

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

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 II

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

Цель работы: Рассмотрение неопределенности и характеристики методов косвенной дозиметрии для проведения индивидуального контроля дозовых нагрузок персонала объекта «Укрытие».

Материалы и методы: Математические и компьютерные методы моделирования формирования доз внутреннего облучения, а также интерпретации фактических данных по результатам моделирования. Статистические методы измерения фактического содержания трансураниевых элементов в объектах окружающей среды, продуктах жизнедеятельности и организме человека.

Результаты: С целью решения проблемы недостаточной чувствительности инструментальных методов дозиметрического контроля трансураниевых радионуклидов предложен метод спектрометрии альфа-излучения, с помощью которого можно достичь минимально детектируемой активности 0,03 мБк. Публикации МКРЗ составляют основу разработанных компьютерных методов, дающих возможность, в отличие от известных программных продуктов, проводить расчеты для аэродинамического диаметра вместо АМАД, а также прямо задавать параметры системного поступления материала аэрозолей в легкие и рассчитывать радиоактивные цепочки с учетом метаболизма отдельных радионуклидов.

Выводы: Для разрешения принципиальных трудностей, связанных с неработоспособностью биофизических методов и большими неопределенностями методов косвенной дозиметрии, предложен подход к организации текущего ИДК персонала объекта «Укрытие», объединяющий в единое целое результаты контроля рабочих мест и данные биофизических измерений.

Ключевые слова: внутреннее облучение, ингаляционное поступление, индивидуальный дозиметрический контроль, объект «Укрытие».

Objective: To study uncertainty and characteristics of the methods of indirect dosimetry for individual control of the dose load in the personnel from the object "Shelter".

Material and Methods: Mathematical and computed methods of simulation of internal irradiation dose formation as well as interpreting the factual data using the results of simulation. Statistical methods for the obtained results generalization. Instrumental methods of measuring the true amount of transuranium elements in the environment objects, in the products of vital activity and in the human organism.

Results: To solve the problem of insufficient sensitivity of instrumental methods of dosimetric control of transuranium radionuclides, alpha-radiation spectrometry was suggested, which allowed to achieve minimum detected activity at 0.03 mBq. ICRP publications are the basis of the developed computed methods which allow to make calculations for aerodynamic diameter instead of AMAD as well as to load directly the parameters of systemic entering of aerosols to the lungs and to calculate radioactive chains with the account of metabolism of separate nuclides.

Conclusion: To overcome the difficulties connected with inability of biophysical methods and great uncertainties of indirect dosimetry, a new approach to organization of the current individual dosimetric control and biophysical measurements is suggested.

Key words: internal irradiation, inhalation entering, individual dosimetric control, object "Shelter".

До варіантів непрацеспроможності біофізичних методів можна віднести ІДК радіонуклідів, що мають короткий час утримування в організмі людини або короткий період піврозпаду чи високу мінімально детектовану активність (МДА). Як приклади (в зазначеному вище порядку) можна назвати тритієву воду, короткоіснуючі

продукти розпаду радону та трансуранові радіонукліди. В усіх цих випадках непрацеспроможність біофізичного контролю виражається в тому, що МДА використовуваних інструментальних методів порівнянна або вища від розрахованої за моделлю контрольного рівня (КР) для вимірюваної біофізичної величини.

Як зазначено у статті О.О. Бондаренка та ін. «Проблема обмеження та індивідуалізації внутрішнього опромінення в умовах значної невизначеності радіологічних параметрів (на прикладі об'єкта «Укриття»). Частина I», іншою важливою обставиною, що обмежує точність індивідуального контролю дози, є значні невизначеності методів непрямой дозиметрії, тобто притаманні методам відновлення величини надходження за результатами біофізичних вимірювань людини. Таким чином, у [1, п. 252] констатується, що фактор невизначеності на рівні 3 можна вважати прийнятним при постійному або частому випадково розподіленому надходженні (наприклад, у випадку йоду-131 або тритію у вигляді оксиду). Для складніших випадків контролю, наприклад, нерозчинних форм плутонію, загальна невизначеність може досягати одного порядку величини.

Невизначеності методів непрямой дозиметрії доцільно поділити на два види — пов'язані з варіабельністю параметрів застосованих біокінетичних моделей та викликані неточністю або невизначеністю контрольованих величин і параметрів (так званих радіаційно-гігієнічних параметрів), що характеризують конкретні умови праці. До другого виду можна віднести, наприклад, проміжок часу між надходженням і вимірюванням, фізико-хімічні властивості та пов'язані з ними біокінетичні характеристики радіоактивних речовин, ступінь фізичного навантаження і тип дихання (носовий чи ротовий) працівника. В контексті даної роботи розглянуто тільки невизначеності радіаційно-гігієнічних параметрів.

Треба зазначити, що методи непрямой дозиметрії добре відпрацьовані для одноразового надходження, коли точно відомі його момент та радіаційно-гігієнічні параметри. З використанням стандартних біокінетичних моделей для референтного набору радіаційно-гігієнічних параметрів можна відновити (з деякою похибкою) надходження і, отже, розрахувати відповідну йому дозу (так звана «найкраща оцінка») згідно з [1, п. 253]. Проте у випадку багаторазового надходження з різними невідомими амплітудами й моментами надходження, до того ж за зазначеної вище невизначеності

радіаційно-гігієнічних умов, проведення конкретних робіт — задача інтерпретації (тобто відновлення надходження) вже належить до класу нестійких у математичному розумінні.

Біофізичні вимірювання

З огляду на те, що жоден з існуючих способів вимірювання вмісту радіоактивної речовини в повітрі виробничого приміщення не забезпечує прийнятної точності оцінки індивідуального внутрішнього опромінення, головним критерієм опромінюваності персоналу є прямі вимірювання вмісту речовин в організмі або продуктах життєдіяльності людини (біофізичні вимірювання).

В умовах об'єкта «Укриття» основну увагу треба приділяти контролю трансуранових елементів (ТУЕ) як основній складовій дози внутрішнього опромінення. Контроль ТУЕ може ґрунтуватися на вимірюваннях важкорозчинної компоненти цезію-137, супутньої ядерному паливу, в легенях людини (пряма радіометрія) та гамма-випромінювання ТУЕ, насамперед америцію-241 (пряма радіометрія) і концентрації ТУЕ в добовій екскреції сечі людини (непряма радіометрія).

Для аналізу працеспроможності основних методів, застосовуваних у світовій практиці біофізичних вимірювань на виробництвах, пов'язаних із плутонієм, розглядали надходження аерозолів об'єкта «Укриття» (ОУ) до організму, що відповідає ефективній попередній дозовій оцінці (ПДО) 2 мЗв або 10 % від припустимого рівня [2] з урахуванням сумарного коефіцієнта запасу [3]. Референтна («найкраща») оцінка одноразового інгаляційного надходження окремого радіонукліда, що відповідає дозі 2 мЗв, була проведена також у [3] з урахуванням дозових внесків від усіх дозуювальних радіонуклідів аерозолів ОУ. Згідно з проведеним у табл. 1 зіставленням основних вимірюваних біофізичних величин — відкладення аерозолів у легенях і швидкості виведення їх із сечею — з найкращими рівнями традиційної інструментальної реєстрації можна дійти висновку, що, незважаючи на достатній вибір радіонуклідів, за якими можна проводити індивідуальний дозиметричний контроль (ІДК) внутрішнього опромінення персоналу ОУ, з вищезгаданих причин неви-

Таблиця 1 — Зіставлення відкладення аерозолів ОУ в легенях і швидкості їх виведення з найкращими рівнями традиційної інструментальної реєстрації (для надходження аерозолів до організму, що відповідає ефективній ПДО 2 мЗв або 10 % від допустимого рівня [2] з урахуванням сумарного коефіцієнта запасу)
 Comparison of aerosol precipitation in the lungs and the rate of their excretion with the levels of traditional instrumental registration (for aerosol entering) to the organism, which corresponds to effective half dose 2 mSv or 10% from the permissible level [2] with the account of summary reserve coefficient)

| Параметр | Радіонуклід | | |
|---|-------------------|------------------------------------|------------------------------------|
| | ¹³⁷ Cs | ²⁴¹ Am | ²³⁹⁺²⁴⁰ Pu |
| Одноразове інгаляційне надходження аерозолів ОУ («найкраща» оцінка), Бк [4] | 3570 | 25 | 27 |
| Сумарний коефіцієнт запасу при реєстрації радіонукліда в легенях відразу після закінчення роботи [4] | 5 | 3 | 3 |
| Одноразове інгаляційне надходження аерозолів ОУ з урахуванням сумарного коефіцієнта запасу, Бк | 714 | 8,3 | 9 |
| Відкладення ¹ в легенях аерозолів ОУ з урахуванням сумарного коефіцієнта запасу — рівень працеспроможності біофізичного вимірювання, Бк | 200 | 2,4 | 2,6 |
| Мінімальна детектована активність лічильників випромінювання людини (ЛВЛ), Бк | 200 ² | 45 ³ | > 1000 ³ |
| Швидкість виведення з сечею через рік після надходження аерозолів ОУ типу S (10% від допустимого рівня з урахуванням сумарного коефіцієнта запасу), Бк/доба | — | 10 ⁻⁵ –10 ⁻⁴ | 10 ⁻⁵ –10 ⁻⁴ |
| Мінімальна детектована активність НПД (модель ORTEC) за 1 добу вимірювання, Бк | — | 5·10 ⁻⁴ | 5·10 ⁻⁴ |

Примітки: 1. Коефіцієнт відкладення в легенях для наведеного в роботі розподілу активності за АД становить 0,29.

2. За 1 хв вимірювання (модель Accuscan-II Canberra).

3. За 30 хв вимірювання (модель 2275 Canberra).

значеності та недостатньої МДА всі основні застосовувані біофізичні методи є практично непрацеспроможними.

Щоб розв'язати проблему недостатньої чутливості інструментальних методів дозиметричного контролю трансуранових радіонуклідів, було розроблено алгоритм обробки зображення протравлених треків для детектора типу CR-39 [4–6]. На базі цього алгоритму запропоновано принципово новий метод спектрометрії альфа-випромінювання, який базується на прямому зв'язку морфологічних параметрів треку з енергією альфа-частки, що його утворила. Порівняння технічних характеристик методів трекової (ТТД) і напівпровідникової (НПД) альфа-спектрометрії показує (попри кращу енергетичну роздільну здатність останнього, тобто 2 % проти 0,5 %), що за допомогою трекової альфа-спектрометрії можна досягти на порядок нижчої МДА — на рівні 0,03 мБк — за рахунок меншого фону та практично необмеженого часу експозиції. Досягнута чутливість надає можливість організувати поточний контроль надходження трансуранових аерозолів не тільки класу М, але й проміжного класу між М і S методами непрямой дозиметрії.

Для моделювання біокінетичних процесів розроблено комплекс комп'ютерних розрахункових методів, що ґрунтуються на усталеному підході з використанням камерних моделей. Основу біокінетичного й дозиметричного блоків моделі становлять Публікації МКРЗ [7–9]. Для реалізації розрахункових методів застосовано матричний підхід, а самі розрахунки реалізовано на базі програмного пакета MATLAB версії 5.3 з використанням засобів числового інтегрування SIMULINK. На відміну від відомих програмних продуктів, розроблена комп'ютерна програма дає можливість проводити розрахунки для аеродинамічного діаметра (замість медіанного за активністю аеродинамічного діаметра (АМАД)), а також прямо задавати параметри біокінетичної швидкості розчинення матеріалу аерозолів у легенях і розраховувати радіоактивні ланцюжки з урахуванням метаболізму окремих радіонуклідів.

Для подолання принципових труднощів, пов'язаних із непрацеспроможністю біофізичних методів та великими невизначеностями методів непрямой дозиметрії, запропоновано підхід до організації поточного ІДК персоналу



Рис. 1 — Розрахункова схема основного контролю внутрішнього опромінення персоналу об'єкта «Укриття»
 Fig. 1 — Calculation scheme of basic control of internal irradiation of the personnel from the object "Shelter"

ОУ, який об'єднує в єдине ціле результати оперативного контролю робочих місць і результати біофізичних вимірювань. Таким чином, як показано на рис. 1, зазначений підхід включає два пов'язані між собою етапи: (1) оперативний дозиметричний контроль, який охоплює всі доступні методи як операційного, так і післяопераційного контролю, та (2) основний контроль, що базується на біофізичних вимірюваннях і включає в себе як вхідні дані результати оперативного контролю.

Згідно з рис. 1, у межах основного дозиметричного контролю проводять періодичні біофізичні вимірювання, за результатами яких виміряні біофізичні величини (вміст у легенях та/або швидкість екскреції ТУЕ) зіставляють із значеннями, розрахованими за результатами оперативного контролю (з урахуванням коефіцієнта запасу). За результатами зіставлення проводять корекцію ПДО і вже скоригований (з урахуванням результатів біоаналізів) величині присвоюють статус ефективної дози. Важливою особливістю запропонованої схеми

є нерозривний зв'язок методів і результатів оперативного й основного контролю, що в цілому істотно підвищує надійність контролю внутрішнього опромінення.

Розгляд загальної проблеми дотримання водночас принципів обмеження та індивідуалізації внутрішнього опромінення в умовах істотної невизначеності радіологічних параметрів в об'єкті «Укриття» дає можливість, на думку авторів, дійти більш узагальнюючих висновків.

ВИСНОВКИ

1. Визнання ймовірнісної природи контрольованих доз приводить до необхідності з метою дотримання принципу неперевищення застосовувати верхню можливу оцінку розподілу (так звану попередню дозову оцінку), що визначається як добуток «найкращої» (середньої) оцінки дози та індивідуально визначеного коефіцієнта запасу. Виконання вимог щодо індивідуалізації

контролю дози внутрішнього опромінення в умовах значних невизначеностей потребує застосування ПДО натомість середніх значень дози.

2. Застосування величини ПДО утворює стимул подальшої оптимізації системи дозиметричного контролю на базі співвідношення: виміряна ПДО — витрати на систему дозиметричного контролю.

3. Коефіцієнт запасу несе інформацію про всі доступні невизначеності моніторингу радіаційно-гігієнічних параметрів робочого місця та результатів непрямой дозиметрії. Його розраховують як відношення верхньої межі попередньо визначеного довірчого інтервалу до середнього (або медіанного) значення розподілу. Розрахунок загального коефіцієнта запасу охоплює також процедури агрегування всіх елементарних коефіцієнтів запасу.

4. Зниження невизначеності дозових оцінок ІДК внутрішнього опромінення — важлива практична задача, що вимагає підвищення математичної стійкості методів розрахунку дози. Для цього запропоновано поточну організацію ІДК, що об'єднує результати оперативного контролю робочих місць і результати біофізичних вимірювань.

Література

1. *Общие принципы радиационной защиты персонала, (Публикация 75 МКРЗ) / Под ред. А.В. Кружалова. — Екатеринбург: Уралрэсцентр, 1999. — 56 с.*
2. *Норми радіаційної безпеки України (НРБУ-97) // Державні гігієнічні нормативи. ДГН 6.6.1.— 6.5.001-98. — Київ, 1998. — 135 с.*
3. *Методика расчета доз внутреннего облучения персонала объекта «Укрытие» (по результатам оперативного контроля): Метод. указания / Научн. рук. О.А. Бондаренко / НАЭК, ОП ЧАЭС: объект «Укрытие». — 2000. — 25 с.*
4. *Bondarenko O.A., Salmon P.L., Henshaw D.L., Fews A.P., Ross A.N. // Radiat. Meas. — 1996. — Vol. 26, № 1. — P. 59–64.*
5. *Bondarenko O.A., Korneev A.A., Onishchuk Yu.N., Berezhnoy A.V., Aryasov P.B., Antonyuk D.V., Dmitrienko A.V. // Ibid. — 1999. — Vol. 32, № 30. — P. 709–714.*
6. *Bondarenko O.A., Onishchuk Yu.N., Berezhnoy A.V., Aryasov P.B., Antonyuk D.V. // J. Radioanal. Nucl. Chem. — 2000. — Vol. 243, № 2. — P. 555–558.*
7. *ICRP Publication 66. Human respiratory tract model for radiological protection. — Vienna: Pergamon, 1993. — 65 p.*
8. *ICRP Publication 30. Limits for intakes of radionuclides by workers. Part 1. A report of Committee 2 of the ICRP in July 1978. — Oxford — New York — Frankfurt: Pergamon Press, 1979. — 134 p.*
9. *ICRP Publication 67. Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides. Part 2. Ingestion Dose Coefficients. — Vienna: Pergamon Press, 1993. — Vol. 23, № 3/4. — 167 p.*

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