

Некоторые аспекты радиационной защиты в отделениях радионуклидной терапии

В.Ю. Голиков¹, Л.А. Чипига^{1,2}, А.В. Водоватов^{1,3}, М.Я. Смолярчук⁴

¹ Санкт-Петербургский научно-исследовательский институт радиационной гигиены имени профессора П.В. Рамзаева, Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека, Санкт-Петербург, Россия

² Российский научный центр радиологии и хирургических технологий имени академика А.М. Гранова, Санкт-Петербург, Россия

³ Санкт-Петербургский государственный педиатрический медицинский университет, Санкт-Петербург, Россия

⁴ Научно-практический клинический центр диагностики и телемедицинских технологий Департамента здравоохранения города Москвы, Москва, Россия

В статье представлены данные, позволяющие рассчитать для спектров гамма-излучения радионуклидов ¹³¹I и ¹⁷⁷Lu кратности ослабления в свинце, вольфраме и бетоне различной толщины или толщину защиты из этих материалов при заданной кратности ослабления. С использованием этих данных была рассчитана эффективность защиты вспомогательного оборудования (переносные контейнеры, экранированные шприцы и др.) и возможные дозы внешнего облучения медицинского персонала в отделении радионуклидной терапии. Показано, что в производственном процессе существуют кратковременные операции, когда источник излучения (контейнер с капсулой с радиофармацевтическими препаратами, шприц с радиофармацевтическими препаратами), находясь вблизи тела медицинского работника, создает значительную мощность дозы. По этой причине годовая индивидуальная доза внешнего облучения медицинского работника может приближаться или превышать 1/3 от значения предела дозы. Расчет ослабления гамма-излучения ¹³¹I стационарной защитой показал, что толщина стен и перекрытий из бетона 200–400 мм будет обеспечивать непревышение проектных значений мощностей доз гамма-излучения в воздухе при годовом обороте активности в отделении радионуклидной терапии ~3,3·10¹² Бк.

Ключевые слова: радионуклидная терапия, йод-131, медицинский персонал, защита от гамма-излучения.

Введение

Использование источников ионизирующего излучения для радионуклидной терапии (РНТ) характеризуется МКРЗ как ситуация планового облучения, находящаяся под регулирующим контролем и требующая соответствующего разрешения со стороны регулирующего органа до начала выполнения процедур [1]. При этом облучение каждой из категорий лиц, вовлекаемых в эту сферу деятельности, – пациентов (медицинское облучение), персонала (профессиональное облучение) и населения, – должно регулироваться на основании применения трех основных принципов радиационной защиты: обоснования, оптимизации и ограничения облучения. При проведении процедур РНТ облучение персонала и населения регулируется с использованием всех трех принципов радиационной защиты, в то время как облучение пациентов с помощью только двух (ограничение доз облучения пациентов не применяется) [1, 2, 3].

Снижение доз облучения представителей любой из вышеперечисленных категорий лиц (оптимизация защиты) может быть достигнуто за счет:

- использования соответствующих организационных процедур, по управлению потоками пациентов, персонала, радиофармацевтических препаратов (РФП);
- использования персоналом вспомогательного защитного оборудования;
- рационального размещения помещений различного назначения и проектирования их размеров с целью обеспечения необходимых защитных свойств стационарных конструкций (стен, перекрытий);
- обучения и подготовки персонала требованиям радиологической защиты.

Для лечения различных заболеваний используются многие радионуклиды, однако в этой статье, в основном, рассматривается ¹³¹I, поскольку он представляет наибольшую опасность облучения по нескольким причинам:

Голиков Владислав Юрьевич

Санкт-Петербургский научно-исследовательский институт радиационной гигиены имени профессора П.В. Рамзаева
Адрес для переписки: 197101, Санкт-Петербург, ул. Мира, д. 8; E-mail: sg235@rambler.ru

– этот радионуклид давно (около 70 лет) и широко используется в РНТ для лечения различных заболеваний, включая рак [4–6];

– его терапевтическое применение сопровождается использованием высоких вводимых активностей (до 12 ГБк) [7];

– спектр гамма-излучения ^{131}I содержит высокоэнергетическое гамма-излучение, способное подвергать облучению не только самих пациентов, но и персонал и окружающих людей, находящихся в других помещениях, далеко от источника излучения.

В настоящее время перспективным гамма-излучающим радионуклидом в контексте его применения в РНТ является ^{177}Lu (лечение нейроэндокринных опухолей) [8]. Средняя энергия испускаемого им гамма-излучения и, соответственно, проникающая способность ниже, чем у ^{131}I . Пока что опыт использования в медицинской практике ^{177}Lu ограничен. Поэтому целесообразно сравнить радиационную опасность при использовании ^{177}Lu и ^{131}I в РНТ. Другие радионуклиды, такие как «чистые» β -излучатели (например, ^{32}P , ^{89}Sr) или α - β - γ -излучатели (например, ^{223}Ra , ^{225}Ac), обычно используются не так широко, имеют в спектре гамма-излучение с меньшей энергией и выходом фотонов на распад, и их активности, вводимые пациентам, относительно малы. Следовательно, они представляют гораздо меньшую радиационную опасность, чем ^{131}I или ^{177}Lu [9].

Пациентам, проходящим курс РНТ с использованием ^{131}I , может потребоваться госпитализация после введения активности до достижения ее остаточного значения в теле пациента в соответствии с национальными нормами и правилами выписки пациентов¹. При госпитализации пациентов возникают дополнительные риски облучения различных групп медицинского персонала (медсестры, медицинские физики, врачи). Поэтому требуются тщательные меры защиты, чтобы свести к минимуму облучение персонала, как непосредственно от источника излучения, так и от пациента с введенной активностью. Для этого используется специальное оборудование (переносные контейнеры, экранированные шприцы и др.). При необходимости следует обеспечить дополнительную защиту для медицинского персонала от излучения от «ак-

тивных» пациентов. Для этого могут использоваться подвижные экраны в палатах пациентов [3, 10].

Чтобы гарантировать, что граничные дозы в помещениях, прилегающих к процедурной комнате или палатам с «активными» пациентами, не превышаются и защита оптимизирована, важно правильно спроектировать стационарную защиту (стены, перекрытия) [11].

Существующие сведения о защитных свойствах различных материалов по отношению к гамма-излучению, позволяющие их использовать для расчета защиты от гамма-излучения ^{131}I либо относятся к ограниченному набору материалов защиты [12, 13], либо приведены для отдельных моноэнергетических линий фотонного излучения [14], т. е. требуют проведения дополнительных расчетов применительно к спектру гамма-излучения радионуклида ^{131}I . Аналогичных сведений для спектра гамма-излучения радионуклида ^{177}Lu в доступной нам литературе обнаружено не было.

Цель исследования – проведение расчетов ослабления гамма-излучения радионуклидов ^{131}I и ^{177}Lu в различных материалах, оценка эффективности стационарной защиты и вспомогательного оборудования, расчет возможных доз внешнего облучения медицинского персонала в отделении РНТ.

Расчеты ослабления гамма-излучения в материалах защиты

Спектры радионуклидов ^{131}I и ^{177}Lu насчитывают более 30 монолиний фотонного излучения с энергией более 10 кэВ. Тем не менее, учитывая их выход, для проведения расчетов ослабления излучения в различных материалах достаточно каждый спектр представить двумя монолиниями в пропорции, определяемой их вкладами в значение кермы в воздухе.

В таблице 1 представлены характеристики радионуклидов [15], использовавшиеся при расчете ослабления гамма-излучения в материалах защиты.

Из представленных в таблице 1 данных видно, что гамма-излучение ^{177}Lu дает значительно меньший вклад в мощность дозы гамма-излучения в воздухе по сравнению с гамма-излучением ^{131}I вследствие меньшей (прибли-

Таблица 1

Характеристики радионуклидов, использовавшиеся при расчете ослабления гамма-излучения

[Table 1

Characteristics of radionuclides used to calculate the attenuation of gamma radiation]

Нуклид [Nuclide]	Период полураспада, сут. [Half-life, days]	Энергия монолинии и ее вклад в керму в воздухе [Energy of mono line and its contribution in air kerma]	Керма постоянная, мкГр×м ² /ч·Бк [Air Kerma–Rate Constant, μGy·m ² /h×Bq]
^{131}I	8,02	0,36 МэВ – ¹ 85% 0,70 МэВ – ¹ 15%	5,22E-08
^{177}Lu	6,65	0,10 МэВ – ¹ 21% 0,20 МэВ – ¹ 79%	4,75E-09

¹ – вклад в керму в воздухе [¹ – contribution to air kerma].

¹ Постановление Главного государственного санитарного врача РФ от 07.07.2009 № 47 «Об утверждении СанПиН 2.6.1.2523-09» (СанПиН 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности. Санитарные правила и нормативы) (зарегистрировано в Минюсте РФ 14.08.2009 № 14534) http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_90936 [Sanitary rules and norms. SanPiN 2.6.1.2523-09. Norms of the radiation safety (NRB 99/2009). Registered in the Ministry of Justice of the Russian Federation 14.08.2009 N 14534. Available from: http://www.consultant.ru/document/cons_doc_LAW_90936] (In Russ.)

тельно на порядок) керма-постоянной и меньшей энергии монолиний, входящих в спектр излучения.

В качестве исходных данных для проведения расчетов мы использовали значения кратностей ослабления моноэнергетического фотонного излучения точечного источника в различных средах из Справочника В.П. Машковича и А.В. Кудрявцевой «Защита от ионизирующего излучения» [14]. Эти значения были аппроксимированы аналитическими функциями, чтобы пользователь мог быстро и просто получить необходимый результат. Были получены несколько видов аппроксимирующих функций, представляющих:

– зависимость кратности ослабления K_{att}^E (отн.ед.) гамма-излучения с энергией E (МэВ) от толщины защиты d^E (см)

$$K_{att}^E = a_1 + a_2 \cdot (d^E)^{a_3} \quad (1)$$

или
$$K_{att}^E = \exp(a_4 \cdot (d^E - a_5)); \quad (2)$$

– зависимость толщины защиты d^E (см) от K_{att}^E (отн.ед.)

$$d^E = a_6 + a_7 \cdot \log_{10}(K_{att}^E) . \quad (3)$$

Значения параметров $a_1 - a_7$, определенные методом нелинейной регрессии с помощью программы STATISTICA 10 [16], представлены в таблице 2. Значения параметров a_6 и a_7 в таблице 2 пригодны во всем диапазоне значений K_{att}^E (от 2 до 10^7) при дополнительной погрешности за счет процедуры аппроксимации не более 10%. Значения параметров $a_1 - a_5$ приведены в таблице для различных диапазонов значений толщины защиты d^E (см). При этом дополнительная погрешность за счет процедуры аппроксимации оригинальных значений из [14] составляла не более 25%.

На рисунках 1 и 2 в качестве примера показаны зависимости кратности ослабления гамма-излучения от толщины защиты из свинца и обратной зависимости толщины защиты из свинца от кратности ослабления гамма-излучения, соответственно для монолиний с энергией 0,36 и 0,7 МэВ, определяющих спектр излучения ^{131}I . Зависимость кратности ослабления гамма-излучения от толщины защиты для всех материалов защит невозможно было представить с удовлетворительной погрешностью функцией с одним набором параметров для всего диапазона толщин защиты. Поэтому, как видно из рисунка 1, в этом случае использовали кусочную аппроксимацию или даже подбирали другой вид функции ((2) вместо (1)), чтобы сохранить приемлемую погрешность. С другой стороны, обратная зависимость толщины защиты от кратности ослабления гамма-излучения, как видно из рисунка 2, прекрасно описывалась функцией

Таблица 2

Значения параметров аппроксимирующих функций (1), (2) и (3)

[Table 2

The values of the parameters of the approximating functions (1), (2) and (3)]

Параметр [Parameter]	Энергия гамма-излучения, МэВ [Energy of gamma radiation, MeV]			
	0,10	0,20	0,36	0,70
Свинец ($\rho = 11,34 \text{ г см}^{-3}$) [Lead, $\rho = 11,34 \text{ g cm}^{-3}$]				
a_1	2,1; 0,03≤d≤0,2 114; 0,2<d≤0,6	2,2; 0,08≤d≤0,6 118; 0,6<d≤1,4	1,7; 0,2≤d≤1,7 50; 1,7<d≤3,5	1,7; 0,5≤d≤5 70; 5<d≤10
a_2	$1,03 \cdot 10^5$; 0,03≤d≤0,2 $5,55 \cdot 10^7$; 0,2<d≤0,6	$2,7 \cdot 10^3$; 0,08≤d≤0,6 $4,53 \cdot 10^4$; 0,6<d≤1,4	13; 0,2≤d≤1,7 0,62; 1,7<d≤3,5	0,24; 0,2≤d≤1,7 $0,66 \cdot 10^{-4}$; 5<d≤10
a_3	3,91; 0,03≤d≤0,2 8,85; 0,2<d≤0,6	4,15; 0,08≤d≤0,6 11,1; 0,6<d≤1,4	3,63; 0,2≤d≤1,7 8,10; 1,7<d≤3,5	3,84; 0,2≤d≤1,7 8,54; 5<d≤10
a_6	-0,01	0,02	0,025	0,075
a_7	0,10	0,22	0,85	2,36
Вольфрам ($\rho = 19,3 \text{ г см}^{-3}$) [Tungsten, 19,3 g cm ⁻³]				
a_1	-	2,33; 0,06≤d≤0,5 860; 0,5<d≤1,0	2,44; 0,21≤d≤1,8 1560; 1,8<d≤4,0	2,23; 0,6≤d≤3,6 200; 3,6<d≤8,5
a_2	-	$1,28 \cdot 10^4$; 0,06≤d≤0,5 10^6 ; 0,5<d≤1,0	41,2; 0,21≤d≤1,8 0,077; 1,8<d≤4,0	0,69; 0,6≤d≤3,6 0,26; 3,6<d≤8,5
a_3	-	4,42; 0,06≤d≤0,5 11,9; 0,5<d≤1,0	4,76; 0,21≤d≤1,8 12,9; 1,8<d≤4,0	4,28; 0,6≤d≤3,6 11,0; 3,6<d≤8,5
a_4	61,1; 0,02≤d≤0,12 47,4; 0,12≤d≤0,32	-	-	-
a_5	0,0078; 0,02≤d≤0,12 0,024; 0,12≤d≤0,32	-	-	-
a_6	0,005	0,01	0,034	0,17
a_7	0,041	0,165	0,60	1,48

Параметр [Parameter]	Энергия гамма-излучения, МэВ [Energy of gamma radiation, MeV]			
	0,10	0,20	0,36	0,70
Бетон (ρ = 2,3 г см ⁻³) [Concrete, 2,3 g cm ⁻³]				
a_1	–	–	4,92; 17≤d≤45 117; 45<d≤67	4,02; 20≤d≤45 93,6; 45<d≤75
a_2	–	–	0,33·10 ⁻⁸ ; 17≤d≤45 0,14·10 ⁻¹⁵ ; 45<d≤67	0,66·10 ⁻⁷ ; 20≤d≤45 0,64·10 ⁻¹⁵ ; 45<d≤75
a_3	–	–	6,81; 17≤d≤45 11,2; 45<d≤67	5,62; 20≤d≤45 10,3; 45<d≤75
a_4	0,33	0,24	–	–
a_5	5,5	8,8	–	–
a_6	5,0	8,9	8,4	8,4
a_7	7,1	4,2	13,1	17,1

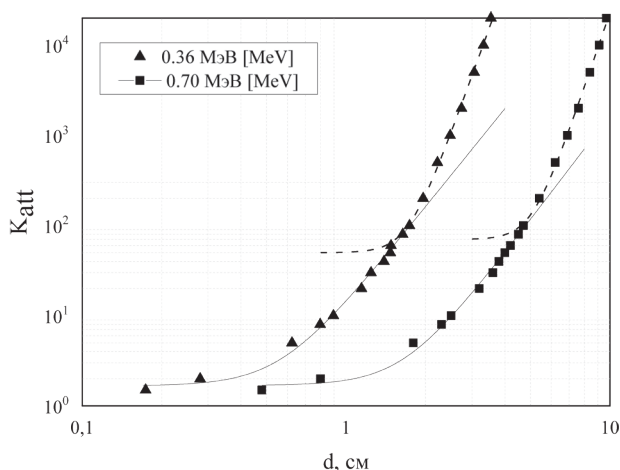


Рис. 1. Зависимость кратности ослабления гамма-излучения с энергией 0,36 МэВ и 0,7 МэВ от толщины защиты из свинца [Fig. 1. Dependence of the attenuation factor for gamma radiation with an energy of 0.36 MeV and 0.7 MeV on the thickness of the lead shield]

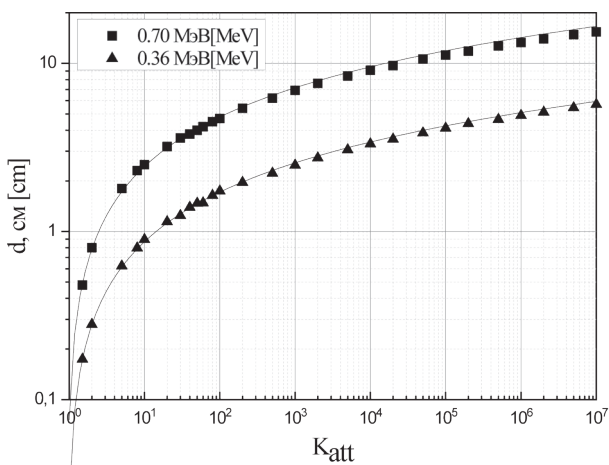


Рис. 2. Зависимость толщины защиты из свинца от кратности ослабления гамма-излучения с энергией 0,36 МэВ и 0,7 МэВ [Fig. 2. Dependence of the lead shield thickness on the attenuation factor for gamma radiation with energies of 0.36 MeV and 0.7 MeV]

вида (3) на всем диапазоне значений и для K_{att}^E всех материалов защит.

После расчета значений K_{att}^E или d^E для монолиний их расчет для спектра гамма-излучения радионуклидов с учетом их вклада в значение кермы в воздухе (см. табл. 1) проводится с помощью соотношений:

для ¹³¹I

$$K_{att}^{sp} = \frac{1}{\left(\frac{0.85}{K_{att}^{0.36}} + \frac{0.15}{K_{att}^{0.7}}\right)} \quad \text{или} \quad d^{sp} = \frac{1}{\left(\frac{0.85}{d^{0.36}} + \frac{0.15}{d^{0.7}}\right)} \quad (4)$$

для ¹⁷⁷Lu

$$K_{att}^{sp} = \frac{1}{\left(\frac{0.21}{K_{att}^{0.1}} + \frac{0.79}{K_{att}^{0.2}}\right)} \quad \text{или} \quad d^{sp} = \frac{1}{\left(\frac{0.21}{d^{0.1}} + \frac{0.79}{d^{0.2}}\right)} \quad (5)$$

Приводимые в литературе значения слоев половинного и десятикратного ослабления гамма-излучения радионуклида ¹³¹I в свинце (3 мм и 11 мм соответственно) [12] и бетоне (5,5 см и 18 см соответственно) [13] не отличаются более чем на 22% от аналогичных значений, рассчитанных по формулам (3), (4), (5). Исключение составляет значение слоя половинного ослабления в бетоне. Оно оказалось в 2,3 раза больше, чем значение 5,5 см из [13].

Для оценки эффективности стационарной защиты (стены, перекрытия) и типового вспомогательного оборудования, используемого медицинским персоналом при работе в отделении РНТ, были выполнены расчеты кратностей ослабления гамма-излучения радионуклидов ¹³¹I и ¹⁷⁷Lu в материалах из свинца, вольфрама и бетона. Толщина материалов из свинца и вольфрама соответствовала характеристикам типового вспомогательного оборудования:

- радиационно-защитный шкаф – толщина свинцовой защиты 50 мм;
- контейнер для флакона с РФП – толщина защиты из вольфрама – 29 мм;

- защита шприца – толщина защиты из вольфрама 9 мм;
- защита контейнера для шприцов – толщина свинцовой защиты 5 мм;
- радиационно-защитная ширма – толщина свинцовой защиты 15 мм.

Толщина стен и перекрытий из бетона была выбрана в диапазоне 200 – 500 мм.

Результаты расчетов приведены в таблице 3. Эти данные в дальнейшем были использованы для оценки доз облучения персонала при выполнении той или иной операции с РФП.

Таблица 3

Кратности ослабления фотонного излучения радионуклидов ¹³¹I и ¹⁷⁷Lu в бетоне, вольфраме и свинце

[Table 3]

Attenuation factors for photon radiation of ¹³¹I and ¹⁷⁷Lu radionuclides in concrete, tungsten and lead

Толщина защиты, мм [Thickness of the shield, mm]	Радионуклид [Radionuclide]	
	¹³¹ I	¹⁷⁷ Lu
	K_{att} (бетон) [concrete]	
200	6,9	18
300	35	200
400	190	2,25E+03
500	790	2,50E+04
	K_{att} (вольфрам) [tungsten]	
9	11,6	3,62E+05
29	450	> 1,00E+07
	K_{att} (свинец) [lead]	
5	2,5	170
10	7,4	5,75E+04
15	15	>1,00E+07
50	870	>1,00E+07

Прогнозные оценки доз внешнего облучения персонала при нормальной работе

При нормальной работе с РФП поля гамма-излучения на рабочих местах медицинского персонала (ситуации формирования доз внешнего облучения) можно подразделить следующим образом:

- мало меняющиеся в пространстве и во времени, когда персонал находится далеко от источника излучения;
- сильно меняющиеся в пространстве и во времени, при выполнении кратковременных операций в непосредственной близости от источника излучения.

В первом случае не превышение допустимых значений мощности дозы на рабочих местах обеспечивается, в основном, стационарной защитой (стены помещений, перекрытия). Во втором случае мощность дозы излучения может превышать допустимые средние значения, и радиационная безопасность дополнительно должна обеспечиваться другими оптимизационными мероприятиями, такими как использование вспомогательного защитного оборудования, сокращение времени выполнения операции и др.

Значения мощностей доз гамма-излучения в воздухе при выполнении однократной операции с РФП будут зависеть от вводимой пациенту активности, а годовых накопленных доз внешнего облучения – еще и от количества пациентов, обслуживаемых за это время. Согласно современным протоколам терапии, с помощью ¹³¹ImIBG пациентам вводится от 3,7 до 11,2 ГБк ¹³¹I [17]. Рассмотрим следующий сценарий работы отделения РНТ, предполагающий один из максимально возможных годовых оборотов активности: в 4 госпитальных палатах содержится по одному пациенту с введенной активностью 11 ГБк радионуклида ¹³¹I. Пятая палата предназначена для амбулаторных пациентов, для лечения которых используется радионуклид ¹⁷⁷Lu активностью 9 ГБк.

Оценим применительно к рассматриваемому сценарию необходимое время нахождения пациента в стационаре для снижения активности ¹³¹I в теле пациента с 11 ГБк до значения 0,4 ГБк, указанного в НРБ-99/2009 в качестве критерия для выписки. Для этого необходимо знать эффективный период полувыведения активности ¹³¹I у пациентов, лечащихся по поводу рака щитовидной железы. Согласно данным литературы, его среднее значение оценивается как 11–12 ч, а 95% квантиль – 20,6 ч [18, 19]. Используя в качестве консервативной оценки последнее значение, получаем необходимое время пребывания в стационаре:

$$0,4 \text{ ГБк} = 11 \text{ ГБк} \cdot \exp\left(-\frac{0,693 \cdot x \text{ сут.}}{0,86 \text{ сут.}}\right)$$

$$\ln(0,4) = \ln(11) - \frac{0,693}{0,86} \cdot x; \quad x=4,1 \text{ сут.}$$

На основе времени пребывания пациента в стационаре, равного 4 суткам, было рассчитано годовое количество пациентов в рассматриваемом сценарии:

$$\text{Количество пациентов на одно койко-место} = \frac{300 \text{ дней}}{4 \text{ дня}} = 75$$

$$\text{Общее количество пациентов} = 75 \cdot 4 = 300$$

$$\text{Годовой оборот активности } ^{131}\text{I} = 300 \cdot 11 \cdot 10^9 \text{ Бк} = 3,3 \cdot 10^{12} \text{ Бк}$$

На основании представленного выше сценария и защитных характеристик типового вспомогательного оборудования были проведены расчеты мощностей доз гамма-излучения в воздухе в условиях использования медицинским персоналом защитного оборудования. Результаты расчетов приведены в таблице 4.

Для некоторых операций с РФП приведенные в таблице 4 значения мощностей доз в воздухе, используемые для получения консервативных оценок эквивалентной дозы в коже рук (0,1 м) и эффективной дозы (1 м), оказались больше допустимых значений, рассчитанных для условий равномерного облучения в течение всего года (выделены жирным шрифтом). Условия выполнения этих операций следует оптимизировать прежде всего.

С учетом выше представленных данных были рассчитаны возможные дозы внешнего облучения персонала при нормальной работе с РФП в случае выполнения крат-

Таблица 4
 Результаты расчета мощностей доз гамма-излучения в воздухе при использовании вспомогательного оборудования
 [Table 4
 Results of the gamma radiation dose rates calculations in the air when using supporting equipment]

Оборудование [Equipment]	Мощность дозы на 1 м без защиты, мкГр/ч [Dose rate at 1 m without protection, $\mu\text{Gy}\cdot\text{h}^{-1}$]	Расчетная точка [Projection point]	Материал и толщина защиты, мм [Protection mate- rial and thickness, mm]	Кратность ослабления излучения [Attenuation fac- tor for radiation]	Мощность дозы в расчетной точке за защитой, мкГр/ч [Dose rate at projection point behind the shield, $\mu\text{Gy}\cdot\text{h}^{-1}$]	
Радиационно- защитный шкаф [Protective safe]	¹³¹ I 5,74E+02 ¹⁾	1 м от источника [1 m from the source]			6,6E-01	
		0,4 м от источника [0.4 m from the source]		870	4,1	
	¹⁷⁷ Lu 4,28E+01 ¹⁾	1 м от источника [1 m from the source]	50 свинец [lead]		> 1,0E+07	~ 0
		0,4 м от источника [0.4 m from the source]				~ 0
Защитный контейнер для флакона с РФП [Protective container]	¹³¹ I 5,74E+02	1 м от источника [1 m from the source]	29 вольфрам [tungsten]	450	1,28	
		0,1 м от источника [0.1 m from the source]			1,28E+02	
	¹⁷⁷ Lu 4,28E+01	1 м от источника [1 m from the source]	29 вольфрам [tungsten]		> 1,0E+07	~ 0
		0,1 м от источника [0.1 m from the source]				~ 0
Защита шприца с РФП [Syringe protection]	¹³¹ I 5,74E+02	1 м от источника [1 m from the source]	9 вольфрам [tungsten]	11,6	4,95E+01 ²⁾	
		0,1 м от источника [0.1 m from the source]			4,95E+03 ²⁾	
	¹⁷⁷ Lu 4,28E+01	1 м от источника [1 m from the source]	9 вольфрам [tungsten]		3,62E+05	1,2E-04
		0,1 м от источника [0.1 m from the source]				1,2E-02
Защитный шприц с РФП + контейнер для шприца с РФП [Syringe protection + protective container]	¹³¹ I 5,74E+02	1 м от источника [1 m from the source]	9 вольфрам + 5 свинец [9 tungsten+ 5 lead]	30	1,9E+01 ²⁾	
		0,1 м от источника [0.1 m from the source]			1,9E+03 ²⁾	
	¹⁷⁷ Lu 4,28E+01	1 м от источника [1 m from the source]	9 вольфрам + 5 свинец [9 tungsten+ 5 lead]		6,0E+07	7,1E-07
		0,1 м от источника [0.1 m from the source]				7,1E-05
Защитная ширма для персонала [Protective screen]	¹³¹ I 5,74E+02	1 м от источника [1 m from the source]	15 свинец [lead]	14,8	3,88E+01 ²⁾	

¹⁾ В расчетах принято, что 1 флакон находится внутри шкафа без защитного контейнера.

²⁾ Операции с превышением допустимой мощности дозы.

[¹⁾ In the calculations it is assumed that one flacon is inside the protective safe without the protective container]

[²⁾ Operations exceeding the permissible dose rate].

современных операций в непосредственной близости от источника излучения:

- для операций с фасовкой и введением РФП с 11 ГБк ¹³¹I в капельницу;

- при обходе/наблюдении врачом стационарных пациентов с введенной активностью 11 ГБк ¹³¹I.

Результаты расчетов приведены в таблицах 5 и 6.

Время выполнения операций с РФП, перечисленных в таблице 5, зависит от многих факторов, в частности, от правильности организации потоков РФП, пациентов и самого персонала и от его квалификации. Тем не менее, представляется целесообразным предположить, что это время будет варьировать от долей минуты до нескольких минут. Поэтому для грубых оценок продолжительности каждой операции в качестве типичного значения

можно использовать время, равное 1 мин. Тогда годовую дозу медицинского персонала, выполняющего операции, перечисленные в таблице 5 (например, медицинская сестра), можно оценить, просуммировав дозы отдельных операций и умножив полученное значение на годовое количество пациентов. Для кожи кистей рук (оценка максимальной эквивалентной дозы в коже) и всего тела (оценка эффективной дозы) эти значения составят около 60 мЗв/год и 2,2 мЗв/год.

При обходе/наблюдении врачом пациентов с введенной активностью предполагалось, что эта процедура занимает 10, 5, 5 и 10 мин времени в течение 1-го, 2-го, 3-го и 4-го дня пребывания пациента в стационаре. Тогда аналогичный расчет приводит к оценке эффективной дозы у врача за год, равной 5,8 мЗв при лечении 300 пациентов.

Таблица 5

Результаты расчета доз облучения персонала в течение 1 мин при выполнении работ по фасовке и введению в капельницу РФП с 11 ГБк ¹³¹I

[Table 5

Results of calculation of personnel doses during 1 min when performing the operations on filling and introducing into the dropper the drug with 11 GBq of ¹³¹I

Операция [Operation]	Мощность дозы в воздухе, мкГр/ч [Dose rate in air, μGy·h ⁻¹]	Расстояние, м [Distance, m]		Оценка дозы за 1 мин, мкЗв [Dose value per 1 min., μSv]	
		до кистей рук [up to the hands]	до тела [up to the body]	для кожи кистей рук [for the skin of the hands]	для всего тела [for the whole body]
Перенос флаконов в защитных контейнерах к месту заправки шприца (вытяжной шкаф) [Transfer of flacons in protective containers to the place of filling the syringe]	1,28 на 1 м за защитой контейнера [1.28 at 1 m behind the container protection]	0,1	0,4	2,1	0,13
Работа у защитного шкафа (фасовка в шприцы) [Work at the protective safe (filling in syringes)]	49,5 на 1 м за защитой шприца или 0,66 за защитой шкафа [49.5 at 1 m behind the syringe shield or 0.66 behind the safe shield]	0,1	0,4	82,5	0,07
Транспортировка шприца к капельнице [Transporting the syringe to the dropper]	19 на 1 м за защитой контейнера для переноски шприцев [19 at 1 m behind the shield of the syringe carrier container]	0,1	0,4	31,7	2,0
Введение РФП в капельницу [Introducing the drug into the dropper]	49,5 на 1 м за защитой шприца [49.5 at 1 m behind the syringe shield]	0,1	0,4	82,5	5,2

Таблица 6

Результаты расчета доз облучения персонала при обходе/наблюдении врачом стационарных пациентов с максимальной введенной активностью 11 ГБк ¹³¹I

[Table 6

Results of calculation of personnel doses when observing by a doctor of patients with a maximum administered activity of 11 GBq ¹³¹I

Операция [Operation]	Мощность дозы в воздухе, мкГр/ч [Dose rate in air, μGy·h ⁻¹]	Расстояние, м [Distance, m]	Оценка дозы за 1 мин, мкЗв [Dose value per 1 min., μSv]
		до тела [up to the body]	для всего тела [for the whole body]
Пребывание с пациентом [Stay with the patient]	38,8 на 1 м за защитной ширмой [38.8 at 1 m behind a protective screen]	1,0	0,65

Отметим, что эти значения индивидуальных доз у персонала соответствуют достаточно «жесткому» сценарию работы отделения РНТ в течение года с активностями у пациентов, близкими к максимальным значениям. При работе со значениями, близкими к нижней границе диапазона вводимых активностей (~4 ГБк), рассчитанные выше значения доз нужно уменьшить приблизительно в 2 раза. Тем не менее, эти прогнозные расчеты показывают, на какие операции с РФП при работе с ¹³¹I следует обратить внимание в первую очередь. Более адекватный ответ об уровнях облучения различных категорий персонала может дать только аккуратное проведение индивидуального дозиметрического контроля (ИДК). К настоящему времени такого рода данные для медперсонала, работающего

в Российской Федерации в отделениях РНТ, обнаружить не удалось.

При выполнении аналогичных операций с ¹⁷⁷Lu рассчитанные значения мощностей доз гамма-излучения в воздухе значительно меньше, чем при работе с ¹³¹I, и значительно ниже допустимых мощностей доз для всех операций (см. табл. 4).

В случае нахождения персонала вдали от источника излучения (ситуации достаточно равномерного облучения во времени и пространстве) защита от гамма-излучения обеспечивается оптимально спроектированной компоновкой помещений различного назначения, толщиной их стен и перекрытий, выполненных, как правило, из бетона. В таблице 7 в качестве иллюстрации приведены

Таблица 7

Результаты расчета толщины стен и перекрытий в помещениях

[Table 7

Results of calculation the thickness of walls and floors in rooms

Источник и мощность дозы на 1 м, мкГр/ч [Source and dose rate at 1 m, μGy·h ⁻¹]	Расчетная точка [Projection point]	Проектная мощность дозы, мкЗв/ч [Permissible dose rate, μGy·h ⁻¹]	Расстояние до расчетной точки, м [Distance to the projection point, m]	Мощность дозы, без защиты мкГр/ч [Dose rate without protection, μGy·h ⁻¹]	Толщина и материал защиты, мм [Thickness and shield material, mm]	Кратность ослабления [Attenuation factor]	Мощность дозы, за защитой мкГр/ч [Dose rate behind the shield, μGy·h ⁻¹]	
Хранилище РФП (расчет произведен для 4 флаконов в защитных контейнерах) [Storage (The calculation is made for 4 flacons in protective containers)]								
¹³¹ I, 574×4	Палата стационара с «неактивными» пациентами [the ward with «inactive» patients]	1,2	4,0	1,44E+02	200 бетон (стена) +29 вольфрам (контейнер) [200 concrete + 29 tungsten]	3,10E+03	4,6E-02	
Помещение для персонала [staff room]	6,0	2,0	5,74E+02	200 бетон +29 вольфрам [200 concrete + 29 tungsten]	3,10E+03	1,9E-01		
«Активная» палата на 1 койко-место [«Active» ward for 1 bed]								
1-я палата [1 st ward]			7,0	11,7			6,2E-02	
2-я палата [2 nd ward]	Территория [territory]	1,2	5,0	23	400 бетон (стена) [400 concrete]	190	1,2E-01	
3-я палата [3 rd ward]			5,0	23			1,2E-01	
4-я палата [4 th ward]			7,0	11,7			6,2E-02	
¹³¹ I 574	Одна палата [one ward]	Коридор [corridor]	5,0	4,0	3,59E+01	10 свинец (дверь) [10 lead]	7,4	4,85
	Одна палата [one ward]	Палата стационара с «неактивными» пациентами [the ward with «inactive» patients]	1,2	3,0	6,38E+01	400 бетон (перекрытие) [400 concrete]	190	3,4E-01

результаты расчетов мощностей доз в воздухе в помещениях, где может находиться персонал или лица из населения, расположенных рядом с помещениями, где находятся источники излучения с радионуклидом ^{131}I (например, контейнеры с емкостями с РФП) или пациенты с введенной активностью. При расчете стационарной защиты источники с радионуклидом ^{177}Lu могут не учитываться из-за их маленького вклада (менее 10%) в суммарную мощность дозы за защитой.

Результаты расчетов стационарной защиты показывают, что толщина стен и перекрытий из бетона 200–400 мм будет обеспечивать непревышение проектных значений мощностей доз гамма-излучения в воздухе даже при таком «жестком» сценарии работы отделения РНТ, какой использовался в этом примере.

Заключение

В статье представлены данные, позволяющие рассчитать для спектров гамма-излучения радионуклидов ^{131}I и ^{177}Lu кратности ослабления в свинце, вольфраме и бетоне различной толщины или толщину защиты из этих материалов при заданной кратности ослабления. Используя эти данные, была рассчитана защитная эффективность вспомогательного оборудования (переносные контейнеры, экранированные шприцы и др.) и возможные дозы внешнего облучения медицинского персонала в отделении РНТ. Показано, что в производственном процессе существуют кратковременные операции, когда источник излучения (контейнер с капсулой с РФП, шприц с РФП), находясь вблизи тела медицинского работника, создает значительную мощность дозы. По этой причине годовая индивидуальная доза внешнего облучения медицинского работника может приближаться или превышать $1/3$ от значения предела дозы. Для таких категорий персонала, даже если они не отнесены к персоналу группы А, рекомендуется введение ИДК, по крайней мере, в течение года, чтобы получить реальные значения индивидуальных доз, зависящие от значений вводимых активностей пациентам и количества пациентов в конкретной медицинской организации. Иллюстративный расчет стационарной защиты показал, что толщина стен и перекрытий из бетона 200–400 мм будет обеспечивать непревышение проектных значений мощностей доз гамма-излучения в воздухе при годовом обороте активности в отделении РНТ $\sim 3,3 \cdot 10^{12}$ Бк.

Литература

- ICRP. Publication 103. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Ann. ICRP 37 (2-4); 2007. p. 332.
- ICRP. Publication 105. Radiological protection in medicine. Ann. ICRP 37 (6); 2007. p. 63.
- ICRP. Publication 94. Release of patients after therapy with unsealed radionuclides. Ann. ICRP 34 (2); 2004. p. 80.
- Luster M., Clarke S.E., Dietlein M., et al. Guidelines for radioiodine therapy of differentiated thyroid cancer // European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging. 2008. Vol. 35, No. 10. P. 1941–1959.
- Giammarile F., Bodei L., Chiesa C., et al. EANM procedure guideline for the treatment of liver cancer and liver metastases with intra-arterial radioactive compounds // European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging. 2011. Vol. 38, No. 7. P. 1393–1406.
- Marcel P., Stokkel M., Handkiewicz Junak D., et al. EANM procedure guidelines for therapy of benign thyroid disease // European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging. 2010. Vol. 37. P. 2218–2228.
- Giammarile F., Chiti A., Lassmann M., et al. EANM procedure guidelines for ^{131}I -meta-iodobenzylguanidine (^{131}I -mIBG) therapy // European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging. 2008. No. 35. P. 1039–1047.
- Zaknun J.J., Bodei L., Mueller-Brand J., et al. The joint IAEA, EANM, and SNMMI practical guidance on peptide receptor radionuclide therapy (PRRT) in neuroendocrine tumours // European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging. 2013. Vol. 40, No. 5. P. 800–816.
- Наркевич Б.Я., Лысак Ю.В. Обеспечение радиационной безопасности при амбулаторном режиме применения терапевтических радиофармпрепаратов // Медицинская радиология и радиационная безопасность. 2015. Т. 60, № 4. С. 27–35.
- Rushforth D.P., Pratt B.E., Chittenden S.J., et al. InfuShield: a shielded enclosure for administering therapeutic radioisotope treatments using standard syringe pumps // Nuclear Medicine Communications. 2017. Vol. 38, No. 3. P. 266–252.
- IAEA. Radiation protection in the design of radiotherapy facilities. IAEA. Vienna, Safety Report Series No. 47; 2006. p. 129.
- Delacroix D., Guerre J.P., Leblanc P., Hickman C. Radionuclide and radiation protection data handbook // Radiation Protection Dosimetry. 2002. No. 98(1) P. 1–168.
- Schleien B., Birky B., Slaback I. Handbook of health physics and radiological health. 3rd ed. Baltimore (MD): Williams & Wilkins; 1998. 700 p.
- Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующего излучения. Справочник. 4-е изд. М.: Энергоатомиздат, 1995. 496 с.
- ICRP. Publication 107. Nuclear decay data for dosimetric calculations. Ann. ICRP 38(3); 2008. p. 96.
- Data analysis software system StatSoft, Inc. STATISTICA, version 10. 2011. [Internet]: www.statsoft.com (Дата обращения: 12.11.2020)
- Giammarile F., Chiti A., Lassmann M., et al. EANM procedure guidelines for ^{131}I -meta-iodobenzylguanidine (^{131}I -mIBG) therapy // Eur. J. Nucl. Med. Mol. Imaging. 2008. No. 35. P. 1039–1047.
- Al-Haj A.N., Lagarde C.S., Lobriguito A.M. Patient parameters and other radiation safety issues in ^{131}I therapy for thyroid cancer treatment // Health Physics. 2007. Vol. 93, No. 6. P.656–666.
- Willegaingon J., Malvestiti L.F., Guimarães M.I.C., et al. ^{131}I effective half-life for patients with thyroid cancer // Health Physics. 2006. Vol. 91, No. 2. P. 119–122.

Поступила: 24.09.2020 г.

Голиков Владислав Юрьевич – старший научный сотрудник, лаборатория радиационной гигиены медицинских организаций, Санкт-Петербургский научно-исследовательский институт радиационной гигиены имени профессора П.В. Рамзаева, Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека. **Адрес для переписки:** 197101, Санкт-Петербург, ул. Мира, д. 8; E-mail: sg235@rambler.ru

Чипига Лариса Александровна – кандидат технических наук, научный сотрудник, лаборатория радиационной гигиены медицинских организаций, Санкт-Петербургский научно-исследовательский институт радиационной гигиены имени профессора П.В. Рамзаева Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека; научный сотрудник, Российский научный центр радиологии и хирургических технологий имени академика А.М. Гранова, Санкт-Петербург, Россия

Водоватов Александр Валерьевич – кандидат биологических наук, ведущий научный сотрудник, заведующий лабораторией радиационной гигиены медицинских организаций, Санкт-Петербургский научно-исследовательский институт радиационной гигиены имени профессора П.В. Рамзаева; Федеральная служба по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека; доцент, кафедра общей гигиены, Санкт-Петербургский государственный педиатрический медицинский университет, Санкт-Петербург, Россия

Смолярчук Максим Ярославович – заместитель главного внештатного специалиста по лучевой диагностике Департамента здравоохранения Москвы по радионуклидной диагностике, Москва, Россия

Для цитирования: Голиков В.Ю., Чипига Л.А., Водоватов А.В., Смолярчук М.Я. Некоторые аспекты радиационной защиты в отделениях радионуклидной терапии // Радиационная гигиена. 2021. Т. 14, № 1. С. 75-85. DOI: 10.21514/1998-426X-2021-14-1-75-85

Some aspects of radiation protection in radionuclide therapy departments

Vladislav Yu. Golikov¹, Larisa A. Chipiga^{1,2}, Aleksandr V. Vodovатов^{1,3}, Maksim Ya. Smolyarchuk⁴

¹ Saint-Petersburg Research Institute of Radiation Hygiene after Professor P.V. Ramzaev, Federal Service for Surveillance on Consumer Rights Protection and Human Well-Being, Saint-Petersburg, Russia

² A.M. Granov Russian Scientific Center of Radiology and Surgical Technologies, Saint-Petersburg, Russia

³ Saint Petersburg State Pediatric Medical University, Saint-Petersburg, Russia

⁴ Scientific and Practical Clinical Center for Diagnostics and Telemedicine Technologies of the Moscow Department of Health, Moscow, Russia

The paper presents the data that allow calculate the attenuation factors in lead, tungsten and concrete of various thicknesses or the thickness of shielding made of these materials for a given attenuation factor for the spectra of gamma radiation of ¹³¹I and ¹⁷⁷Lu radionuclides. Using these data the effectiveness of the protection of supporting equipment (portable containers, shielded syringes, etc.) and the possible doses of external radiation of medical personnel in the radionuclide therapy department were calculated. It is shown that there are short-term operations in the production process when a radiation source (container with a capsule with activity, syringe with activity), being near the body of a medical worker, creates a significant dose rate. For this reason the annual individual dose of external exposure of a medical worker can approach or exceed 1/3 of the dose limit. Calculation of the attenuation of ¹³¹I gamma radiation by stationary shield showed that the thickness of walls and floors made of concrete 200 – 400 mm will ensure that the permissible values of the dose rates of gamma radiation in the air do not exceed at annual turnover of activity in the radionuclide therapy department of ~ 3.3 · 10¹² Bq.

Key words: radionuclide therapy, iodine-131, medical personnel, protection from gamma radiation.

Vladislav Yu. Golikov

Saint-Petersburg Research Institute of Radiation Hygiene after Professor P.V. Ramzaev

Address for correspondence: Mira str., 8, Saint-Petersburg, 197101, Russia; E-mail: sg235@rambler.ru

References

1. ICRP. Publication 103. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Ann. ICRP 37(2–4); 2007. 332 p.
2. ICRP. Publication 105. Radiological protection in medicine. Ann. ICRP 37(6); 2007. 63 p.
3. ICRP. Publication 94. Release of patients after therapy with unsealed radionuclides. Ann. ICRP 34(2); 2004. 80 p.
4. Luster M, Clarke SE, Dietlein M, Lassmann M, Lind P, Oyen WJG, et al. Guidelines for radioiodine therapy of differentiated thyroid cancer. *European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging*. 2008;35(10): 1941-1959.
5. Giammarile F, Bodei L, Chiesa C, Flux G, Forrer F, Kraeber-Bodere F, et al. EANM procedure guideline for the treatment of liver cancer and liver metastases with intra-arterial radioactive compounds. *European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging*. 2011;38(7): 1393-1406.
6. Marcel P, Stokkel M, Handkiewicz JD, Lassmann M, Dietlein M, Luster M. EANM procedure guidelines for therapy of benign thyroid disease. *European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging*. 2010; 37: 2218–2228.
7. Giammarile F, Chiti A, Lassmann M, Brans B, Flux G. EANM procedure guidelines for ¹³¹I-meta-iodobenzylguanidine (¹³¹I-mIBG) therapy. *European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging*. 2008; 35: 1039–1047.
8. Zaknun JJ, Bodei L, Mueller-Brand J, Baum RP, Hörsch D, O'Dorisio MS, et al. The joint IAEA, EANM, and SNMMI practical guidance on peptide receptor radionuclide therapy (PRRT) in neuroendocrine tumours. *European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging*. 2013;40(5): 800-816.
9. Narkevich BY, Lysak YV. Radiation Safety in the Ambulatory Use of Therapeutic Radiopharmaceuticals. *Meditsinskaya radiologiya i radiatsionnaya bezopasnost = Medical radiology and radiation safety*. 2015;60(4): 27-35. (In Russian).
10. Rushforth DP, Pratt BE, Chittenden SJ, Murray IS, Causer L, Grey MJ, et al. InfuShield: a shielded enclosure for administering therapeutic radioisotope treatments using standard syringe pumps. *Nuclear Medicine Communications*. 2017;38(3): 266–252.
11. IAEA. Radiation Protection in the Design of Radiotherapy Facilities. Safety Report Series No. 47. International Atomic Energy Agency, Vienna; 2006. 129 p.
12. Delacroix D, Guerre JP, Leblanc P, Hickman C. Radionuclide and radiation protection data handbook. *Radiation Protection Dosimetry*. 2002;98(1): 1–168.
13. Schlegel B, Birky B, Slaback I. Handbook of health physics and radiological health. 3rd edn. Williams and Wilkins, Baltimore, MD. 1998. 700 p.
14. Mashkovich VP, Kudryavtseva AV. Protection from ionizing radiation. Reference Book. 4th edn. Moscow: Energoatomizdat; 1995. 496 p. (In Russian).
15. ICRP. Publication 107. Nuclear decay data for dosimetric calculations. Ann. ICRP 38(3); 2008. 96 p.
16. Data analysis software system StatSoft, Inc. STATISTICA, version 10. 2011. Available from: www.statsoft.com. [Accessed November 12, 2020].
17. Giammarile F, Chiti A, Lassmann M, Brans B, Flux G. EANM procedure guidelines for ¹³¹I-meta-iodobenzylguanidine (¹³¹I-mIBG) therapy. *European Journal of Nuclear Medicine and Molecular Imaging*. 2008;35: 1039–1047.
18. Al-Haj AN, Lagarde CS, Lobriguito AM. Patient parameters and other radiation safety issues in ¹³¹I therapy for thyroid cancer treatment *Health Physics*. 2007;93(6): 656-666.
19. Willegaignon J, Malvestiti LF, Guimarães MIC, Sapienza MT, Endo IS, Neto GC, et al. ¹³¹I effective half-life for patients with thyroid cancer. *Health Physics*. 2006;91(2): 119-122.

Received: September 24, 2020

For correspondence: Vladislav Yu. Golikov – Senior Researcher of the Medical Protection Laboratory, Saint-Petersburg Research Institute of Radiation Hygiene after Professor P.V. Ramzaev, Federal Service for Surveillance on Consumer Rights Protection and Human Well-Being (Mira Str., 8, Saint-Petersburg, 197101, Russia; E-mail: sg235@rambler.ru)

Larisa A. Chipiga – Ph.D., research fellow, Saint-Petersburg Research Institute of Radiation Hygiene after Professor P.V. Ramzaev, Federal Service for Surveillance on Consumer Rights Protection and Human Well-Being; research fellow, A.M. Granov Russian Scientific Center of Radiology and Surgical Technologies, Saint-Petersburg, Russia

Aleksandr V. Vodovatov – Ph.D., Head of Protection Laboratory, Leading Researcher, Saint-Petersburg Research Institute of Radiation Hygiene after Professor P.V. Ramzaev, Federal Service for Surveillance on Consumer Rights Protection and Human Well-Being; docent, Saint-Petersburg State Pediatric Medical University, Saint-Petersburg, Russia

Maksim Ya. Smolyarchuk – deputy chief specialist in nuclear medicine, Moscow Department of Health, Moscow, Russia

For citation: Golikov V.Yu., Chipiga L.A., Vodovatov A.V., Smolyarchuk M.Ya. Some aspects of radiation protection in radionuclide therapy departments. *Radiatsionnaya Gygiena = Radiation Hygiene*. 2021. Vol. 14, No. 1. P. 75-85. (In Russian). DOI: 10.21514/1998-426X-2021-14-1-75-85