

ОЦЕНКА ДОПУСТИМОЙ АКТИВНОСТИ ^{99}Mo В КОНТЕЙНЕРЕ КЛ-15 ПРИ ОСУЩЕСТВЛЕНИИ ТРАНСПОРТНО-ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ СХЕМЫ

В.В. Фомичев*, **Д.А. Пахолик***, **О.Ю. Кочнов***, **Н.В. Кузнецов***,

М.В. Харитонов*, **В.В. Ничуговский****

* АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова»

249033, Калужская обл., г. Обнинск, Киевское шоссе, д. 6

** Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ МИФИ

249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, 1



Спрос на использование радиоактивных изотопов в медицине растет с каждым годом, что требует увеличения количества производимой радионуклидной продукции. Одним из наиболее распространенных радионуклидов, применяемых в медицине, является технеций-99m ($^{99\text{m}}\text{Tc}$) [1 – 3]. Очень короткое время жизни $^{99\text{m}}\text{Tc}$ ($T_{1/2} = 6$ ч) вынуждает получать его на месте проведения медицинской процедуры. Для этого используются молибден-технециевые генераторы [4 – 6], заправленные молибденом-99 (^{99}Mo), который непрерывно распадается ($T_{1/2} = 66$ ч), образуя $^{99\text{m}}\text{Tc}$.

Во время производства молибден-технециевых генераторов требуется уделять повышенное внимание радиационной безопасности при перевозке ^{99}Mo по территории предприятия-производителя. Основной мерой обеспечения радиационной безопасности при транспортировании ^{99}Mo является использование специальных упаковочных комплектов. В АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» для перевозки радиоактивных материалов по территории предприятия используется широкий перечень упаковочных комплектов типа А и В, конструктивные особенности которых обеспечивают необходимый уровень безопасности.

При внутриплощадочной перевозке радионуклида ^{99}Mo для зарядки молибден-технециевых генераторов используется транспортный контейнер КЛ-15 с верхней загрузкой (выгрузкой), в паспорте которого не определена максимальная допустимая активность по ^{99}Mo . С предполагаемым строительством цеха по производству радионуклидов по требованиям GMP необходимо в несколько раз увеличить производство целевых радионуклидов. В связи с вышеизложенным возникла необходимость оценить максимально возможную активность по ^{99}Mo , планируемую для перевозки контейнером КЛ-15. Другие стандартные контейнеры не могут быть использованы из-за габаритных размеров, не позволяющих без модернизации производить выгрузку ^{99}Mo в «горячей» камере. Выполнена расчётно-экспериментальная оценка допустимой активности ^{99}Mo при его транспортировке в контейнере КЛ-15.

Ключевые слова: молибден-99, технеций-99m, молибден-технециевые генераторы, радиационная безопасность при транспортировании, упаковочные комплекты, транспортный контейнер КЛ-15, максимальная допустимая активность.

ВВЕДЕНИЕ

При выполнении целей и задач национального проекта «Здравоохранение» и реализации региональных программ по борьбе с онкологическими заболеваниями увеличивается потребность в производстве радиофармпрепаратов. Одним из видов радионуклидной продукции АО «НИФХИ им. Л.Я. Карпова» является молибден-технециевый генератор, который применяется для диагностики и лечения онкологических заболеваний. Нуклид ^{99}Mo является основным радиоизотопом, используемым в этих целях. Он распадается до короткоживущего изотопа $^{99\text{m}}\text{Tc}$, с помощью которого во всём мире проводится примерно 70% диагностических процедур в области онкологии и до 50% – в кардиологии.

С увеличением производства молибден-технециевых генераторов необходимо уделять большое внимание мерам радиационной безопасности при транспортировании ^{99}Mo [7 – 9], в том числе при перевозке радионуклида по территории предприятия-производителя. Радиационная безопасность перевозки ^{99}Mo в значительной степени определяется конструктивными особенностями упаковочных комплектов.

В зависимости от вида излучений, испускаемых радиоактивными веществами (РВ), упаковочные комплекты делятся на три вида [10]:

- I вид, в которых транспортируют источники гамма-излучений; комплекты содержат противорадиационные устройства (защитный контейнер, защитный вкладыш) из свинца, чугуна, стали, урана или других тяжелых материалов;
- II вид, в которых транспортируют источники нейтронов; в таких комплектах для защиты от нейтронных излучений применяют парафин либо другие водородсодержащие вещества с добавлением бора или кадмия;
- III вид, в которых транспортируют РВ, излучающие альфа- или бета-частицы; в комплектах этого вида используют, как правило, легкие материалы – алюминий и различные пластмассы, а также небольшие защитные вкладыши из свинца.

По способности сохранять защитные и герметизирующие свойства при внешних воздействиях упаковочные комплекты для перевозки радиоактивных веществ делят на два основных типа [10]:

- тип А рассчитан на нормальные условия транспортирования, т.е. комплекты должны выдерживать воздействия, встречающиеся в обычной практике перевозки радиоактивных веществ (падение с небольшой высоты, удар соседнего груза, сжатие, проливной дождь);
- тип В предназначен для эксплуатации при возможных аварийных условиях перевозки (точнее, испытаниях, моделирующих нормальные и аварийные условия) без изменения защитных свойств или с очень небольшим уменьшением эффективности систем герметизации и защиты от излучений.

РАСЧЁТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ОЦЕНКА ДОПУСТИМОЙ АКТИВНОСТИ ^{99}Mo В КОНТЕЙНЕРЕ КЛ-15

В АО «НИФХИ им. Л. Я. Карпова» при обращении с радиоактивными материалами используется широкая номенклатура упаковочных комплектов типа А и В. Одним из таких упаковочных комплектов является транспортный контейнер КЛ-15.

Транспортный контейнер КЛ-15, общий вид которого схематически показан на рис. 1, имеет следующие основные характеристики:

- вид – I;
- тип – А;
- общая высота контейнера – 540 мм;
- меньший диаметр усечённого конуса – 230 мм;
- диаметр цилиндра – 355 мм;
- защита – свинец (Pb);
- минимальная толщина защиты – 150 мм;
- общий объем контейнера – 46 000 см³;
- полезный объем контейнера – 289 см³.

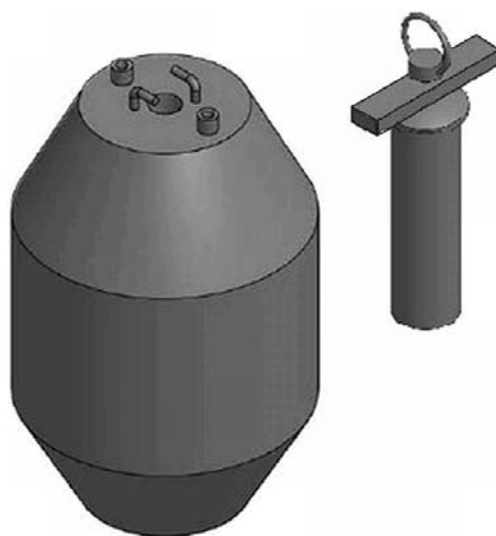


Рис. 1. Общий вид лабораторного контейнера КЛ-15

Для оценки оптимальных условий работы с контейнером КЛ-15 определим максимальную активность ⁹⁹Mo, при которой дозовая нагрузка на персонал группы А [11, 12] не будет превышать установленного уровня на предприятии (80 мкЗв за рабочий день или 11,43 мкЗв/ч).

Для расчёта используем характеристики гамма-излучения, взятые из [13] (табл. 1).

Таблица 1

Характеристики гамма-излучения

Изотоп	Энергия фотонов E_γ , МэВ	Квантовый выход на распад η , %	Дифференциальная гамма-постоянная K_γ , Р·см ² /(мКи·ч)
⁹⁹ Mo	0,960	1	0,051
	0,750	13	0,547
	0,180	4	0,037
	0,140	89	0,592

Выполним интерполяцию данных для линейных коэффициентов ослабления для защиты из Pb, взятых из [14] (табл. 2).

Оценивая величину μd , где μ – линейный коэффициент ослабления, можно сделать заключение, что для защиты из свинца ($d = 150$ мм) гамма-линии с энергиями 180 и 140 кэВ практически полностью поглощаются в биологической защите контейнера и не оказывают влияния на общую дозовую нагрузку на персонал.

Таблица 2

Линейные коэффициенты ослабления для Pb ($d = 150$ мм)

Изотоп	Энергия фотонов E_{γ} , МэВ	Линейный коэффициент ослабления μ , см ⁻¹	μd
⁹⁹ Mo	0,960	0,83	12,5
	0,750	1,02	15,3
	0,180	14,04	210,6
	0,140	25,93	389,0

Определим дозовый фактор накопления точечного изотропного источника в бесконечной среде при помощи интерполяции данных, приведённых в [15]. В результате интерполяции получаем значения, представленные в табл. 3.

Таблица 3

Дозовый фактор накопления по экспозиционной дозе для Pb ($d = 150$ мм)

Изотоп	Энергия фотонов E_{γ} , МэВ	Дозовый фактор накопления B_d
⁹⁹ Mo	0,960	3,55
	0,750	3,27

Гамма-постоянную немонахроматического источника для защиты из Pb ($d = 150$ мм) можно представить выражением

$$K_{\gamma}(d, Z) = \sum_i K_{\gamma_i} \cdot \exp(-\mu_i d) \cdot \delta_i \cdot B_{\infty i}(E_{\gamma_i}, \mu_i, d, Z), \quad (1)$$

где $\sum K_{\gamma_i}$ – сумма дифференциальных гамма-постоянных, Р·см²/(мКи·ч); E_{γ_i} – энергия гамма-квантов, МэВ; d – толщина свинцовой защиты, см; Z – атомный номер материала защиты; μ_i – линейный коэффициент ослабления узкого пучка гамма-излучения в материале защиты, см⁻¹; δ_i – отношение дозового фактора накопления в барьерной геометрии к дозовому фактору накопления в бесконечной среде; $B_{\infty i}$ – дозовый фактор накопления в бесконечной среде.

Отношение дозового фактора накопления в барьерной геометрии к дозовому фактору накопления в бесконечной среде δ_i для защиты из свинца получаем путём интерполяции данных, представленных в [15] (табл. 4).

Таблица 4

Отношение дозового фактора накопления в барьерной геометрии к дозовому фактору накопления в бесконечной среде для Pb-защиты

Изотоп	Энергия фотонов E_{γ} , МэВ	δ_i
⁹⁹ Mo	0,960	0,9866
	0,750	0,9863

С помощью выражения (1) получаем значение K_{γ} (табл. 5).

Таблица 5

Гамма-постоянная немонахроматического источника для Pb ($d = 150$ мм)

Изотоп	Гамма-постоянная немонахроматического источника K_{γ} , Р·см ² /(мКи·ч)
⁹⁹ Mo	$1,065 \cdot 10^{-6}$

Активность источника рассчитывается по формуле

$$A = P \cdot d^2 / K_{\gamma} \quad (2)$$

где A – активность источника, мКи; P – мощность экспозиционной дозы, Р/ч; K_{γ} – гамма-постоянная немонахроматического источника, Р·см²/(мКи·ч).

Согласно [15], в условиях лучевого равновесия заряженных частиц экспозиционной дозе в 1 Кл/кг соответствует поглощенная доза 33,85 Гр в воздухе или 36,9 Гр в биологической ткани; внесистемной единице 1 Р соответствует поглощенная доза 0,873 рад в воздухе или 0,95 рад в биологической ткани. Поэтому с погрешностью до 5% экспозиционную дозу в рентгенах и поглощенную дозу в ткани в радах можно считать совпадающими. Коэффициент качества излучения при энергии фотонов более 350 кэВ равен единице. Поэтому экспозиционную дозу в рентгенах в этом случае можно приблизительно считать равной 0,01 эквивалентной дозе в зивертах.

Используя консервативный подход, с помощью формулы (2) определим максимальную активность ⁹⁹Mo в контейнере КЛ-15, при которой дозовая нагрузка на персонал не превышает установленного уровня 80 мкЗв (мощности дозы 11,43 мкЗв/ч) для персонала группы А за смену (табл. 6).

Таблица 6

Активность в контейнере

Изотоп	Активность А, Ки
⁹⁹ Mo	241

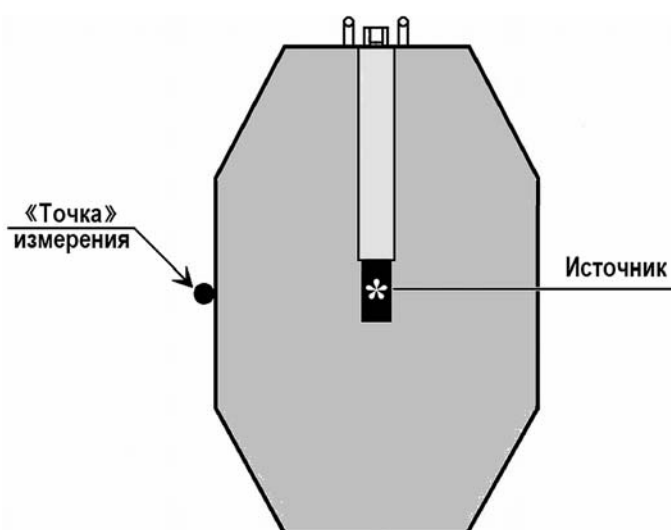


Рис. 2. Расположение «точки» измерения и источника излучения в контейнере КЛ-15

С целью подтверждения полученного результата расчётной оценки допустимой активности ⁹⁹Mo было выполнено экспериментальное исследование защитных свойств контейнера КЛ-15. Измерения мощности дозы проводились для различных значений активности ⁹⁹Mo, полученного в результате производственного процесса по выпуску молибден-технециевых генераторов. Измерения выполнялись с помощью дозиметра-радиометра МКС-АТ1117 [16]. При выборе «точки» измерения учитывалась неоднородность в толщине свинцовой защиты КЛ-15, обусловленная геометрической формой контейнера (цилиндр с двумя примыкающими усеченными конусами) и центральным расположением источника излучения (рис. 2). С учетом данных конструктивных особенностей контейнера выбрана «точка» измерения, в которой толщина защиты относительно расположения источника излучения имеет наименьшее значение, равное 150 мм. Результаты измерений мощности дозы приведены в табл. 7.

Таблица 7

Экспериментальные значения мощности дозы

Номер эксперимента	Активность ^{99}Mo , Ки	Мощность дозы на поверхности контейнера, мкЗв/ч
1	238,7	$8,97 \pm 1,80$
2	239,1	$9,07 \pm 1,81$
3	240,6	$9,71 \pm 1,94$
4	239,7	$9,19 \pm 1,84$
5	240,2	$9,65 \pm 1,93$

Данные таблицы свидетельствуют, что контейнер КЛ-15 обеспечивает должную защиту персонала при размещении в нём радионуклида ^{99}Mo с максимально приближенной к расчётному значению активностью. Наибольший интерес представляет результат измерения мощности дозы при размещении в контейнере молибдена-99 с активностью 240,6 Ки. В данном случае значение мощности дозы, принятое в расчёте допустимой активности, превышает экспериментальное значение на 15%. Данное обстоятельство обусловлено упрощениями, принятыми при выполнении расчёта, и погрешностью измерения. Тем не менее, проведенное экспериментальное исследование подтверждает консервативность выполненного расчёта и позволяет сделать вывод о допустимости применения полученного результата на практике.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенные расчёты и полученные экспериментальные данные позволяют сделать вывод о том, что контейнер КЛ-15 полностью обеспечивает безопасное обращение с ним при нахождении внутри него ^{99}Mo с активностью до 241 Ки, что является особенно важным в обеспечении безопасности производственного процесса с учётом ежегодного увеличения количества потребляемой и производимой радионуклидной продукции.

Литература

1. Feasibility of producing molybdenum-99 on a small scale using fission of low enriched uranium or neutron activation of natural molybdenum. // Technical Reports Series. – 2015. – No. 478. – P. 188. International Atomic Energy Agency, Vienna, 2015. Электронный ресурс: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/trs478web-32777845.pdf> (дата доступа 20.02.2021).
2. A Supply and Demand Update of the Molybdenum-99 Market. Nuclear Energy Agency, OECD, 2012. Электронный ресурс: <http://www.oecd-nea.org/med-radio/docs/2012-supply-demand.pdf> (дата доступа 20.02.2021).
3. The Supply of Medical Radioisotopes «Medical Isotope Supply in the Future: Production Capacity and Demand Forecast for the $^{99}\text{Mo}/^{99\text{mTc}}$ Market, 2015-2020». Nuclear Energy Agency, OECD, 2015. Электронный ресурс: https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_36035/the-supply-of-medical-radioisotopes-2015-medical-isotope-supply-review-99mo/99mtc-market-demand-and-production-capacity-projection-2015-2020 (дата доступа 20.02.2021).
4. Кодина Г.Е., Красикова Р.Н. Методы получения радиофармацевтических препаратов и радионуклидных генераторов для ядерной медицины. – М.: МЭИ, 2014. – 281 с.
5. Non-HEU Production Technologies for Molybdenum-99 and Technetium-99m. Technical Reports No. NF-T-5.4. p.75. International Atomic Energy Agency, Vienna, 2013. Электронный ресурс: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1589_web.pdf (дата доступа 20.02.2021).
6. Генератор Технеция-99 типа ГК-4К. Электронный ресурс: <http://www.karpovipc.ru/index.php/2-uncategorised/75-generator-technecia-99t> (дата дос-

тупа 20.02.2021).

7. НП-053-16. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2017. – 111 с. Электронный ресурс: <https://ohranatruda.ru/upload/iblock/1cf/4293748284.pdf> (дата доступа 20.02.2021).

8. Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (2012 Edition). Specific Safety Guide. No. SSG-26. – IAEA, Vienna, 2014. – 450 с.

9. Правила безопасной перевозки радиоактивных материалов. Серия норм по безопасности МАГАТЭ, № SSR-6 (Rev.1). Пер. с англ. - Вена: МАГАТЭ, 2019. – 193 с.

10. Фрейман Э.С., Шупановский В.Д., Калошин В.М. Основы безопасной перевозки радиоактивных веществ. 2-е изд. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 176 с.

11. СанПиН 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). Введены в действие приказом Главного государственного санитарного врача РФ от 07.07.2009 №47. Электронный ресурс https://www.np-ciz.ru/userfiles/2_6_1_2523-09.pdf (дата доступа 20.02.2021).

12. СП 2.6.1.2612-10 Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010). Введены в действие приказом Главного государственного санитарного врача РФ от 26.04.2010 №40. Электронный ресурс: https://orfi.ru/files/doc/uchcenter/osporb_2612612-10.pdf (дата доступа 20.02.2021).

13. Козлов В.Ф. Справочник по радиационной безопасности. - М.: Энергоатомиздат, 1977. – 384 с.

14. Голубев Б.П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений. - М.: Энергоатомиздат, 1986. – 464 с.

15. Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующих излучений. Справочник - М.: Энергоатомиздат, 1995. – 496 с.

16. Описание типа средства измерений. Электронный ресурс: https://ntcexpert.ru/documents/docs/opis_tipa_izm.pdf (дата доступа 20.02.2021).

Поступила в редакцию 12.03.2021 г.

Авторы

Фомичев Владимир Владимирович, инженер по радиационной безопасности

E-mail: Vovik19931993@mail.ru

Пахолик Денис Анатольевич, инженер I категории

E-mail: pakholikda@mail.ru

Кочнов Олег Юрьевич, главный инженер, доктор технических наук

E-mail: kochnov@karpovipc.ru

Кузнецов Никита Васильевич, начальник участка

E-mail: kuznetsov@karpovipc.ru

Харитонов Михаил Владимирович, заместитель начальника отдела

E-mail: kharitonov@karpovipc.ru

Ничуговский Вячеслав Викторович, аспирант

E-mail: VVNichugovsky@gmail.com

UDC 539.16

EVALUATION OF THE PERMISSIBLE ⁹⁹Mo ACTIVITY IN THE KL-15 CONTAINER IN THE DESIGN OF TRANSPORTATION & PROCESS SCHEME

Fomichev V.V.*, Pakholik D.A.*, Kochnov O.Yu.*, Kuznetsov N.V.*,

Haritonov M.V.*, Nichugovskii V.V.**

* Karpov Institute of Physical Chemistry JSC,

6 Kievskoe Hwy, 249033 Obninsk, Kaluga Reg., Russia

** Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, MEPHI

1 Studgorodok, 249040 Obninsk, Kaluga Reg., Russia

ABSTRACT

Demand for the use of radioactive isotopes in medicine is increasing with each coming year necessitating the increased output of radionuclide products. One of the most widely spread radionuclides used in medicine is technetium-99m (^{99m}Tc). The very short ^{99m}Tc life (6-hour half-life) requires its production directly on the site of medical treatment. This is achieved using molybdenum-technetium generators loaded with molybdenum-99 (^{99}Mo), which uninterruptedly decays (half-life of 66 hours) yielding ^{99m}Tc .

Close attention must be paid in the course of production of molybdenum-technetium generators to radiation safety during transportation of ^{99}Mo on the territory of the manufacturing facility. The main measure for ensuring radiation safety during transportation of ^{99}Mo is the application of special packaging kits. The Karpov Institute of Physical Chemistry JSC uses a wide range of packaging kits of types A and B for transportation of radioactive materials on the territory of the manufacturer with design features providing the required level of radiation safety.

In particular, the KL-15 container loaded/unloaded from the top is used for on-site transportation of ^{99}Mo for charging molybdenum-technetium generators. Maximum permissible activity of ^{99}Mo is not specified in the passport of KL-15 container. Planned construction of radionuclide production shop in accordance with GMP requirements will require the increase of output of target radionuclides by several times. The above considerations necessitated the evaluation of the maximum permissible activity of ^{99}Mo planned to be transported in KL-15 containers. No other type of standard containers can be used because of their outside dimensions prohibiting the unloading of ^{99}Mo inside the "hot" chamber. Calculation and experimental evaluation of permissible ^{99}Mo activity during transportation inside the KL-15 container was performed.

The paper presents the calculated evaluation of the maximum permissible activity of ^{99}Mo in a KL-15 container to ensure the radiation exposure of personnel of group A working with the container not exceeding the established level at the enterprise (80 μSv per shift) and not requiring the use of additional measures and means of protection.

The results of the work allow us drawing the conclusion that the KL-15 container ensures the required level of radiation safety with up to 241 Ki of ^{99}Mo loaded in the container.

Key words: molybdenum-99, technetium-99m, molybdenum-technetium generators, radiation safety during transportation, packaging kits, KL-15 transportation container, maximum permissible activity.

REFERENCES

1. Feasibility of Producing Molybdenum-99 on a Small Scale using Fission of Low Enriched Uranium or Neutron Activation of Natural Molybdenum. *Technical Reports Series*. 2015, no. 478, p. 188. International Atomic Energy Agency, Vienna, 2015. Available at: <https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/trs478web-32777845.pdf> (accessed Feb. 20, 2021).
2. *A Supply and Demand Update of the Molybdenum-99 Market*. Nuclear Energy Agency, OECD, 2012. Available at: <http://www.oecd-nea.org/med-radio/docs/2012-supply-demand.pdf> (accessed Feb. 20, 2021).
3. *The Supply of Medical Radioisotopes «Medical Isotope Supply in the Future: Production Capacity and Demand Forecast for the $^{99}\text{Mo}/^{99m}\text{Tc}$ Market, 2015-2020»*. Nuclear Energy Agency, OECD, 2015. Available at: https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_36035/the-supply-of-medical-radioisotopes-2015-medical-isotope-supply-review-99mo/99mtc-market-demand-and-production-capacity-projection-2015-2020 (accessed Feb. 20, 2021).
4. Kodina G.E., Krasikova R.N. *Methods for Obtaining Radiopharmaceuticals and Radionuclide Generators for Nuclear Medicine*. Moscow. MEI Publ., 2014, 281 p. (in

Russian).

5. *Non-HEU Production Technologies for Molybdenum-99 and Technetium-99m*. Technical Reports No. NF-T-5.4. p.75. International Atomic Energy Agency, Vienna, 2013. Available at: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1589_web.pdf (accessed Feb. 20, 2021).

6. *Generator Technetium-99, Type GK-4K*. Available at: <http://www.karpovipc.ru/index.php/2-uncategorised/75-generator-technecia-99t> (accessed Feb. 20, 2021) (in Russian).

7. NP-053-16. *Safety Rules for the Transport of Radioactive Materials*. Moscow. FBU «NTTs YaRB» Publ., 2017, 111 p. Available at: <https://ohranatruda.ru/upload/iblock/1cf/4293748284.pdf> (accessed Feb. 20, 2021) (in Russian).

8. *Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (2012 Edition)*. Specific Safety Guide. No. SSG-26. IAEA, Vienna, 2014, 450 p.

9. *Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material. Series of Safety Publications, No SSR-6 (Rev. 1)*. IAEA, Vienna, 2019, 193 p. (in Russian).

10. Freiman E.S., Shupanovskii V.D., Kaloshin V.M. *Fundamentals of Safe Transport of Radioactive Substances*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1986, 176 p. (in Russian).

11. SanPiN 2.6.1.2523-09. *Radiation Safety Standards*. Available at: https://www.np-ciz.ru/userfiles/2_6_1_2523-09.pdf (accessed Feb. 20, 2021) (in Russian).

12. SP 2.6.1.2612-10. *Basic Sanitary Rules for Ensuring Radiation Safety*. Available at: https://orfi.ru/files/doc/uchcenter/osporb_2612612-10.pdf (accessed Feb. 20, 2021) (in Russian).

13. Kozlov V.F. *Radiation Safety: Handbook*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1977, 384 p. (in Russian).

14. Golubev B.P., *Dosimetry and Protection Against Ionizing Radiation*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1986, 464 p. (in Russian).

15. Mashkovich V.P., Kudryavtseva A.V., *Protection Against Ionizing Radiation: Handbook*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1995, 496 p. (in Russian).

16. *Description of the Type of Measuring Instrument*. Available at: https://ntcexpert.ru/documents/docs/opis_tipa_izm.pdf (accessed Feb. 20, 2021) (in Russian).

Authors

Fomichev Vladimir Vladimirovich, Radiation Safety Engineer

E-mail: Vovik19931993@mail.ru

Pakholik Denis Anatolyevich, Engineer, I Category

E-mail: pakholikda@mail.ru

Kochnov Oleg Yurievich, Chief Engineer, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: kochnov@karpovipc.ru

Kuznetsov Nikita Vasilyevich, Head of Division

E-mail: kuznetsov@karpovipc.ru

Haritonov Mikhail Vladimirovich, Deputy Head of Department

E-mail: kharitonov@karpovipc.ru

Nichugovskii Vyacheslav Viktorovich, PhD Student

E-mail: VVNichugovsky@gmail.com