

5. НОРМЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ. НРБ-99/2009, САНПИН

2.6.1.2523-09

5.1. НРБ-99/2009 как основной нормативный документ для персонала

Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009 (далее - Нормы) применяются для обеспечения безопасности человека во всех условиях воздействия на него ионизирующего излучения искусственного или природного происхождения.

Требования и нормативы, установленные Нормами, являются обязательными для всех юридических и физических лиц, независимо от их подчиненности и формы собственности, в результате деятельности которых возможно облучение людей, а также для администраций субъектов Российской Федерации, местных органов власти, граждан Российской Федерации, иностранных граждан и лиц без гражданства, проживающих на территории Российской Федерации.

Нормы устанавливают основные пределы доз, допустимые уровни воздействия ионизирующего излучения по ограничению облучения населения в соответствии с Федеральным законом от 9 января 1996 г. N 3-ФЗ "О радиационной безопасности населения".

Нормы распространяются на следующие источники ионизирующего излучения:

- техногенные источники за счет нормальной эксплуатации техногенных источников излучения;
- техногенные источники в результате радиационной аварии;
- природные источники;
- медицинские источники.

Требования Норм не распространяются на источники излучения, создающие при любых условиях обращения с ними:

- индивидуальную годовую эффективную дозу не более 10 мкЗв;
- коллективную эффективную годовую дозу не более 1 чел.-Зв, либо когда при коллективной дозе более 1 чел.-Зв оценка по принципу оптимизации показывает нецелесообразность снижения коллективной дозы;
- индивидуальную годовую эквивалентную дозу в коже не более 50 мЗв и в хрусталике глаза не более 15 мЗв.

Требования Норм не распространяются также на космическое излучение на поверхности Земли и внутреннее облучение человека, создаваемое природным калием, на которые практически невозможно влиять.

Для обеспечения радиационной безопасности при нормальной эксплуатации источников излучения необходимо руководствоваться следующими основными принципами:

- непревышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников излучения (принцип нормирования);
- запрещение всех видов деятельности по использованию источников излучения, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риск возможного вреда, причиненного дополнительным облучением (принцип обоснования);
- поддержание на возможно низком и достижимом уровне с учетом экономических и социальных факторов индивидуальных доз облучения и числа облучаемых лиц при использовании любого источника излучения (принцип оптимизации).

Для обоснования расходов на радиационную защиту при реализации принципа оптимизации принимается, что облучение в коллективной эффективной дозе в 1 чел.-Зв приводит к потенциальному ущербу, равному потере примерно 1 чел.-года жизни населения. Величина денежного эквивалента потери 1 чел.-года жизни устанавливается отдельными документами федерального уровня в размере не менее 1 годового душевого национального дохода.

Для наиболее полной оценки вреда, который может быть нанесен здоровью в результате облучения в малых дозах, определяется ущерб, количественно учитывающего как эффекты облучения отдельных органов и тканей тела, отличающиеся радиочувствительностью к ионизирующему излучению, так и всего организма в целом. В соответствии с общепринятой в мире линейной беспороговой теорией зависимости риска стохастических эффектов от дозы, величина риска пропорциональна дозе излучения и связана с дозой через линейные коэффициенты радиационного риска, приведенные в таблице 5.1.1.

Таблица 5.1.1. Линейные коэффициенты радиационного риска

Облучаемая группа населения	Коэффициент риска злокачественных новообразований, $\times 10^{(-2)}$ Зв (-1)	Коэффициент риска наследственных эффектов, $\times 10^{(-2)}$ Зв (-1)	Сумма, $\times 10^{(-2)}$ Зв (-1)
Все население	5,5	0,2	5,7

Взрослые	4,1	0,1	4,2
----------	-----	-----	-----

Усредненная величина коэффициента риска, используемая для установления пределов доз персонала и населения, принята равной $0,05 \text{ Зв}^{-1}$.

В условиях нормальной эксплуатации источников ионизирующего излучения пределы доз облучения в течение года устанавливаются исходя из следующих значений индивидуального пожизненного риска:

- для персонала - $1,0 \times 10^{-3}$;
- для населения - $5,0 \times 10^{-5}$.

Уровень пренебрежимо малого риска составляет 10^{-6} .

При обосновании защиты от источников потенциального облучения в течение года принимаются следующие граничные значения обобщенного риска (произведение вероятности события, приводящего к облучению, и вероятности смерти, связанной с облучением):

- персонал - $2,0 \times 10^{-4}$, год⁻¹;
- население - $1,0 \times 10^{-5}$, год⁻¹.

Нормальные условия эксплуатации источников излучения

Устанавливаются следующие категории облучаемых лиц:

- персонал (группы А и Б);
- все население, включая лиц из персонала вне сферы и условий их производственной деятельности.

Для категорий облучаемых лиц устанавливаются два класса нормативов:

- основные пределы доз (ПД), приведенные в таблице 5.1.2;
- допустимые уровни монофакторного воздействия (для одного радионуклида, пути поступления или одного вида внешнего облучения), являющиеся производными от основных пределов доз: пределы годового поступления (ПГП), допустимые среднегодовые объемные активности (ДОА), среднегодовые удельные активности (ДУА) и другие.

Для обеспечения условий, при которых радиационное воздействие будет ниже допустимого, с учетом достигнутого в организации уровня радиационной безопасности, администрацией организации дополнительно устанавливаются контрольные уровни (дозы, уровни активности, плотности потоков и др.).

Таблица 5.1.2. Основные пределы доз

Нормируемые величины*(1)	Пределы доз	
	персонал (группа А)*(2)	Население
Эффективная доза	20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год	1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год
Эквивалентная доза за год в хрусталике глаза*(3)	150 мЗв	15 мЗв
коже*(4)	500 мЗв	50 мЗв
кистях и стопах	500 мЗв	50 мЗв

Примечания:

*(1) Допускается одновременное облучение до указанных пределов по всем нормируемым величинам.

*(2) Основные пределы доз, как и все остальные допустимые уровни воздействия персонала группы Б, равны 1/4 значений для персонала группы А. Далее в тексте все нормативные значения для категории персонал приводятся только для группы А.

*(3) Относится к дозе на глубине 300 мг/см^2 .

*(4) Относится к среднему по площади в 1 см^2 значению в базальном слое кожи толщиной 5 мг/см^2 под покровным слоем толщиной 5 мг/см^2 . На ладонях толщина покровного слоя - 40 мг/см^2 . Указанным пределом допускается облучение всей кожи человека при условии, что в пределах усредненного облучения любого 1 см^2 площади кожи этот предел не будет превышен. Предел дозы при облучении кожи лица обеспечивает не превышение предела дозы на хрусталик от бета-частиц.

Основные пределы доз облучения не включают в себя дозы от природного и медицинского облучения, а также дозы вследствие радиационных аварий. На эти виды облучения устанавливаются специальные ограничения.

Эффективная доза для персонала не должна превышать за период трудовой деятельности (50 лет) - 1000 мЗв, а для населения за период жизни (70 лет) - 70 мЗв. Началом периодов считается 1 января 2000 года.

Годовая эффективная доза облучения персонала за счет нормальной эксплуатации техногенных источников ионизирующего излучения не должна превышать пределов доз, установленных в табл. 5.1.2. Под годовой эффективной дозой понимается сумма эффективной дозы внешнего облучения, полученной за календарный год, и ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год.

В стандартных условиях монофакторного поступления радионуклидов годовое поступление радионуклидов через органы дыхания и среднегодовая объемная активность их во вдыхаемом воздухе не должны превышать числовых значений ПГП и ДОА, приведенных в Приложениях 1 и 2 НРБ-99/2009, где пределы доз взяты равными 20 мЗв в год для персонала и 1 мЗв в год для населения.

В условиях нестандартного поступления радионуклидов величины ПГП и ДОА устанавливаются в соответствии с санитарным законодательством.

3.1.7. Для персонала группы А значения ПГП и ДОА дочерних продуктов изотопов радона (^{222}Rn и ^{220}Rn) - ^{218}Po (RaA); ^{214}Pb (RaB); ^{214}Bi (RaC); ^{212}Pb (ThB); ^{212}Bi (ThC) в единицах эквивалентной равновесной активности (для ПГП) и эквивалентной равновесной объемной активности (для ДОА) составляют:

$$\text{ПГП: } 0,10 \Pi_{\text{RaA}} + 0,52 \Pi_{\text{RaB}} + 0,38 \Pi_{\text{RaC}} = 3,0 \text{ МБк}$$

$$0,91 \Pi_{\text{ThB}} + 0,09 \Pi_{\text{ThC}} = 0,68 \text{ МБк}$$

$$\text{ДОА: } 0,10 A_{\text{RaA}} + 0,52 A_{\text{RaB}} + 0,38 A_{\text{RaC}} = 1200 \text{ Бк/м}^3$$

$$0,91 A_{\text{ThB}} + 0,09 A_{\text{ThC}} = 270 \text{ Бк/м}^3$$

где Π_i и A_i - годовые поступления и среднегодовые объемные активности в зоне дыхания соответствующих дочерних продуктов изотопов радона.

Для женщин в возрасте до 45 лет, работающих с источниками излучения, вводятся дополнительные ограничения: эквивалентная доза на поверхности нижней части области живота не должна превышать 1 мЗв в месяц, а поступление радионуклидов в организм за год не должно быть более 1/20 предела годового поступления для персонала.

На период беременности и грудного вскармливания ребенка женщины должны переводиться на работу, не связанную с источниками ионизирующего излучения.

Для студентов и учащихся старше 16 лет, проходящих профессиональное обучение с использованием источников излучения, годовые дозы не должны превышать значений, установленных для персонала группы Б.

5.2.Предельно допустимая доза

Предельно допустимая доза (ПДД) — это доза излучения, которая при систематическом воздействии в течение неограниченно продолжительного времени не вызывает у работающих каких-либо патологических изменений или заболеваний, обнаруживаемых при помощи современных методов исследования.

Планируемое повышенное облучение персонала группы А выше установленных пределов доз (см. табл. 5.1.2.) при предотвращении развития аварии или ликвидации ее последствий может быть разрешено только в случае необходимости спасения людей и (или) предотвращения их облучения. Планируемое повышенное облучение допускается для мужчин, как правило, старше 30 лет лишь при их добровольном письменном согласии, после информирования о возможных дозах облучения и риске для здоровья.

Планируемое повышенное облучение в эффективной дозе до 100 мЗв в год и эквивалентных дозах не более двукратных значений, приведенных в табл. 5.1.2, допускается организациями (структурными подразделениями) федеральных органов исполнительной власти, осуществляющих государственный санитарно-эпидемиологический надзор на уровне субъекта Российской Федерации, а облучение в эффективной дозе до 200 мЗв в год и четырехкратных значений эквивалентных доз по табл. 5.1.2 - допускается только федеральными органами исполнительной власти, уполномоченными осуществлять государственный санитарно-эпидемиологический надзор.

Повышенное облучение не допускается:

- для работников, ранее уже облученных в течение года в результате аварии или запланированного повышенного облучения с эффективной дозой

200 мЗв или с эквивалентной дозой, превышающей в четыре раза соответствующие пределы доз, приведенные в табл. 5.1.2;

- для лиц, имеющих медицинские противопоказания для работы с источниками излучения.

Лица, подвергшиеся облучению в эффективной дозе, превышающей 100 мЗв в течение года, при дальнейшей работе не должны подвергаться облучению в дозе свыше 20 мЗв за год.

Облучение эффективной дозой свыше 200 мЗв в течение года должно рассматриваться как потенциально опасное. Лица, подвергшиеся такому облучению, должны немедленно выводиться из зоны облучения и направляться на медицинское обследование. Последующая работа с источниками излучения этим лицам может быть разрешена только в индивидуальном порядке с учетом их согласия по решению компетентной медицинской комиссии.

Лица, не относящиеся к персоналу, привлекаемые для проведения аварийных и спасательных работ, должны быть оформлены и допущены к работам как персонал группы А.

Требования к защите от природного облучения в производственных условиях

Эффективная доза облучения природными источниками излучения всех работников, включая персонал, не должна превышать 5 мЗв в год в производственных условиях (любые профессии и производства).

Средние значения радиационных факторов в течение года, соответствующие при монофакторном воздействии эффективной дозе 5 мЗв за год при продолжительности работы 2000 ч/год, средней скорости дыхания $1,2 \text{ м}^3/\text{ч}$ и радиоактивном равновесии радионуклидов уранового и ториевого рядов в производственной пыли, составляют:

- мощность эффективной дозы гамма-излучения на рабочем месте - 2,5 мкЗв/ч;
- ЭРОА_{Rn} в воздухе зоны дыхания - $310 \text{ Бк}/\text{м}^3$;
- ЭРОА_{Tn} в воздухе зоны дыхания - $68 \text{ Бк}/\text{м}^3$;

- удельная активность в производственной пыли урана-238, находящегося в радиоактивном равновесии с членами своего ряда - $40/f$ кБк/кг, где f - среднегодовая общая запыленность воздуха в зоне дыхания, МГ/М^3 ;
- удельная активность в производственной пыли тория-232, находящегося в радиоактивном равновесии с членами своего ряда, - $27/f$, кБк/кг.

При многофакторном воздействии должно выполняться условие: сумма отношений воздействующих факторов к значениям, приведенным выше, не должна превышать 1.

Воздействие космических излучений на экипажи самолетов нормируется как природное облучение в производственных условиях.

Требования к ограничению облучения населения

Радиационная безопасность населения достигается путем ограничения воздействия от всех основных видов облучения. Возможности регулирования разных видов облучения существенно различаются, поэтому регламентация их осуществляется отдельно с применением разных методологических подходов и технических способов.

В отношении всех источников облучения населения следует принимать меры как по снижению дозы облучения у отдельных лиц, так и по уменьшению числа лиц, подвергающихся облучению, в соответствии с принципом оптимизации.

Ограничение техногенного облучения в нормальных условиях

Годовая доза облучения населения не должна превышать основные пределы доз (табл. 5.1.2). Указанные пределы доз относятся к средней дозе критической группы населения, рассматриваемой как сумма доз внешнего облучения за текущий год и ожидаемой дозы до 70 лет вследствие поступления радионуклидов в организм за текущий год.

При воздействии на население нескольких техногенных источников федеральными органами исполнительной власти, уполномоченными осуществлять государственный санитарно-эпидемиологический надзор, устанавливаются величины воздействия для каждого источника с целью соблюдения основных пределов доз, указанных в таблице 5.1.2.

Облучение населения техногенными источниками излучения ограничивается путем обеспечения сохранности источников излучения, контроля технологических процессов и

ограничения выброса (сброса) радионуклидов в окружающую среду, а также другими мероприятиями на стадии проектирования, эксплуатации и прекращения использования источников излучения.

Допустимые значения содержания радионуклидов в пищевых продуктах, питьевой воде и воздухе, соответствующие пределу дозы техногенного облучения населения 1 мЗв/год и квотам от этого предела, рассчитываются на основании значений дозовых коэффициентов при поступлении радионуклидов через органы пищеварения с учетом их распределения по компонентам рациона питания и питьевой воде, а также с учетом поступления радионуклидов через органы дыхания и внешнего облучения людей. Значения дозовых коэффициентов для критических групп населения, ДОО и ППГ через органы дыхания и ППГ через органы пищеварения, приведены в Приложении 2 к НРБ-99/2009.

Ограничение природного облучения

Допустимое значение эффективной дозы, обусловленной суммарным воздействием природных источников излучения, для населения не устанавливается. Снижение облучения населения достигается путем установления системы ограничений на облучение населения от отдельных природных источников излучения.

При проектировании новых зданий жилищного и общественного назначения должно быть предусмотрено, чтобы среднегодовая эквивалентная равновесная объемная активность дочерних продуктов радона и торона в воздухе помещений $\text{ЭРОА}_{\text{Rn}} + 4,6 \cdot \text{ЭРОА}_{\text{Tn}}$ не превышала 100 Бк/м^3 , а мощность эффективной дозы гамма-излучения не превышала мощность дозы на открытой местности более чем на $0,2 \text{ мкЗв/ч}$.

В эксплуатируемых жилых и общественных зданиях среднегодовая эквивалентная равновесная объемная активность дочерних продуктов радона и торона в воздухе жилых и

общественных помещений $\text{ЭРОА}_{\text{Rn}} + 4,6 \cdot \text{ЭРОА}_{\text{Tn}}$ не должна превышать 200 Бк/м^3 .

При более высоких значениях объемной активности должны проводиться защитные мероприятия, направленные на снижение поступления радона в воздух помещений и улучшение вентиляции помещений. Защитные мероприятия должны проводиться также, если мощность эффективной дозы гамма-излучения в помещениях превышает мощность дозы на открытой местности более чем на $0,2 \text{ мкЗв/ч}$.

Эффективная удельная активность ($A_{эфф}$) природных радионуклидов в строительных материалах (щебень, гравий, песок, бутовый и пиленный камень, цементное и кирпичное сырье и пр.), добываемых на их месторождениях или являющихся побочным продуктом промышленности, а также отходы промышленного производства, используемые для изготовления строительных материалов (золы, шлаки и пр.), и готовой продукции не должна превышать:

- для материалов, используемых в строящихся и реконструируемых жилых и общественных зданиях (I класс):

$$A_{эфф} = A_{Ra} + 1,3A_{Тn} + 0,09A_{К} \leq 370 \text{ Бк/кг,}$$

где A_{Ra} и $A_{Тn}$ - удельные активности ^{226}Ra и ^{232}Th , находящихся в радиоактивном равновесии с остальными членами уранового и ториевого рядов, $A_{К}$ - удельная активность К-40 (Бк/кг);

- для материалов, используемых в дорожном строительстве в пределах территории населенных пунктов и зон перспективной застройки, а также при возведении производственных сооружений (II класс):

$$A_{эфф} \leq 740 \text{ Бк/кг;}$$

- для материалов, используемых в дорожном строительстве вне населенных пунктов (III класс):

$$A_{эфф} \leq 1500 \text{ Бк/кг.}$$

При $1,5 \text{ кБк/кг} < A_{эфф} \leq 4,0 \text{ кБк/кг}$ (IV класс) вопрос об использовании материалов решается в каждом случае отдельно на основании санитарно-эпидемиологического заключения федерального органа исполнительной власти, уполномоченного осуществлять государственный санитарно-эпидемиологический надзор.

При $A_{эфф} > 4,0 \text{ кБк/кг}$ материалы не должны использоваться в строительстве.

Допустимое содержание природных радионуклидов в минеральном сырье и материалах, продукции с их использованием (изделия из керамики и керамогранита, природного и искусственного камня и т.п.), а также требования по обеспечению радиационной безопасности при обращении с ними устанавливаются в санитарных правилах по ограничению облучения населения за счет природных источников излучения.

Предварительная оценка качества питьевой воды по показателям радиационной безопасности может быть дана по удельной суммарной альфа- (A_α) и бета-активности (A_β). При значениях A_α и A_β ниже 0,2 и 1,0 Бк/кг, соответственно, дальнейшие исследования воды не являются обязательными. В случае превышения указанных уровней проводится анализ содержания радионуклидов в воде. Приоритетный перечень определяемых при этом радионуклидов в воде устанавливается в соответствии с санитарным законодательством.

Если при совместном присутствии в воде нескольких природных и техногенных радионуклидов выполняется условие:

$$\sum_i A_i / УВ_i \leq 1$$

где A_i - удельная активность i -го радионуклида в воде, Бк/кг;

$УВ_i$ - соответствующие уровни вмешательства, Бк/кг,

то мероприятия по снижению радиоактивности питьевой воды не являются обязательными.

При невыполнении указанного условия защитные мероприятия по снижению содержания радионуклидов в питьевой воде должны осуществляться с учетом принципа оптимизации.

Критическим путем облучения людей за счет ^{222}Rn , содержащегося в питьевой воде, является переход радона в воздух помещения и последующее ингаляционное поступление дочерних продуктов радона в организм. Уровень вмешательства для ^{222}Rn в питьевой воде составляет 60 Бк/кг. Определение удельной активности ^{222}Rn в питьевой воде из подземных источников является обязательным.

При возможном присутствии в воде ^3H , ^{14}C , ^{131}I , ^{210}Pb , ^{228}Ra и ^{232}Th (в зонах наблюдения радиационных объектов I и II категории по потенциальной опасности) определение удельной активности этих радионуклидов в воде является обязательным.

Для минеральных и лечебных вод устанавливаются специальные нормативы.

Удельная активность природных радионуклидов в минеральных удобрениях и агрохимикатах не должна превышать:

$$A_U + 1,5 \cdot A_{Tn} \leq 1,0 \text{ кБк/кг,}$$

где A_U и A_{Th} - удельные активности урана-238 (радия-226) и тория-232 (тория-228), находящихся в радиоактивном равновесии с остальными членами уранового и ториевого рядов, соответственно.

Допустимое содержание ^{40}K в минеральных удобрениях и агрохимикатах не устанавливается. При обращении с материалами, содержащими ^{40}K , должны соблюдаться требования по ограничению облучения населения за счет природных источников излучения.

Ограничение медицинского облучения

Радиационная защита пациентов при медицинском облучении должна быть основана на необходимости получения полезной диагностической информации и/или терапевтического эффекта от соответствующих медицинских процедур при наименьших возможных уровнях облучения. При этом не устанавливаются пределы доз для пациентов, но применяются принципы обоснования назначения медицинских процедур и оптимизации защиты пациентов.

Проведение медицинских процедур, связанных с облучением пациентов, должно быть обосновано путем сопоставления диагностических или терапевтических выгод, которые они приносят, с радиационным ущербом для здоровья, который может причинить облучение, принимая во внимание имеющиеся альтернативные методы, не связанные с медицинским облучением.

Перед проведением диагностической или терапевтической процедуры, связанной с облучением женщины детородного возраста, необходимо определить, не является ли она беременной или кормящей матерью. Беременная или кормящая женщина, а также родители детей-пациентов должны быть информированы врачом о пользе планируемой процедуры и о связанном с ней радиационном риске для эмбриона/плода, новорожденных и детей младшего возраста для принятия сознательного решения о проведении процедуры или отказе от нее.

При проведении обоснованных медицинских рентгенорадиологических обследований в связи с профессиональной деятельностью или в рамках медико-юридических процедур, а также рентгенорадиологических профилактических медицинских и научных исследований практически здоровых лиц, не получающих прямой пользы для своего здоровья от процедур, связанных с облучением, годовая эффективная доза не должна превышать 1 мЗв.

Лица (не персонал рентгенорадиологических отделений), оказывающие помощь в поддержке пациентов (тяжелобольных, детей и др.) при выполнении рентгенорадиологических процедур, не должны подвергаться облучению в дозе, превышающей 5 мЗв в год. Такие же требования предъявляются к радиационной безопасности взрослых лиц, проживающих вместе с пациентами, прошедшими курс радионуклидной терапии или брахитерапии с имплантацией закрытых источников и выписанными из клиники. Для остальных взрослых лиц, а также для детей, контактирующих с пациентами, выписанными из клиники после радионуклидной терапии или брахитерапии, предел дозы составляет 1 мЗв в год.

Пациенты, проходящие курс радионуклидной терапии или брахитерапии с имплантацией закрытых источников, могут быть выписаны из клиники при условии, что уровень гамма- и рентгеновского излучения, испускаемого из тела, удовлетворяет установленным требованиям. Выписка пациента после терапии радионуклидами, указанными в таблице 5.2.1, допускается, если введенная или остаточная активность радионуклидов в теле или измеренная мощность дозы в воздухе вблизи тела пациента ниже соответствующих значений, приведенных в этой таблице. Перед выпиской пациентам следует дать письменные и устные инструкции относительно мер предосторожности, которые они должны принимать с тем, чтобы защитить от облучения членов семьи и других лиц, с которыми они могут вступать в контакт. Такие же требования предъявляются к режиму амбулаторного лечения пациентов.

В случае смерти пациента, проходившего курс радионуклидной терапии или брахитерапии с имплантацией закрытых источников, патологоанатомическое исследование и кремация тела разрешается только после того, как остаточная активность в нем или мощность дозы уменьшится до уровня, удовлетворяющего установленным требованиям. В случае смерти пациента, в организме которого находится кардиостимулятор с радионуклидным источником энергии, кремация тела осуществляется только после удаления источника.

Таблица 5.2.1. Активность радионуклидов в теле взрослого пациента (ГБк) после радионуклидной терапии или брахитерапии с имплантацией закрытых источников и мощность эквивалентной дозы (мкЗв/ч) на расстоянии 1 м от поверхности тела, при которых разрешается выписка пациента из клиники

Радионуклид	Период полураспада, сут	Активность в теле, ГБк	Мощность дозы, мкЗв/ч
(125)I	60,1	4	10
(131)I	8,0	0,4	20
(153)Sm	2,0	9	100
(188)Re	0,7	12	80

При планировании и проведении процедур, связанных с облучением ионизирующим излучением, в учреждениях здравоохранения должны определяться и регистрироваться в установленном порядке дозы у всех лиц, подвергающихся медицинскому облучению.

Значения допустимых уровней радиационного воздействия в нормальных условиях эксплуатации источников ионизирующего излучения

Для каждой категории облучаемых лиц значение допустимого уровня радиационного воздействия для данного пути облучения определено таким образом, чтобы при таком уровне воздействия только одного данного фактора облучения в течение года значение дозы равнялось соответствующему годовому пределу (усредненному за пять лет), указанному в таблице 5.1.2.

В таблицах запись вида 1,6-12 означает $1,6 \times 10^{-12}$, а 1,6+12 – $1,6 \times 10^{+12}$.

Значения допустимых уровней для всех путей облучения определены для стандартных условий, которые характеризуются следующими параметрами:

- объемом вдыхаемого воздуха V , с которым радионуклид поступает в организм на протяжении календарного года;
- временем облучения t в течение календарного года;
- массой питьевой воды M , с которой радионуклид поступает в организм на протяжении календарного года;
- геометрией внешнего облучения потоками ионизирующего излучения.

Для персонала установлены следующие значения стандартных параметров:

$$V_{\text{перс}} = 2,4 \times 10^3 \text{ куб.м в год}; t_{\text{перс}} = 1700 \text{ ч в год}; M_{\text{перс}} = 0.$$

Для населения установлены следующие значения стандартных параметров:
 $t_{\text{нас}} = 8800$ ч в год; $M_{\text{нас}} = 730$ кг в год для взрослых. Годовой объем вдыхаемого воздуха установлен в зависимости от возраста:

Таблица 5.2.2. Годовой объем вдыхаемого воздуха для разных возрастных групп населения

Возраст, лет	до 1	1-2	2-7	7-12	12-17	Взрослые (старше 17 лет)
V, тыс.куб.м в год	1,0	1,9	3,2	5,2	7,3	8,1

Для целей нормирования поступления радионуклидов через органы дыхания в форме радиоактивных аэрозолей их химические соединения разделены на три типа в зависимости от скорости перехода радионуклида из легких в кровь:

- тип "М" (медленно растворимые соединения): при растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, наблюдается компонента активности радионуклида, поступающая в кровь со скоростью $0,0001 \text{ СУТ}^{-1}$;
- тип "П" (соединения, растворимые с промежуточной скоростью): при растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью $0,005 \text{ СУТ}^{-1}$;
- тип "Б" (быстро растворимые соединения): при растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью 100 СУТ^{-1} .

Для целей нормирования поступления радионуклидов через органы дыхания в форме радиоактивных газов выделены типы "Г" (Г1-Г3) газов и паров соединений некоторых элементов.

Приведенные в Приложениях 1 и 2 к НРБ-99/2009 значения дозовых коэффициентов, а также величин $\text{ПГП}_{\text{перс}}$, $\text{ПГП}_{\text{нас}}$, $\text{ДОА}_{\text{перс}}$, $\text{ДОА}_{\text{нас}}$ и для воздуха рассчитаны для аэрозолей с логарифмически нормальным распределением частиц по

активности при медианном по активности аэродинамическом диаметре 1 мкм и стандартном геометрическом отклонении, равном 2,5. В расчетах использована модель органов дыхания, рекомендованная Публикацией 66 МКРЗ.

В Приложении 1 к НРБ-99/2009 для персонала для случая поступления радионуклидов с вдыхаемым воздухом приведены значения дозового коэффициента, допустимого годового поступления $\text{ПГП}_{\text{перс}}$, допустимой среднегодовой объемной активности $\text{ДОА}_{\text{перс}}$. В Приложение 1 к НРБ-99/2009 не входят инертные газы, поскольку они являются источниками внешнего облучения, а также изотопы радона с продуктами их распада. Природные радионуклиды ^{87}Rb , ^{115}In , ^{144}Nd , ^{147}Sm и ^{187}Re не включены в таблицу, поскольку они нормируются по их химической токсичности. Из-за химической токсичности урана поступление через органы дыхания его соединений типов Б или П не должно превышать 2,5 мг в сутки и 500 мг в год.

Если химическая форма соединения данного радионуклида неизвестна, то следует использовать данные из Приложения 1 к НРБ-99/2009 для соединения с наибольшим значением величины дозового коэффициента и, соответственно, наименьшими значениями $\text{ПГП}_{\text{перс}}$ и $\text{ДОА}_{\text{перс}}$.

В Приложении 2 к НРБ-99/2009 для населения приведены:

а) для случая поступления радионуклидов с вдыхаемым воздухом - критическая возрастная группа, а также значения дозового коэффициента и предела годового поступления $\text{ПГП}_{\text{нас}}$ для этой же возрастной группы и типа соединений, для которых допустимая среднегодовая объемная активность $\text{ДОА}_{\text{нас}}$ оказалась наименьшей;

б) для случая поступления радионуклидов с пищей - критическая возрастная группа, значения дозового коэффициента и предела годового поступления $\text{ПГП}_{\text{нас}}$ для этой же группы, где $\text{ПГП}_{\text{нас}}$ наименьшее. Уровни вмешательства для радионуклидов в продуктах питания не приводятся и должны определяться по специальным методическим указаниям с учетом местных особенностей внутреннего и внешнего облучения населения.

В Приложении 2а к НРБ-99/2009 для населения приведены значения дозовых коэффициентов и уровни вмешательства при поступлении радионуклидов в организм взрослых людей с питьевой водой.

В таблицах 5.2.3 – 5.2.9 приведены числовые значения среднегодовых допустимых плотностей потоков частиц при внешнем облучении всего тела, кожи и хрусталика глаза лиц из персонала моноэнергетическими электронами (табл. 5.2.3-5.2.4), бета-частицами (табл. 5.2.5), моноэнергетическими фотонами (табл. 5.2.6-5.2.8) и моноэнергетическими нейтронами (табл. 5.2.9). Значения среднегодовых допустимых плотностей потоков частиц даны для широкого диапазона энергий излучения и двух наиболее вероятных геометрий облучения: изотропного (2π или 4π) поля излучения и падения параллельного пучка излучения на тело спереди (передне-задняя геометрия).

В таблице 5.2.10 приведены значения допустимого радиоактивного загрязнения поверхностей рабочих помещений и находящегося в них оборудования, кожных покровов, спецодежды, спецобуви и других средств индивидуальной защиты персонала. Для кожных покровов, спецодежды, спецобуви и других средств индивидуальной защиты нормируется общее (снимаемое и неснимаемое) радиоактивное загрязнение. В остальных случаях нормируется только снимаемое загрязнение.

Уровни общего радиоактивного загрязнения кожных покровов определены с учетом проникновения доли радионуклида в кожу и в организм. Расчет проведен в предположении, что общая площадь загрязнения не должна превосходить 300 см^2 .

В таблице 5.2.11 приведены допустимые уровни снимаемого радиоактивного загрязнения поверхности транспортных средств, используемых для перевозки радиоактивных веществ и материалов.

Таблица 5.2.3. Значения эквивалентной дозы и среднегодовые допустимые плотности потока моноэнергетических электронов для лиц из персонала при облучении кожи

Энергия электронов, МэВ	Эквивалентная доза в коже на единичный флюенс, 10(-10) Зв x см ²		Среднегодовая допустимая плотность потока ДПП_перс, см(-2) x с(-1)	
	*ИЗО	*ПЗ	*ИЗО	*ПЗ
0,07	0,3	2,2	2700	370

0,10	5,7	16,6	140	50
0,20	5,6	8,3	150	100
0,40	4,3	4,6	190	180
0,70	3,7	3,4	220	240
1,00	3,5	3,1	230	260
2,00	3,2	2,8	260	290
4,00	3,2	2,7	260	300
7,00	3,2	2,7	260	300
10,0	3,2	2,7	260	300

* ИЗО - изотропное (2π) поле излучения, ПЗ - облучение параллельным пучком в передне-задней геометрии.

Таблица 5.2.4. Значения эквивалентной дозы и среднегодовые допустимые плотности потока моноэнергетических электронов для лиц из персонала при облучении хрусталиков глаз

Энергия электронов, МэВ	Эквивалентная доза в хрусталике на единичный флюенс, $10(-10) \text{ Зв} \times \text{см}^2$		Среднегодовая допустимая плотность потока ДПП_перс, $\text{см}(-2) \times \text{с}(-1)$	
	*ИЗО	*ПЗ	*ИЗО	*ПЗ
0,80	0,08	0,45	3100	540

1,00	0,75	3,0	330	80
1,50	1,9	5,2	130	50
2,00	2,2	4,8	110	50
4,00	2,6	3,3	95	75
7,00	2,9	3,1	85	80
10,0	3,0	3,0	80	80

* ИЗО - изотропное (2π) поле излучения, ПЗ - облучение параллельным пучком в передне-задней геометрии.

Флюенс частиц Φ - отношение $dN/d\alpha$, где dN - количество частиц, падающих на сферу с площадью поперечного сечения $d\alpha$:

$$\Phi = dN/d\alpha, \text{ м}^{-2}$$

Плотность потока частиц n - отношение $dN/(d\alpha \cdot dt)$, где dN - количество частиц, падающих на сферу с площадью поперечного сечения $d\alpha$ за интервал времени dt :

$$n = dN/(d\alpha \cdot dt), \text{ м}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$$

Таблица 5.2.5. Значения эквивалентной дозы и среднегодовые допустимые плотности потока бета-частиц для лиц из персонала при контактном облучении кожи

Средняя энергия бета-спектра, МэВ	Эквивалентная доза в коже на единичный флюенс, 10(-10) Зв х см ²	Среднегодовая допустимая плотность потока ДПП_перс, см(-2) х с(-1)
0,05	1,0	820

0,07	1,8	450
0,10	2,6	310
0,15	3,4	240
0,20	3,8	215
0,30	4,3	190
0,40	4,5	180
0,50	4,6	180
0,70	4,8	170
1,00	5,0	165
1,50	5,2	160
2,00	5,3	155

Таблица 5.2.6. Значения эффективной дозы и среднегодовые допустимые плотности потока моноэнергетических фотонов для лиц из персонала при внешнем облучении всего тела

Энергия фотонов, МэВ	Эффективная доза на единичный флюенс, 10(-12) Зв х см ²		Среднегодовая допустимая плотность потока, ДПП_перс, см(-2) х с(-1)	
	*ИЗО	*ПЗ	*ИЗО	*ПЗ
1,0-2	0,0201	0,0485	1,63+05	6,77+04
1,5-2	0,0384	0,125	8,73+04	2,62+04
2,0-2	0,0608	0,205	5,41+04	1,62+04

3,0-2	0,103	0,300	3,24+04	1,08+04
4,0-2	0,140	0,338	2,31+04	9,65+03
5,0-2	0,165	0,357	1,99+04	9,12+03
6,0-2	0,186	0,378	1,77+04	8,63+03
8,0-2	0,230	0,440	1,42+04	7,44+03
1,0-1	0,278	0,517	1,18+04	6,33+03
1,5-1	0,419	0,752	7,79+03	4,33+03
2,0-1	0,581	1,00	5,61+03	3,28+03
3,0-1	0,916	1,51	3,54+03	2,17+03
4,0-1	1,26	2,00	2,59+03	1,63+03
5,0-1	1,61	2,47	2,02+03	1,32+03
6,0-1	1,94	2,91	1,69+03	1,12+03
8,0-1	2,59	3,73	1,26+03	8,73+02
1,0	3,21	4,48	1,01+03	7,33+02
2,0	5,84	7,49	5,63+02	4,38+02
4,0	9,97	12,0	3,28+02	2,73+02
6,0	13,6	16,0	2,38+02	2,05+02
8,0	17,3	19,9	1,89+02	1,64+02
10,0	20,8	23,8	1,56+02	1,38+02

* ИЗО - изотропное (4π) поле излучения, ПЗ - облучение параллельным пучком в передне-задней геометрии.

Таблица 5.2.7. Значения эквивалентной дозы и среднегодовые допустимые плотности потока моноэнергетических фотонов для лиц из персонала при облучении кожи

Энергия фотонов, МэВ	Эквивалентная доза в коже на единичный флюенс, 10(-12) Зв х см ²		Среднегодовая допустимая плотность потока ДПП_перс см(-2) х с(-1)	
	*ИЗО	*ПЗ	*ИЗО	*ПЗ
1,0-2	6,17	7,06	1,31+04	1,16+04
2,0-2	1,66	1,76	4,96+04	4,63+04
3,0-2	0,822	0,880	1,00+05	9,25+04
5,0-2	0,462	0,494	1,81+05	1,63+05
1,0-1	0,549	0,575	1,50+05	1,42+05
1,5-1	0,827	0,851	9,74+04	9,74+04
3,0-1	1,79	1,81	4,53+04	4,53+04
4,0-1	2,38	2,38	3,38+04	3,38+04
5,0-1	2,93	2,93	2,80+04	2,80+04
6,0-1	3,44	3,44	2,40+04	2,40+04
8,0-1	4,39	4,39	1,88+04	1,88+04
1,0	5,23	5,23	1,55+04	1,55+04
2,0	8,61	8,61	9,57+03	9,57+03
4,0	13,6	13,6	6,08+03	6,08+03
6,0	17,9	17,9	4,57+03	4,57+03
8,0	22,3	22,3	3,66+03	3,66+03
10,0	26,4	26,4	3,13+03	3,13+03

* ИЗО - изотропное (2π) поле излучения, ПЗ - облучение параллельным пучком в передне-задней геометрии.

Таблица 5.2.8. Значения эквивалентной дозы и среднегодовые допустимые плотности потока моноэнергетических фотонов для лиц из персонала при облучении хрусталиков глаз

Энергия фотонов, МэВ	Эквивалентная доза в хрусталике на единичный флюенс, 10(-12) Зв х см2		Среднегодовая допустимая плотность потока ДПП_перс см(-2) х с(-1)	
	*ИЗО	*ПЗ	*ИЗО	*ПЗ
1,0-2	0,669	2,23	3,66+04	1,08+04
1,5-2	0,749	2,06	3,29+04	1,16+04
2,0-2	0,622	1,53	3,97+04	1,60+04
3,0-2	0,375	0,865	6,55+04	2,85+04
4,0-2	0,275	0,571	9,07+04	4,27+04
5,0-2	0,239	0,459	1,03+05	5,33+04
6,0-2	0,234	0,431	1,06+05	5,67+04
8,0-2	0,264	0,476	9,05+04	5,16+04
1,0-1	0,326	0,568	7,26+04	4,34+04
1,5-1	0,545	0,857	4,59+04	2,88+04
2,0-1	0,762	1,16	3,31+04	2,11+04
3,0-1	1,20	1,77	2,09+04	1,39+04
4,0-1	1,59	2,33	1,54+04	1,06+04
5,0-1	2,00	2,86	1,24+04	8,64+03
6,0-1	2,39	3,32	1,04+04	7,34+03
8,0-1	3,10	4,21	7,90+03	5,87+03
1,0	3,76	4,96	6,53+03	4,91+03

2,0	6,64	7,93	3,68+03	3,09+03
4,0	11,1	12,1	2,20+03	2,00+03
6,0	15,1	15,6	1,62+03	1,57+03
8,0	19,1	19,1	1,29+03	1,29+03
10,0	23,0	22,3	1,06+03	1,10+03

* ИЗО - изотропное (4π) поле излучения, ПЗ - облучение параллельным пучком в передне-задней геометрии.

Таблица 5.2.9. Значения эффективной дозы и среднегодовые допустимые плотности потока моноэнергетических нейтронов для лиц из персонала при внешнем облучении всего тела

Энергия нейтронов, МэВ	Эффективная доза на единичный флюенс, 10(-12) Зв х см ²		Среднегодовая допустимая плотность потока, ДПП_перс, см(- 2) х с(-1)	
	*ИЗО	*ПЗ	*ИЗО	*ПЗ
тепловые нейтроны	3,30	7,60	9,90+2	4,30+2
1,0-7	4,13	9,95	7,91+2	3,28+2
1,0-6	5,63	1,38+1	5,80+2	2,37+2
1,0-5	6,44	1,51+1	5,07+2	2,16+2
1,0-4	6,45	1,46+1	5,07+2	2,24+2
1,0-3	6,04	1,42+1	5,41+2	2,30+2
1,0-2	7,70	1,83+1	4,24+2	1,79+2
2,0-2	1,02+1	2,38+1	3,20+2	1,37+2
5,0-2	1,73+1	3,85+1	1,89+2	8,49+1
1,0-1	2,72+1	5,98+1	1,20+2	5,46+1

2,0-1	4,24+1	9,90+1	7,71+1	3,30+1
5,0-1	7,50+1	1,88+2	4,36+1	1,74+1
1,0	1,16+2	2,82+2	2,82+1	1,16+1
1,2	1,30+2	3,10+2	2,51+1	1,05+1
2,0	1,78+2	3,83+2	1,84+1	8,53
3,0	2,20+2	4,32+2	1,49+1	7,56
4,0	2,50+2	4,58+2	1,31+1	7,13
5,0	2,72+2	4,74+2	1,20+1	6,89
6,0	2,82+2	4,83+2	1,16+1	6,76
7,0	2,90+2	4,90+2	1,13+1	6,67
8,0	2,97+2	4,94+2	1,10+1	6,61
10	3,09+2	4,99+2	1,06+1	6,55
14	3,33+2	4,96+2	9,81	6,59
20	3,43+2	4,80+2	9,52	6,81

* ИЗО - изотропное (4π) поле излучения, ПЗ - облучение параллельным пучком в передне-задней геометрии.

Таблица 5.2.10. Допустимые уровни радиоактивного загрязнения поверхностей рабочих помещений и находящегося в них оборудования, кожных покровов, спецодежды, спецобуви и других средств индивидуальной защиты персонала, $\text{част} / (\text{см}^2 \cdot \text{мин})$

Объект загрязнения	Альфа-активные нуклиды*		Бета-активные нуклиды*
	отдельные**	прочие	

Неповрежденная кожа, спецбелье, полотенца, внутренняя поверхность лицевых частей средств индивидуальной защиты	2	2	200****
Основная спецодежда, внутренняя поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, наружная поверхность спецобуви	5	20	2000
Поверхности помещений постоянного пребывания персонала и находящегося в них оборудования	5	20	2000
Поверхности помещений периодического пребывания персонала и находящегося в них оборудования	50	200	10000
Наружная поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, снимаемых в саншлюзах	50	200	10000

Примечания:

* Для кожных покровов, спецодежды, спецобуви и других средств индивидуальной защиты нормируется общее (снимаемое и неснимаемое) радиоактивное загрязнение. В остальных случаях нормируется только снимаемое загрязнение.

** К отдельным относятся альфа-активные нуклиды, среднегодовая допустимая объемная активность которых в воздухе рабочих помещений ДОО $< 0,3 \text{ Бк/м}^3$.

**** для $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y} - 40 \text{ част}/(\text{см}^2 \cdot \text{мин})$.

Таблица 5.2.11. Допустимые уровни снимаемого радиоактивного загрязнения поверхности транспортных средств, используемых для перевозки радиоактивных веществ и материалов, част/(см²·мин)

Объект загрязнения	Вид загрязнения			
	Снимаемое (нефиксированное)		Неснимаемое (фиксированное)	
	альфа-активные радионуклиды	бета-активные радионуклиды	альфа-активные радионуклиды	бета-активные радионуклиды
Наружная поверхность транспортного средства и охранной тары контейнера	1,0	10	Не регламентируется	200*
Внутренняя поверхность охранной тары и наружная поверхность транспортного контейнера	1,0	100	Не регламентируется	2000

* для $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y} - 40 \text{ част}/(\text{см}^2 \cdot \text{мин})$.

5.3. Радиационная авария

В соответствии со статьей 1 Федерального закона от 09.01.1996 N 3-ФЗ "О радиационной безопасности населения" радиационная авария - потеря управления источником ионизирующего излучения, вызванная неисправностью оборудования, неправильными действиями работников (персонала), стихийными бедствиями или иными причинами, которые могли привести или привели к облучению людей выше установленных норм или к радиоактивному загрязнению окружающей среды.

В случае возникновения аварии должны быть приняты практические меры для восстановления контроля над источником излучения и сведения к минимуму доз

облучения, количества облученных лиц, радиоактивного загрязнения окружающей среды, экономических и социальных потерь, вызванных радиоактивным загрязнением.

При радиационной аварии или обнаружении радиоактивного загрязнения ограничение облучения осуществляется защитными мероприятиями, применимыми, как правило, к окружающей среде и (или) к человеку. Эти мероприятия могут приводить к нарушению нормальной жизнедеятельности населения, хозяйственного и социального функционирования территории. При планировании защитных мероприятий необходимо обеспечивать максимально возможное превышение пользы от снижения дозы облучения над ущербом, связанным с проведением этих мероприятий.

Если предполагаемая доза излучения за короткий срок (2 суток) достигает уровней, при превышении которых возможны детерминированные эффекты (табл. 5.3.1), необходимо срочное вмешательство (меры защиты).

Таблица 5.3.1. Прогнозируемые уровни облучения, при которых необходимо срочное вмешательство

Орган или ткань	Поглощенная доза в органе или ткани за 2 суток, Гр
Все тело	1
Легкие	6
Кожа	3
Щитовидная железа	5
Хрусталик глаза	2
Гонады	3
Плод	0,1

При хроническом облучении в течение жизни защитные мероприятия становятся обязательными, если годовые поглощенные дозы превышают значения, приведенные в таблице 5.3.2. Превышение этих доз приводит к серьезным детерминированным эффектам.

Таблица 5.3.2. Уровни вмешательства при хроническом облучении

Орган или ткань	Годовая поглощенная доза, Гр
Гонады	0,2
Хрусталик глаза	0,1
Красный костный мозг	0,4

Уровни вмешательства для временного отселения населения составляют: для начала временного отселения - 30 мЗв в месяц, для окончания временного отселения 10 мЗв в месяц. Если прогнозируется, что накопленная за один месяц доза будет находиться выше указанных уровней в течение года, следует решать вопрос об отселении населения на постоянное место жительства.

При проведении противорадиационных вмешательств пределы доз (табл. 5.1.2) не применяются. При планировании защитных мероприятий на случай радиационной аварии федеральным органом исполнительной власти, уполномоченным осуществлять государственный санитарно-эпидемиологический надзор, территориальными подразделениями федеральных органов исполнительной власти, осуществляющих государственный санитарно-эпидемиологический надзор, устанавливаются уровни вмешательства (дозы и мощности доз облучения, уровни радиоактивного загрязнения) применительно к конкретному радиационному объекту и условиям его размещения с учетом вероятных типов аварии, сценариев развития аварийной ситуации и складывающейся радиационной обстановки.

При аварии, повлекшей за собой радиоактивное загрязнение обширной территории, на основании контроля и прогноза радиационной обстановки устанавливается зона радиационной аварии. В зоне радиационной аварии проводится контроль радиационной обстановки и осуществляются мероприятия по снижению уровней облучения населения.

Принятие решений о мерах защиты населения в случае крупной радиационной аварии с радиоактивным загрязнением территории проводится на основании сравнения прогнозируемой дозы, предотвращаемой защитным мероприятием, и уровней загрязнения с уровнями А и Б, приведенными в табл. 5.3.3 – 5.3.5.

Таблица 5.3.3. Критерии для принятия неотложных решений в начальном периоде радиационной аварии

Меры защиты	Предотвращаемая доза за первые 10 суток, мГр			
	на все тело		щитовидная железа, легкие, кожа	
	уровень А	уровень Б	уровень А	уровень Б
Укрытие	5	50	50	500
Йодная профилактика:				
	взрослые	-	-	250*
дети	-	-	100*	1000*
Эвакуация	50	500	500	5000

* Только для щитовидной железы

Таблица 5.3.4. Критерии для принятия решений об отселении и ограничении потребления загрязненных пищевых продуктов

Меры защиты	Предотвращаемая эффективная доза, мЗв	
	уровень А	уровень Б
Ограничение потребления загрязненных пищевых продуктов и питьевой воды	5 за первый год	50 за первый год
	1 /год в последующие годы	10 /год в последующие годы
Отселение	50 за первый год	500 за первый год
	1000 за все время отселения	

Если уровень облучения, предотвращаемого защитным мероприятием, не превосходит уровень А, нет необходимости в выполнении мер защиты, связанных с нарушением нормальной жизнедеятельности населения, а также хозяйственного и социального функционирования территории.

Таблица 5.3.5. Критерии для принятия решений об ограничении потребления загрязненных продуктов питания в первый год после возникновения аварии

Радионуклиды	Удельная активность радионуклида в пищевых продуктах, кБк/кг	
	уровень А	уровень Б
(131)I, (134)Cs, (137)Cs	1	10
(90)Sr	0,1	1,0
(238)Pu, (239)Pu, (241)Am	0,01	0,1

Если предотвращаемое защитным мероприятием облучение превосходит уровень А, но не достигает уровня Б, решение о выполнении мер защиты принимается по принципам обоснования и оптимизации с учетом конкретной обстановки и местных условий.

Если уровень облучения, предотвращаемого защитным мероприятием, достигает и превосходит уровень Б, необходимо выполнение соответствующих мер защиты, даже если они связаны с нарушением нормальной жизнедеятельности населения, хозяйственного и социального функционирования территории.

На поздних стадиях радиационной аварии, повлекшей за собой загрязнение обширных территорий долгоживущими радионуклидами, решения о защитных мероприятиях принимаются с учетом сложившейся радиационной обстановки и конкретных социально-экономических условий.

5.4. Эффективная удельная активность природных радионуклидов

Естественная радиация в природе существовала всегда. Одним из ее источников является излучение земной коры. В ее толще залегают породы, из которых производят различные строительные материалы, многие из которых до сих пор хранят следы радиоактивного прошлого нашей планеты.

Естественная радиоактивность строительных материалов обусловлена содержанием в них природных радионуклидов, а именно: радия-226, тория-232, калия-40. В трех радиоактивных семействах: урана (^{238}U), тория (^{232}Th) и актиния (^{235}Ac) в процессах радиоактивного распада постоянно образуется 40 радиоактивных изотопов. Радиационное загрязнение строительных материалов может быть обусловлено не только его происхождением, но и привнесением в него из окружающей среды радиоактивных веществ-загрязнителей.

Любое минеральное сырье, используемое в строительстве, содержит радиоактивные вещества в различной концентрации (природная радиоактивность). Она присутствует как в сырье (щебень, песок, цемент и пр.), так и в готовой продукции (кирпич, керамическая плитка, искусственные камни, облицовочные плиты и т.д.).

К наиболее «фонящим» строительным материалам причисляют: гранит, кварцевый диорит, графит, туф, пемзу - все они выделяют достаточно большое количество радона, поэтому для внутренней отделки перечисленные материалы лучше не использовать. Кирпич, бетон и дерево в этом смысле считаются сравнительно безопасными. Причем радиоактивность силикатного кирпича ниже красного. Относительно невысока удельная активность радионуклидов у карбонатных горных пород – мрамора и известняка. Средним уровнем естественной радиоактивности отличаются песок и гравий. Уровень радиации стекловолокна, фосфогипса обычно находится в допустимых пределах, но ради собственной безопасности его необходимо проверять.

Радиационную активность строительных материалов можно определить по их химическому составу и содержанию тяжелых металлов, изотопы которых наиболее радиационно активны. Радиационный контроль строительных материалов и изделий носит многоуровневый характер, он проводится как на местах добычи минерального сырья (на карьерах), так и на предприятиях, занятых изготовлением строительных материалов (производственный контроль). В соответствии с федеральным законодательством в рассматриваемой сфере деятельности дирекция предприятий - изготовителей строительных материалов должна обеспечить тщательный контроль входящего сырья и выборочный - для готовых изделий.

На территории Российской Федерации контроль радиационной безопасности строительных материалов осуществляется в соответствии со следующими Федеральными законами:

1. №3-ФЗ «О радиационной безопасности населения»;
2. №52-ФЗ «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения».

В соответствии с Федеральным законом «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» №52-ФЗ от 30.03.99 г., «Государственные санитарно-эпидемиологические правила и нормативы - нормативные правовые акты, устанавливающие санитарно-эпидемиологические требования (в том числе критерии безопасности и (или) безвредности факторов среды обитания для человека, гигиенические и иные нормативы), несоблюдение которых создает угрозу жизни или здоровью человека, а также угрозу возникновения и распространения заболеваний (статья 1)». «Соблюдение санитарных правил является обязательным для граждан, индивидуальных

предпринимателей и юридических лиц» (статья 39)». «За нарушение санитарного законодательства устанавливается дисциплинарная, административная и уголовная ответственность» (статья 55)».

Также основными нормативными документами для определения радиационной безопасности строительных материалов являются: СП 2.6.1.758-99 «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99)» и ГОСТ 30108-94 «Материалы и изделия строительные. Определение удельной эффективной активности естественных радионуклидов».

В соответствии с данным ГОСТом, естественные радионуклиды (ЕРН) - основные радиоактивные нуклиды природного происхождения, содержащиеся в строительных материалах: радий (^{226}Ra), торий (^{232}Th), калий (^{40}K);

В стандарте прописаны способы измерения удельной эффективной активности радионуклидов и в зависимости от значений, выделены классы строительных материалов.

Удельная эффективная активность ЕРН (Аэфф) - суммарная удельная активность ЕРН в материале, определяемая с учетом их биологического воздействия на организм человека.

При продаже строительных материалов и изделий производители должны обеспечить потребителя сопроводительной документацией (инструкции по использованию, паспорт качества, сертификат соответствия и др.), необходимой для оценки возможных рисков причинения вреда и принятия им соответствующих мер безопасности.

Для опасных строительных материалов и изделий необходимые меры безопасности должны быть указаны изготовителем в паспорте качества, включаемом в состав сопроводительной документации при реализации продукции.

В паспорте радиационного качества выставляется класс строительного материала и возможность применения.

Составить представление о сравнительной радиационной опасности некоторых строительных материалов из природного камня, которые в последние годы особо популярны и широко используются при новом строительстве и реконструкции старого жилья, можно с помощью установки спектрометрической МКС-01А «МУЛЬТИРАД» с гамма-спектрометрическим трактом «МУЛЬТИРАД-гамма».

Критерием оценки является удельная эффективная активность (Аэфф.), по которой устанавливается принадлежность материала к 1, 2 или 3 классу и определяются возможные области его использования. Данные характеристики указываются в гигиенических сертификатах на строительные материалы.

Эффективная удельная активность (Аэфф) природных радионуклидов в строительных материалах (щебень, гравий, песок, камень, цементное и кирпичное сырье и пр.), добываемых на их месторождениях или являющихся побочным продуктом промышленности, а также отходы промышленного производства, используемые для изготовления строительных материалов (золы, шлаки и пр.), не должна превышать:

- материалы I класса (до 370 Бк/кг) могут применяться на строительстве любых объектов, в том числе жилья,
- материалы II класса (до 740 Бк/кг) - в промышленном строительстве, строительстве дорог в пределах населенных пунктов.
- материалы III класса (до 1500 Бк/кг) могут использоваться для строительства дорог за пределами населенных пунктов.

Экологичность строительных и отделочных материалов в последние годы стала одним из главных маркетинговых ходов производителей в рекламе своих товаров. Многие строительные и отделочные материалы продавцы и производители называют экологичными несмотря на то, что в их состав входят токсичные для человека составляющие.

В середине 90-х годов, когда участились случаи повышенного содержания радона в сдаваемых в эксплуатацию домах, специалисты пришли к выводу, что это связано с повышенным содержанием радионуклидов в строительных материалах. В результате был значительно изменен порядок радиационного контроля стройматериалов.

Радиоактивность материала может быть связана с его месторождением или получена дополнительно с использованием сырья из каменоломен, карьеров и т.п., расположенных вблизи зон техногенного радиационного загрязнения литосферы. Таким образом, радиационное загрязнение строительных материалов может быть обусловлено не только его происхождением, но и привнесением в него из окружающей среды радиоактивных веществ-загрязнителей. В каждом случае это отрицательное свойство можно диагностировать по химическому составу материала.

Любое минеральное сырье, используемое в строительстве, содержит радиоактивные вещества в различной концентрации. Это так называемая природная радиоактивность. Она присутствует как в сырье (щебень, песок, цемент и пр.), так и в готовой продукции (кирпич, керамическая плитка, железобетонные конструкции, товарный бетон и растворы, искусственные камни, облицовочные плиты).

Большинство строительных материалов непосредственно являются природными компонентами экосистемы и поэтому имеют свои специфические радиационные свойства.

Например, все строительные материалы минерального состава содержат в различном количестве химические элементы, изотопы которых радиоактивны. Наиболее опасными в этом отношении могут быть строительные материалы из природного камня и материалы на основе минеральных вяжущих. Кроме того, необходимо знать, что для одного и того же вида материала показатели по радиоактивности могут отличаться в зависимости от местоположения месторождения, поэтому возможен некоторый разброс данных от средних фоновых значений. Радиационную активность строительных материалов можно прогнозировать по их химическому составу и содержанию в них называемых элементов тяжелых металлов, изотопы которых наиболее радиационно активны.

Естественная радиоактивность строительных материалов обусловлена содержанием в них природных радионуклидов, а именно: радия-226, тория-232, калия-40.

В трех радиоактивных семействах: урана (^{238}U), тория (^{232}Th) и актиния (^{235}Ac) в процессах радиоактивного распада постоянно образуется 40 радиоактивных изотопов. Средняя эффективная эквивалентная доза внешнего облучения, которую человек получает за год от земных источников, составляет около 0.35 мЗв, т.е. чуть больше средней индивидуальной дозы, обусловленной облучением из-за космического фона на уровне моря.

Однако уровень земной радиации неодинаков в различных районах. Так, например, в 200 километрах к северу от Сан-Пауло (Бразилия) есть небольшая возвышенность, где уровень радиации в 800 раз превосходит средний и достигает 260 мЗв в год. На юго-западе Индии 70 000 человек живут на узкой прибрежной полосе, вдоль которой тянутся пески, богатые торием. Эта группа лиц получает в среднем 3.8 мЗв в год на человека. Как показали исследования, во Франции, ФРГ, Италии, Японии и США около 95% населения живут в местах с дозой облучения от 0.3 до 0.6 мЗв в год. Около 3% получает в среднем 1 мЗв в год и около 1.5% более 1.4 мЗв в год.

Если человек находится в помещении, доза внешнего облучения изменяется за счет двух противоположно действующих факторов:

- 1) Экранирование внешнего излучения зданием.
- 2) Облучение за счет естественных радионуклидов, находящихся в материалах, из которого построено здание.

В зависимости от концентрации изотопов ^{40}K , ^{226}Ra и ^{232}Th в различных строительных материалах мощность дозы в домах изменяется от $4 \cdot 10^{-8}$ до $12 \cdot 10^{-8}$ Гр/ч. В среднем в кирпичных, каменных и бетонных зданиях мощность дозы в 2-3 раза выше, чем в деревянных.

В организме человека постоянно присутствуют радионуклиды земного происхождения, поступающие через органы дыхания и пищеварения. Наибольший вклад в формирование дозы внутреннего облучения вносят ^{40}K , ^{87}Rb , и нуклиды рядов распада ^{238}U и ^{232}Th .

Средняя доза внутреннего облучения за счет радионуклидов земного происхождения составляет 1.35 мЗв/год. Наибольший вклад (около 3/4 годовой дозы) дают не имеющий вкуса и запаха тяжелый газ радон и продукты его распада. Поступив в организм при вдохе, он вызывает облучение слизистых тканей легких. Радон высвобождается из земной коры повсеместно, но его концентрации в наружном воздухе существенно различаются для различных точек Земного шара. Однако большую часть дозы облучения от радона человек получает, находясь в закрытом непроветриваемом помещении. В зонах с благоприятным климатом концентрация радона в закрытых помещениях в среднем примерно в 8 раз выше, чем в наружном воздухе. Источниками радона являются также строительные материалы. Так, например, большой удельной радиоактивностью обладают гранит и пемза, кальций-силикатный шлак и ряд других материалов. Радон проникает в помещение из земли и через различные трещины в межэтажных перекрытиях, через вентиляционные каналы и т.д. Источниками поступления радона в жилые помещения являются также природный газ и вода (таблица 5.4.1).

Таблица 5.4.1. Мощность излучения различных источников радона

Источник радона	Мощность излучения, кБк/сут
Природный газ	3
Вода	4
Наружный воздух	10
Стройматериалы и грунт под зданием	60

Доля домов, внутри которых концентрация радона и его ядерных продуктов равна от 103 до 104 Бк/см³, составляет от 0.01 до 0.1% в различных странах. Это означает, что значительное число людей подвергаются заметному облучению из-за высокой концентрации радона внутри домов, где они живут.

Таким образом, эффективная доза от внутреннего облучения за счет естественных источников (1.35 мЗв/год) в среднем примерно в два раза превышает дозу внешнего облучения от них (0.65 мЗв/год). Следовательно, суммарная доза внешнего и внутреннего облучения от естественных источников радиации в среднем равна 2 мЗв/год. Для отдельных контингентов населения она может быть выше. Причем максимальное превышение над средним уровнем может достигать одного порядка.

Требования НРБ-99 и ГОСТ к содержанию радионуклидов в строительных материалах

Контроль радиационной безопасности строительных материалов на территории России проводится в соответствии с Федеральными законами «О радиационной безопасности населения» и «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения».

В соответствии с Федеральным законом «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» № 52-ФЗ от 30.03.99 г., «государственные санитарно-эпидемиологические правила и нормативы - нормативные правовые акты, устанавливающие санитарно-эпидемиологические требования (в том числе критерии безопасности и (или) безвредности факторов среды обитания для человека, гигиенические и иные нормативы), несоблюдение которых создает угрозу жизни или здоровью человека, а также угрозу возникновения и распространения заболеваний».

«Соблюдение санитарных правил является обязательным для граждан, индивидуальных предпринимателей и юридических лиц» (статья 39).

«За нарушение санитарного законодательства устанавливается дисциплинарная, административная и уголовная ответственность» (статья 55).

В соответствии с федеральным законом «О радиационной безопасности населения» № 3-ФЗ от 09.01.96 г. «Радиационная безопасность населения - состояние защищенности настоящего и будущего поколений людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующего излучения» (статья 1).

«Граждане Российской Федерации, иностранные граждане и лица без гражданства, проживающие на территории Российской Федерации, имеют право на радиационную безопасность. Это право обеспечивается за счет проведения комплекса мероприятий по предотвращению радиационного воздействия на организм человека ионизирующего излучения выше установленных норм, правил и нормативов.» (статья 22).

Основными нормативными документами для определения радиационной безопасности строительных материалов являются: СП 2.6.1.758-99 «Нормы радиационной

безопасности (НРБ-99)» и ГОСТ 30108-94 «Материалы и изделия строительные. Определение удельной эффективной активности естественных радионуклидов».

ГОСТ 30108-94

ГОСТ 30108-94 введен в действие 1 января 1995 г. Постановлением Госстроя России от 30 июня 1994 г. № 18-48.

В соответствии с данным ГОСТом, естественные радионуклиды (ЕРН) - основные радиоактивные нуклиды природного происхождения, содержащиеся в строительных материалах: радий (^{226}Ra), торий (^{232}Th), калий (^{40}K).

В стандарте прописаны способы измерения удельной эффективной активности радионуклидов и в зависимости от значений, выделены классы строительных материалов.

Удельная эффективная активность ЕРН (Аэфф) - суммарная удельная активность ЕРН в материале, определяемая с учетом их биологического воздействия на организм человека.

Стандарт устанавливает экспрессный и лабораторный методы определения удельной эффективной активности ЕРН в строительных материалах и изделиях

Экспрессный метод предназначен для проведения:

- периодического и входного контроля сыпучих строительных материалов и отходов промышленного производства, а также строительных изделий в соответствии с действующими нормативными документами;
- предварительной оценки разрабатываемых горных пород в карьере.

Условием применения экспрессного метода является отсутствие загрязнения материалов и изделий техногенными радионуклидами.

Лабораторный метод предназначен для:

- установления класса строительного материала (изделия);
- уточнения класса строительного материала (изделия) в случае получения граничных значений по экспрессному методу;
- сертификации продукции.

В соответствии с ГОСТом, результаты определения удельной эффективной активности ЕРН в материалах заносят в журнал, в котором должны быть указаны:

- наименование материала;
- наименование предприятия-изготовителя или предприятия-потребителя;

- местоположение точек отбора пробы;
- даты отбора пробы и проведения измерений;
- удельные активности радия, калия, тория с погрешностями;
- удельная эффективная активность с погрешностью;
- фамилия, должность и подпись лица, проводившего измерения.

После проведения испытаний определяют класс строительных материалов. По удельной эффективной активности природных радионуклидов строительные материалы делятся на 4 класса. Материалы I класса (до 370 Бк/кг) могут применяться на строительстве любых объектов, в том числе жилья, материалы II класса (до 740 Бк/кг) - в промышленном строительстве, строительстве дорог в пределах населенных пунктов. Материалы III класса (до 1500 Бк/кг) могут использоваться для строительства дорог за пределами населенных пунктов, а материалы IV класса - применяться только по специальному разрешению Федеральной службы Роспотребнадзора. (см. таблицу 5.4.2).

Таблица 5.4.2. Критерии для принятия решения об использовании строительных материалов согласно гигиеническим нормативам.

Удельная эффективная активность (Аэфф), Бк/кг	Класс материала	Область применения
До 370	I	Все виды строительства
Св. 370 до 740	II	Дорожное строительство в пределах населенных пунктов и зон перспективной застройки, строительство производств. сооружений
От 740 до 2800	III	Дорожное строительство вне населенных пунктов
Св. 2800	IV	Вопрос об использовании материала решается по согласованию с Роспотребнадзором

С введением ГОСТ 30108-94 «Материалы и изделия строительные. Определение удельной эффективной активности естественных радионуклидов» обязательно проводятся исследования образцов строительных материалов на удельную эффективную активность естественных радионуклидов Радия-226, Тория-232 и Калия-40. Критерием оценки является удельная эффективная активность (Аэфф.), по которой устанавливается

принадлежность материала к 1, 2 или 3 классу и определяются возможные области его использования. Эти характеристики указываются в гигиенических сертификатах на строительные материалы.

Рост требований к экологически безопасному строительству связан не просто с созданием комфортной среды проживания в доме, но и с обеспечением полной безопасности жилища для здоровья человека. Установление класса материала по радиационной безопасности в настоящее время сводится только к определению эффективной удельной активности естественных радионуклидов (ЕРН). Однако ЕРН не в полной мере характеризует, например, опасность радоновыделения. Материалы, относящиеся к безопасным по ЕРН, могут оказаться крайне опасными по радону за счет его высокой эманерирующей способности.

Важность экологической оценки строительных материалов по показателю ослабления ими гамма-излучения связана с проблемами радиационного загрязнения отдельных территорий в городе и, следовательно, возможным повышением радиационного фона на площадках нового строительства и реконструируемых зданий.

Радиационный контроль строительных материалов и изделий носит многоуровневый характер, он проводится как на местах добычи минерального сырья (на карьерах), так и на предприятиях, занятых изготовлением строительных материалов (производственный контроль). В соответствии с федеральным законодательством в рассматриваемой сфере деятельности администрация предприятий - изготовителей строительных материалов должна обеспечить сплошной контроль входящего сырья и выборочный - для готовых изделий.