

ОЦЕНКА МОЩНОСТИ ДОЗЫ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ ОТ КОНТЕЙНЕРА С РАО

А. И. Ксенофонтов¹, Д. А. Савин^{1,2}

¹Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ», Москва

²ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва

Статья поступила в редакцию 11 марта 2023 г.

Важной задачей при обосновании безопасности хранилища радиоактивных отходов (РАО) является оценка доз облучения персонала при проведении в нем различных работ. При этом при оценке доз облучения персонала зачастую не учитывается излучение от контейнеров с РАО, рассеянное от конструкций данного помещения. Во многих исследованиях характеристики поля излучения рассчитывались с помощью инженерных подходов и метода Монте-Карло с использованием специализированного программного обеспечения.

В настоящей работе выполнены расчеты мощности дозы гамма-излучения от объемного цилиндрического источника, расположенного в хранилище радиоактивных отходов. Проведен анализ вкладов в поглощенную дозу рассеянного излучения от стен, пола и потолка помещения, а также для случая залитого водой пола. Проведен также сравнительный анализ рассчитанных значений мощности дозы излучения с полученными методом интегрирования по объему источника для осесимметричных геометрий без учета рассеянного излучения. Результаты расчетов показывают, что учет рассеянной компоненты излучения от всех перекрытий хранилища может привести, в зависимости от расстояния до источника, к занижению мощности дозы до двух раз.

Ключевые слова: гамма-излучение, контейнер с РАО, мощность дозы излучения, расчетные методы, модификации метода Монте-Карло, вклады рассеянного излучения стен хранилища в мощность дозы излучения, радиоактивные отходы.

Постоянный рост числа объектов использования атомной энергии, подходящих к окончанию своего жизненного цикла, и, соответственно, увеличение количества работ по выводу из эксплуатации приводит к значительному повышению потока радиоактивных отходов и усугублению сложившейся проблемы по обеспечению радиационной безопасности при обращении с ними.

Важной задачей при создании системы обращения с РАО является оценка доз облучения персонала при проведении работ в хранилище.

Необходимость этого, основанная на результатах определения мощности дозы на рабочих местах персонала, указана в работе [1].

Следовательно, оценка распределения мощности дозы излучения от объемных источников, содержащих РАО, остается по-прежнему актуальной [2]–[6]. Так, в работе [2] методами Монте-Карло и интегрированием по объему источника исследовалась зависимость мощности дозы излучения от геометрических размеров упаковок с отходами. В работах [3], [4] рассматривались

аспекты обеспечения радиационной безопасности при временном хранении РАО с использованием невозвратных защитных контейнеров в легких хранилищах ангарного типа. В работах [5], [6] с помощью разработанного специализированного программного обеспечения и программы MicroShield [7] показана необходимость учета альбедо при проектировании биологической защиты.

Основной проблемой при обращении с РАО является обеспечение радиационной безопасности персонала, непосредственно занятого в данных работах [8]. Наиболее часто используемой первичной упаковкой для хранения отходов является ТУК-44, которая представляет собой бочку объемом 200 л. Поэтому в расчетах часто рассматривается объемный цилиндрический источник.

Целью настоящей работы является демонстрация вклада рассеянного излучения на примере расчета полей с учетом геометрии помещения, в котором содержится контейнер с РАО, для проведения оценки безопасности этого хранилища.

Мощность дозы на поверхности упаковок с РАО определяется удельной и суммарной активностью радионуклидов и свойствами матрицы, внутри которой они распределены, а также материалом и толщиной стенок контейнера.

В качестве модели объемного источника гамма-излучения была рассмотрена цилиндрическая емкость высотой 1,5 м и радиусом 0,5 м с равномерно распределенным в бетоне (плотность 2,35 г/см³) радионуклидом ¹³⁷Cs. Его удельная активность была принята равной 1000 кБк/кг, что является верхней границей для низкоактивных РАО [8].

В рамках расчета цилиндрический контейнер **S** располагался симметрично относительно боковых стен помещения размером 10×10 м и высотой 5 м вблизи задней стены **I** (расстояние от нее до поверхности контейнера составляло 0,5 м), причем детекторы размещались в радиальном направлении по оси *y* в сторону передней стены **II**, рис. 1. Детектор **D** находится над полом на половине высоты источника.

Эффективные неаналоговые алгоритмы в методе Монте-Карло, позволяющие повысить эффективность моделирования процесса переноса излучения, используются для решения многих задач радиационной физики. В данной работе расчеты проводились с использованием локальной оценки потока, включая алгоритмы, основанные на замене истинных физических распределений «смещенными». В распределении плотности вероятности

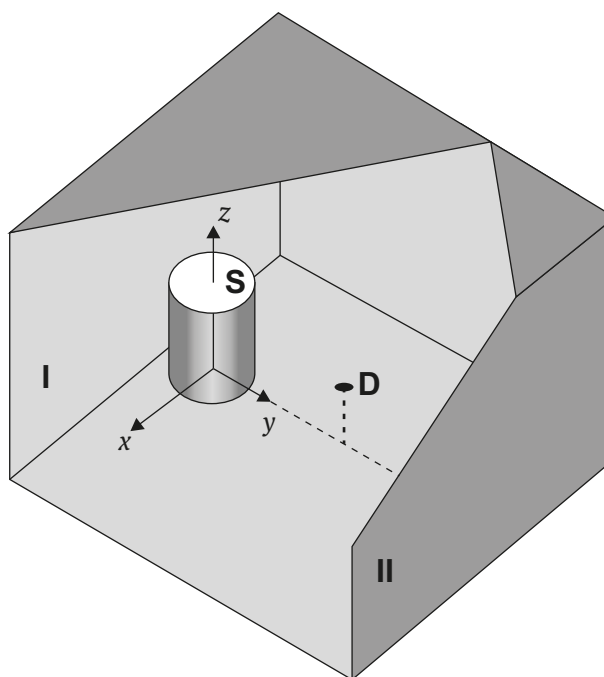


Рис. 1. Схема расположения источника в хранилище РАО. Источник излучения (**S**) расположен симметрично относительно боковых стен помещения, расстояние от поверхности источника до задней стены (**I**) – 50 см

длины свободного пробега «смещенное» сечение выбиралось из условия минимума дисперсии случайной величины, пропорциональной вкладу очередной точки рассеяния в точечный детектор (МД-метод) [9].

Используя общую концепцию уменьшения дисперсии оценки результатов [10], изменению подвергалась выборка полярного угла рассеяния, основанная на включении особенности оцениваемой величины в плотность распределения [11]. Важным достоинством этой модификации в локальной оценке потока является улучшение сходимости результатов по сравнению с обычным моделированием. Разработанная программа включала данные алгоритмы, а результаты прошли верификацию с расчетами программы BRIZ [12] для источника в бесконечной геометрии, а также с учетом альбедо от плоскости расположения источника по программе PENELOPE [13]. Сравнение полученных расчетов показало хорошее согласие. Преимуществом разработанной программы является небольшое вычислительное время и возможность проводить детальный анализ ценности различных областей моделирования с целью оптимизации параметров задачи.

Полученное распределение мощности поглощенной дозы рассеянного излучения в точках детектирования в зависимости от

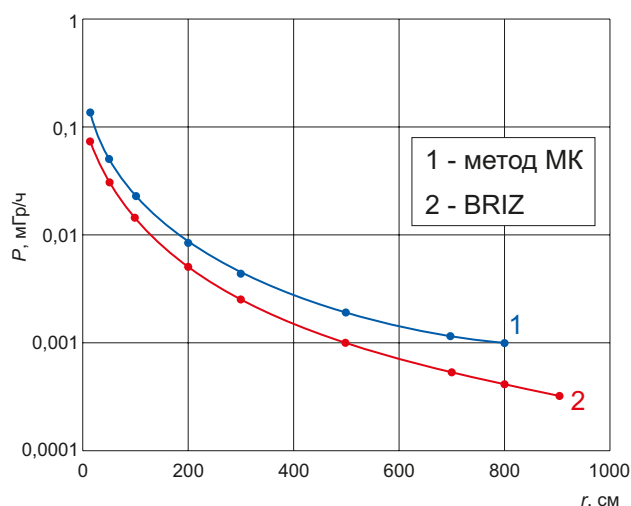


Рис. 2. Зависимость мощности поглощенной дозы рассеянного излучения от расстояния до поверхности объемного источника

расстояния до поверхности объемного источника показано на рис. 2. В расчетах статистическая погрешность результатов не превышала 3–5%. Также представлены результаты расчетов методом интегрирования элементарных источников по объему контейнера, выполненные по программе BRIZ, которая позволяет рассчитать дозу излучения в геометрии бесконечной воздушной среды с учетом рассеяний, происходящих только в самом объеме источника.

Сравнение показывает, что мощность дозы гамма-излучения при учете геометрии помещения больше, чем для источника в геометрии

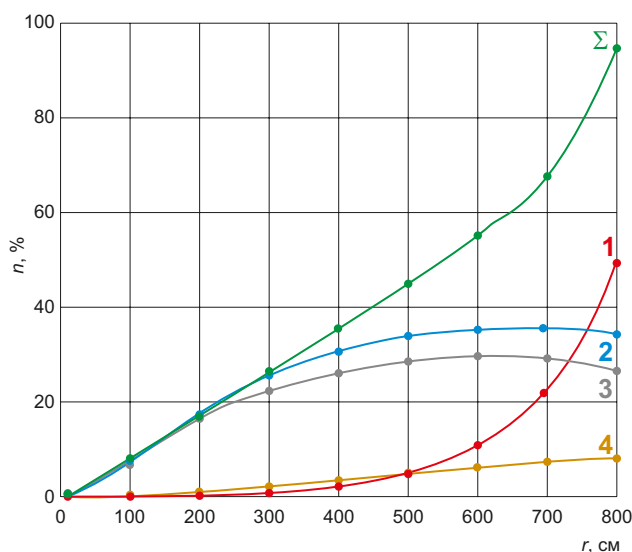


Рис. 3. Вклады рассеянного излучения в помещении относительно рассеянного излучения в объеме источника: 1 – передняя стена (II), 2 – «мокрый» пол, 3 – бетонный пол, 4 – потолок, Σ – суммарный

бесконечной воздушной среды, и с увеличением расстояния различие ее значений доходит до двух раз. Отметим, что вклад рассеянного излучения в полную дозу составляет в среднем 70–80%.

Различие вкладов рассеянного излучения от различных поверхностей помещения показано на рис. 3 (для стен, пола и потолка, а также суммарный вклад от них). Вклады рассеянного излучения от различных поверхностей помещения приведены относительно рассеянного излучения только в объеме источника.

Как видно из графика, для расстояний, близких к поверхности источника (менее 1 м), доза практически полностью определяется рассеянным излучением в объеме источника. С увеличением дистанции от источника вклады излучения от различных поверхностей помещения растут, достигая величины 30–50%, а наибольший вклад вносят ближайšie к детектору стены, а также пол помещения.

На рис. 3 показан также сценарий эволюции хранилища, когда по ряду причин пол, от которого оценивалось рассеянное излучение, покрылся слоем воды. В этом случае вклад от «мокрого» пола значительно увеличился по сравнению с рассеянным излучением от бетонного пола.

Таким образом, результаты исследования на примере выбранной модели хранилища РАО показали, что доза излучения при работе людей в различных местах хранилища РАО может в значительной степени (до 50%) определяться рассеянным от стен, пола и потолка помещения излучением. Доказана необходимость учета данной компоненты, в противном случае это может привести к значительному превышению значений мощности дозы излучения на рабочих местах, что, в свою очередь, может вызвать необходимость привлечения дополнительного персонала.

Литература

1. НП-099-17. Требования к составу и содержанию отчета по обоснованию безопасности пунктов хранения радиоактивных отходов.
2. Письменецкий С. А., Рудычев В. Г. и др. Анализ внешнего гамма-излучения цилиндрической емкости с РАО // Вісник Харківського університету. 2008. № 808. С. 53–60.
3. Поваров В. П., Росновский С. В. Некоторые аспекты обеспечения радиационной безопасности при временном хранении радиоактивных отходов в невозвратных защитных контейнерах в легких хранилищах ангарного типа. // Ядерная

и радиационная безопасность. 2021. № 4 (102). С. 5–12.

4. Павлов Д. И., Сорокин В. Т. и др. Состояние и основные направления создания парка контейнеров для кондиционирования и захоронение радиоактивных отходов // Ядерная и радиационная безопасность. 2016. № 3 (81). С. 1–12.

5. Шостак Ю. К., Сахно А. В. Анализ расчета мощности дозы гамма-излучения при проектировании биологической защиты // Энергетика: економіка, технології, екологія. 2014. № 1 (35). С. 79–85.

6. Блохин П. А., Ванев Ю. Е., Ковальчук В. Д., Крючков Д. В., Мевуус В. В. Программно-технический комплекс обоснования безопасности объектов ядерного наследия // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2016. № 4. С. 55–66. DOI: 10.26583/пре.2016.4.06.

7. Microshield® 7 User's Manual, 2006.

8. СП 2.6.1.2612-10. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010).

9. Золотухин В. Г., Ксенофонтов А. И. и др. Некоторые модификации метода Монте-Карло

для расчета полей излучения на больших расстояниях от источника. / В сб. Статистическое моделирование в математической физике. Под ред. Г. И. Марчука. — Новосибирск, ВЦ СО АН СССР, 1976.

10. Kahn H. Use of Different Monte Carlo Sampling Techniques. Symposium on Monte Carlo Method. Ed. H. A. Meyer. N.Y., Willey, 1955. 146 p.

11. Avrorin E. N., Tsvetokhin A. G., Ksenofontov A. I. et al. A Theoretical Approach to Modeling Ionizing Radiation Migration and Dose in Aquatic Environments Using Monte Carlo Simulation // Human & Ecological Risk Assessments. 2003. № 9. Pp. 1493–1504. DOI: 10.1080/10807030390250994.

12. Бакин Р. И., Званцев А. А., Илупин С. И. и др. Программный комплекс оперативного расчета доз фотонного излучения за защитой от источников различной геометрической формы // Известия Российской академии наук. Энергетика. 2013. № 5. С. 129–135.

13. Salvat F., Fernandez-Varea J. M., Sempau J., Acosta E., Baro J. An algorithm for Monte Carlo simulation of the coupled electron-photon transport // Nuclear Instruments and Methods. 1997. Vol. 132. No. 3. Pp. 377–390.

Информация об авторах

Ксенофонтов Александр Иванович, кандидат физико-математических наук, доцент, Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ» (115409, Москва, Каширское шоссе, д. 31), e-mail: AIKsenofontov@mephi.ru.

Савин Данила Андреевич, аспирант, Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ» (115409, Москва, Каширское шоссе, д. 31); научный сотрудник, ФБУ «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (107140, Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, корп. 5), e-mail: savin@secnrs.ru.

Библиографическое описание статьи

Ксенофонтов А. И., Савин Д. А. Оценка мощности дозы гамма-излучения от контейнера с РАО // Радиоактивные отходы. 2023. № 2 (23). С. 35–40. DOI: 10.25283/2587-9707-2023-2-35-40.

ASSESSMENT OF GAMMA RADIATION DOSE RATE FROM A CONTAINER WITH RADIOACTIVE WASTE

Ksenofontov A. I.¹, Savin D. A.^{1,2}

¹National Research Nuclear University MEPhI, Moscow, Russia

²Federal State-Funded Institution Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety, Moscow, Russia

Article received on March 11, 2023

Assessment of personnel exposure from various operations performed inside radioactive waste (RW) storage facilities is seen as an essential task under the safety assessment of such storage facilities. However, radiation scattered from the structures inside the premises of RW storage facilities is often not taken into account in the assessment of personnel exposure doses. Characteristics of the radiation field from RW containers have been calculated under a few studies. For example, the radiation fields were calculated based on some engineering approaches and the Monte Carlo method using specialized software.

This paper focuses on the Monte Carlo calculations of the gamma radiation dose rate from a volumetric cylindrical source located in a RW storage facility. The study evaluates the contributions of scattered radiation from the walls, floor and ceiling of a storage premise to the absorbed dose also considering the case of a flooded floor. The paper compares the calculated radiation dose rates with those evaluated by integrating the source volume for axisymmetric geometries with no account taken of scattered radiation. The calculations show that depending on the distance from the source if no scattered radiation from all the wall, floor and ceiling structures of a storage facility is accounted for, the dose rate may be underestimated by up to two times.

Keywords: gamma radiation, container with radioactive waste, radiation dose, modifications of Monte Carlo method, calculation methods, contributions of scattered radiation from the storage walls to the radiation dose, radioactive waste.

References

1. NP-099-17. *Trebovaniya k sostavu i sodержaniyu otcheta po obosnovaniyu bezopasnosti punktov khraneniya radioaktivnykh otkhodov* [Requirements to the Content and Structure of Safety Analysis Reports for Radioactive Waste Storage Facilities].
2. Pis'menetskiy S. A., Rudychev V. G. et al. Analiz vneshnego gamma-izlucheniya tsilindricheskoy yemkosti s RAO [Evaluated external gamma radiation from a cylindrical RW container]. *Visnik Kharkivs'kogo universitetu — Bulletin of the Kharkiv University*, 2008, no. 808, pp. 53–60.
3. Povarov V. P., Rosnovskiy S. V. Nekotoryye aspekty obespecheniya radiatsionnoy bezopasnosti pri vremennom khraneni radioaktivnykh otkhodov v nevozvratnykh zashchitnykh konteynerakh v legkikh khranilishchakh angarnogo tipa [Some Radiation Safety Aspects Relevant for the Radioactive Waste Temporarily Stored in Non-Returnable Protective Containers in Hangar-Type Light Storage Facilities]. *Yadernaya i radiatsionnaya bezopasnost' — Nuclear and Radiation Safety*, 2021, no. 4 (102), pp. 5–12.
4. Pavlov D. I., Sorokin V. T. et al. Sostoyaniye i osnovnyye napravleniya sozdaniya parka konteynerov dlya konditsionirovaniya i zakhroneniye radioaktivnykh otkhodov [State-of-Art and Focus Areas for the Deployment of a Container Fleet Designed for RW Conditioning and Disposal]. *Yadernaya i radiatsionnaya bezopasnost' — Nuclear and Radiation Safety*, 2016, no. 3 (81), pp. 1–12.
5. Shostak Yu. K., Sakhno A. V. Analiz rascheta moshchnosti dozy gamma-izlucheniya pri proyektirovani biologicheskoy zashchity [The Analysis of Gamma Dose Rate Calculation during the Biological Protection Designing]. *Energetika: ekonomika, tekhnologii, ekologiya — Energy: economy, technology, ecology*, 2014, no. 1 (35), pp. 79–85.
6. Blokhin P. A., Vaneev Yu. E., Kovalchuk V. D., Kryuchkov D. V., Mevius V. V. Programmno-tekhnicheskiy kompleks obosnovaniya bezopasnosti ob'yektov yadernogo naslediya [Software and Technical Complex for Safety Substantiation of Nuclear Legacy Facilities]. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika — Universities Bulletin. Nuclear energy*, 2016, no. 4, pp. 55–66. DOI: 10.26583/npe.2016.4.06.
7. Microshield® 7 User's Manual, 2006.
8. SP 2.6.1.2612-10. *Osnovnyye sanitarnye pravila obespecheniya radiatsionnoi bezopasnosti (OSPORB-99/2010)* [Basic Sanitary Radiation Safety Rules (OSPORB-99/2010)].
9. Zolotukhin V. G., Ksenofontov A. I. et al. Nekotoryye modifikatsii metoda Monte-Karlo dlya rascheta poley izlucheniya na bol'shikh rasstoyaniyakh

ot istochnika [Monte Carlo Method Modified to Calculate the Radiation Fields from Sources at Large Distances]. *Statisticheskoye modelirovaniye v matematicheskoy fizike [Statistical modeling in mathematical physics]*, ed. G. I. Marchuk. Novosibirsk, 1976.

10. Kahn H. Use of Different Monte Carlo Sampling Techniques. Symposium on Monte Carlo Method. Ed. H. A. Meyer. N. Y., Willey, 1955. 146 p.

11. Avrorin E. N., Tsvetokhin A. G., Ksenofontov A. I. et al. A Theoretical Approach to Modeling Ionizing Radiation Migration and Dose in Aquatic Environments Using Monte Carlo Simulation. *Human & Ecological Risk Assessments*, 2003, no. 9, pp. 1493–1504. DOI: 10.1080/10807030390250994.

12. Bakin R. I., Zvantsev A. A. Ilupin S. I. et al. Programmnyy kompleks operativnogo rascheta doz fotonnogo izlucheniya za zashchitoy ot istochnikov razlichnoy geometricheskoy formy [Software System for Express Computation of Photon Radiation Doses Outside the Shields of the Sources of Different Geometric Forms]. *Izvestiya Rossiyskoy akademii nauk. Energetika — Proceedings of the Russian Academy of Sciences. Energy*, 2013, no. 5, pp. 129–135.

13. Salvat F., Fernandez-Varea J. M., Sempau J., Acosta E., Baro J. An algorithm for Monte Carlo simulation of the coupled electron-photon transport. *Nuclear Instruments and Methods*, 1997, vol. 132, no. 3, pp. 377–390.

Information about the authors

Ksenofontov Alexander Ivanovich, Candidate of Physical and Mathematical Sciences, Associate Professor, National Research Nuclear University MEPhI (31, Kashirskoe shosse, Moscow, 115409, Russia), e-mail: AIKsenofontov@mephi.ru.

Savin Danila Andreevich, Graduate student, National Research Nuclear University MEPhI (31, Kashirskoe shosse, Moscow, 115409, Russia); researcher, Federal State-Funded Institution Scientific and Technical Center for Nuclear and Radiation Safety (2/8, bld. 5, Malaya Krasnoselskaya st., Moscow, 107140, Russia), e-mail: savin@secnrs.ru.

Bibliographic description

Ksenofontov A. I., Savin D. A. Assessment of Gamma Radiation Dose Rate from a Container with Radioactive Waste. *Radioactive Waste*, 2023, no. 2 (23), pp. 35–40. DOI: 10.25283/2587-9707-2023-2-35-40. (In Russian).