eta_{ID}$  встановлено на підставі даних роботи [1]. За конверсійний коефіцієнт  $k_{BI}$  прийнято обернену величину паспортного коефіцієнта захисту  $K_s$  респіратора «Лепесток-200». Щоб врахувати те, що реальна величина коефіцієнта захисту є меншою за паспортне значення, згідно з даними [8, 12], коефіцієнт запасу  $\eta_{BI}$  встановлено таким, що дорівнює 10 (в разі використання респіратора «Лепесток-200»). Коли респіратор не застосовують, концентрація  $C_B$  у зоні дихання в точності відповідає концентрації  $C_I$  інгальованої фракції. В цьому випадку  $k_{BI}$  і  $\eta_{BI}$  дорівнюють 1.

За конверсійний коефіцієнт  $k_{ID}$  прийнято обернену величину коефіцієнта відкладення в легенях  $K_d$ . Його значення розраховано на основі табульованих даних відкладення в різних відділах респіраторного тракту [6] й усе-

Таблиця 1 — Конверсійні коефіцієнти та коефіцієнти запасу, застосовувані при ОКВО  
Conversion and reserve coefficients used at operative control of internal irradiation

Перехід при розрахунку концентрації та активності	Індекс	Коефіцієнт	
		конверсійний, $k$	запасу, $\eta_k$
Від концентрації в робочій зоні (Z) до концентрації на робочому місці (W)	ZW	1	5
Від концентрації на робочому місці (W) до концентрації в зоні дихання (B)	WB	1	3
Від концентрації в зоні дихання (B) до концентрації інгальованої фракції (I) (*)	BI	0,005 1	10 1
Від концентрації інгальованої фракції (I) до відкладення в легенях (D)	ID	3,5	2

Примітка. (\*) — у 3-й і 4-й графах таблиці вгорі подано значення з урахуванням застосування респіратора «Лепесток-200», внизу — без урахування застосування респіратора.

Таблиця 2 — Коефіцієнти запасу, застосовувані при контролі різних радіонуклідів або груп радіонуклідів при ОКВО [8, 13]  
Reserve coefficients used at control of different radionuclides or groups of radionuclides at operative control of internal irradiation [8, 13]

тип випромінювання	$^{137}\text{Cs}$	$^{90}\text{Sr}$	$\beta$	$\alpha$	$^{238}\text{Pu}$	$^{239,240}\text{Pu}$	$^{241}\text{Am}$
$\eta_R$	2,5	1,5	2	1,2	1,4	1,4	1,5

редненого розподілу активності аерозолу ОУ за АД [8]. Величини коефіцієнта запасу  $\eta_R$  (див. табл. 2) були отримані на основі аналізу невизначеності внеску в дозу певного радіонукліда залежно від варіацій, спостережуваних у співвідношеннях радіонуклідів у аерозолях ОУ.

Результуючий коефіцієнт запасу, використовуваний для розрахунку ПДО, можна отримати як добуток «елементарних» коефіцієнтів запасу, що його утворюють, включаючи  $\eta_R$  для контрольованого в суміші радіонукліда.

Запропонований підхід значно розширює джерела вихідної інформації, придатної для отримання індивідуальних дозових оцінок, особливо при оперативному контролі (див. рис. 1).

Отже, можна розробити необхідні методики, використовуючи результати: а) контролю об'ємної концентрації аерозолів або ж величин, прямо пов'язаних із нею; б) інтегральної концентрації аерозолів; в) активності, що відкладалася в легенях, носовій порожнині люди-

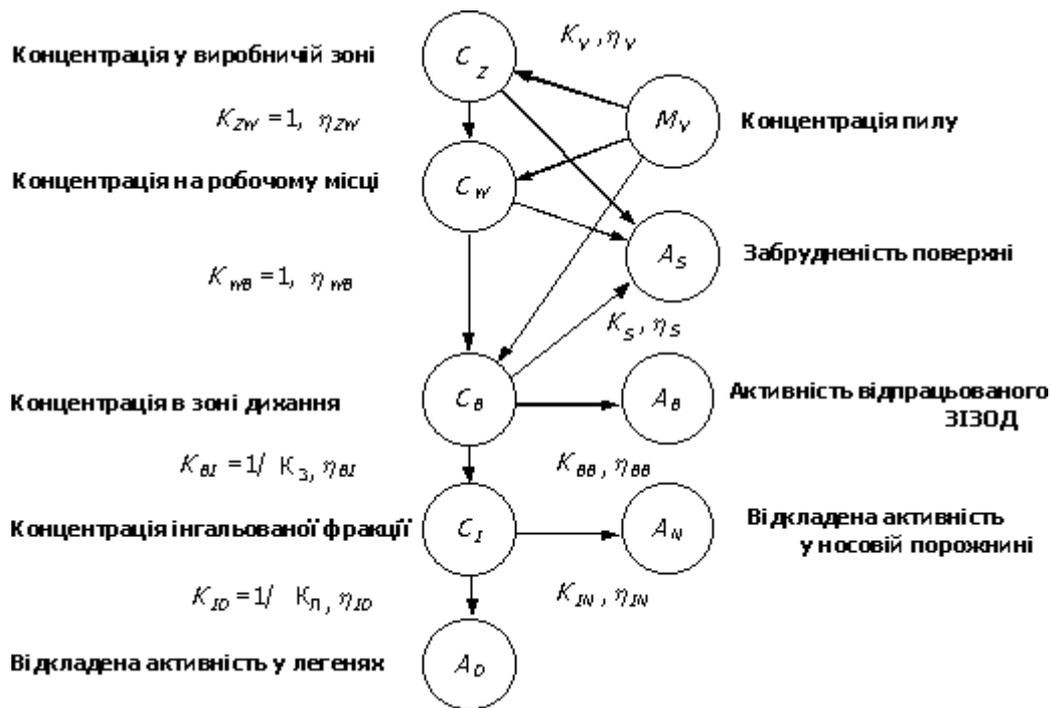


Рис. 1 — Схема формування й контролю інгаляційного надходження, яку використовують для розрахунку ПДО Примітка. ЗІЗОД — засіб індивідуального захисту органів дихання.

Fig. 1 — Scheme of forming and control of inhalation consumption used for preliminary dose evaluation

ни або ж на різних поверхнях. На основі запропонованого підходу розроблено та впроваджено в практику РБ ОУ методичні рекомендації [14] та проведено практичну апробацію розробленого підходу в умовах ОУ [15].

## Література

1. Дозиметрический и радиационный контроль при работе с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений: Метод. рук.-во. — Т.1. Организация и методы контроля. — М.: Атомиздат, 1980. — 272 с.
2. Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97) // Державні гігієнічні нормативи. ДГН 6.6.1. — 6.5.001-98. — К., 1998. — 135 с.
3. Общие принципы радиационной защиты персонала (Публикация 75 МКРЗ) // Под ред. А.В. Кружалова. — Екатеринбург: Уралрэсцентр, 1999. — 56 с.
4. Bondarenko O.A., Arjasov P.B., Melnichuk D.V., Medvedev S.Y. // Health Phys. — 2001. — Vol. 81, № 2. — P. 114–123.
5. ICRP Publication 68. Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers. Part 2. Ingestion Dose Coefficients. — Vienna: Pergamon Press, 1994. — Vol. 24, № 4. — 83 p.
6. ICRP Publication 66. Human respiratory tract model for radiological protection. — Vienna: Pergamon, 1993. — 65 p.
7. Davies C.N. Air Filtration. — London: Academic Press, 1973. — 171 p.
8. Методическая и программно-аппаратная поддержка дозиметрии внутреннего облучения персонала объекта «Укрытие»: Отчет о НИР (Эт. 8 по дог. № 72-РЗ/96) / НИИ радиационной защиты АТНУ (НИИРЗАТНУ). Рук. О.А. Бондаренко. — № ГР0196V024135; Инв. № 49. — К., 1999. — 183 с.
9. Петрянов И.В. и др. // Атмосферные аэрозоли. — Вып. 21 / Под ред. С.Г. Малахова. — М.: Гидрометеоиздат, 1976. — С. 3–8.
10. Hoover M., Fencl A.F. Independent Evaluation of Air Filter Media from Chernobyl / Lovelace Respiratory Research Institute, Albuquerque: NM, USA, PNNL-13053, DE-FC04-96AL76406, 1999.
11. Оценка ведущих и дозообразующих факторов внешнего и внутреннего облучения с обеспечением индивидуального группового биофизического контроля: Отчет НИР (заключ.). Ответств. исполнит. А.Г. Цовьянов / Ин-т биофизики МЗ РФ, Москва — Славутич, 1993–1994. — 60 с.
12. Международный консорциум «Чернобыль». ICC (MS) JV. Проект 4967. WBS A01 400000. Пакет А: Промежуточный отчет по анализу безопасности реализации проекта стабилизации опорных узлов блоков балок В1 и В2 (Фаза 2 — усиление опорных узлов блоков балок В1 и В2) // ЧАЭС, блок 4. План выполнения мероприятий на объекте «Укрытие» (SIP). Первоочередные проекты / МНТЦ «Укрытие», «Энергопроект». — Киев — Чернобыль, 1999. — 142 с.
13. Анализ безопасности при выполнении работ по проекту стабилизации балок В1 и В2 / ОП ЧАЭС, ОУ ТО; Инв. № 532 от 29.12.99. — М., 1999. — 112 с.
14. Методика расчета доз внутреннего облучения персонала «Объекта «Укрытие» (по результатам оперативного контроля): Метод. указания / Науч. рук. О.А. Бондаренко / НАЭК, ОП ЧАЭС, «Объект «Укрытие». — 2000. — 25 с.
15. Экспериментальная апробация оперативного контроля внутреннего облучения персонала ОУ / Бондаренко О.А., Медведев С.Ю., Арясов П.Б. и др. // Тез. IV междунар. науч. конф. «Объект «Укрытие» — прошлое, настоящее, будущее» (Славутич, 28–30 нояб. 2001 г.). — Славутич: ГСП ЧАЭС, 2001. — С. 136.

Дата надходження: 07.06.2002.

Дата остаточного надходження: 08.08.2002.

Адреса для листування:

Бондаренко Олег Олександрович,  
НДІ радіаційного захисту АТН України,  
вул. Мельникова, 53, Київ, 04050, Україна