

**КОММЕНТАРИИ
К НОРМАМ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ
(НРБ-99-2009)**

Комментарий подготовлен коллективом авторов.: д.м.н. Романович И.К., д.б.н. Балонов М.И., Барковский А.Н., к.т.н. Брук Г.Я., д.м.н. Вишнякова Н.М., к.т.н. Константинов Ю.О., д.б.н. Репин В.С., к.т.н. Стамат И.П. (ФГУН «Санкт-Петербургский научно-исследовательский институт радиационной гигиены имени профессора П.В.Рамзаева), Горский А.А. (Роспотребнадзор), д.т.н. Иванов В.К. (РНКРЗ), к.т.н. Кочетков О.А. (ФМБЦ имени А.И. Бурназяна), к.т.н. Панфилов А.П. (Госкорпорация «Росатом»), Беликов А.Д. (ОАО «Концерн «Энергоатом»).

Комментарий предназначен для специалистов в области обеспечения радиационной безопасности персонала, населения и окружающей природной среды, а также для врачей-гигиенистов и организаторов здравоохранения, занимающихся вопросами охраны здоровья людей от воздействия ионизирующего излучения с целью применения на практике требований НРБ-99/2009. Дано авторское толкование принятым нормируемым величинам, положениям и требованиям, регламентируемым указанным нормативным документом.

Оглавление

Введение	4
Общие изменения по всему тексту НРБ-99/2009, по сравнению с НРБ-99	8
Комментарии к основному тексту НРБ-99/2009.	8
<i>Раздел 1. Область применения</i>	8
<i>Раздел 2. Общие положения</i>	9
<i>Раздел 3. Требования к ограничению техногенного облучения в контролируемых условиях</i>	13
<i>3.1. Нормальные условия эксплуатации источников излучения</i>	15
<i>3.2. Планируемое повышенное облучение</i>	17
<i>Раздел 4. Требования к защите от природного облучения в производственных условиях</i>	18
<i>Раздел 5. Требования к ограничению облучения населения</i>	22
<i>5.1. Общие положения</i>	23
<i>5.2. Ограничение техногенного облучения в нормальных условиях</i>	23
<i>5.3. Ограничение природного облучения</i>	24
<i>5.4. Ограничение медицинского облучения</i>	42
<i>5.4.1. Обоснование медицинских процедур, связанных с облучением</i>	42
<i>5.4.2. Защита беременных женщин и детей</i>	43
<i>5.4.3. Защита участников рентгенорадиологических исследований</i>	45
<i>5.4.4. Защита лиц, которые помогают в уходе за пациентами или проживают с ними</i>	46
<i>5.4.5. Требования безопасности при выписке пациентов после курса радионуклидной терапии или брахитерапии с имплантацией закрытых источников</i>	48
<i>5.4.6. Требования безопасности при патологоанатомическом исследовании и кремации тела</i>	49
<i>5.4.8. Определение и регистрация дозы у лиц, подвергающихся медицинскому облучению</i>	52
<i>5.4.8. Определение и регистрация дозы у лиц, подвергающихся медицинскому облучению</i>	53
<i>6. Ограничение облучения населения в условиях радиационной аварии</i>	56
<i>7. Требования к контролю за выполнением Норм</i>	73
<i>8. Значения допустимых уровней радиационного воздействия</i>	80
Термины и определения	80
Литература	84

Введение

В мае 2007 года Российская научная комиссия по радиационной защите (РНКРЗ) приняла решение о создании аналитической группы РНКРЗ для оценки необходимости корректировки действующих НРБ-99 с целью приведения их в соответствие с новыми Рекомендациями МКРЗ (103 Публикация) и стандартами МАГАТЭ. Возглавил аналитическую группу РНКРЗ академик РАМН А.Ф.Цыб в составе М.И.Балонова, Е.К.Василенко, В.К.Иванова, О.А.Кочеткова, В.А.Кутькова, И.И.Линге, А.П.Панфилова, Г.С.Перминовой, И.К.Романовича. По результатам работы аналитической группы 15 октября 2007 года РНКРЗ приняло решение о необходимости гармонизации нормативной базы обеспечения радиационной безопасности в Российской Федерации с новыми Рекомендациями МКРЗ и Нормами МАГАТЭ, выпущенными в 1996 – 2007 годах, и с учетом положений отечественного документа «Основы государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2010 года и дальнейшую перспективу». РНКРЗ рекомендовало в ближайшие 2-3 года разработать новую редакцию Норм радиационной безопасности, основывающуюся на НРБ-99, с учетом Рекомендаций МКРЗ и требований Норм МАГАТЭ. Это решение РНКРЗ было доведено до руководителей всех заинтересованных министерств и ведомств.

В 2008 году приказами Роспотребнадзора от 10.09.2008 г. № 316, от 26.09.2008 г. № 341, от 30.10.2008 г. № 431 создана межведомственная рабочая группа по разработке проекта норм радиационной безопасности (НРБ-2009). Руководителем рабочей группы назначен директор Санкт-Петербургского научно-исследовательского института радиационной гигиены имени профессора П.В.Рамзаева Федеральной службы по надзору в сфере защиты прав потребителей и благополучия человека (ФГУН НИИРГ) Романович И.К. Всего в рабочую группу по предложениям 12 министерств

и ведомств включено 46 человек, в том числе и члены аналитической группы РНКРЗ.

На совещаниях рабочей группы по разработке проекта нового НРБ, в котором принимали участие специалисты от 12 министерств и ведомств, входящих в рабочую группу, было отмечено, что в Российской Федерации выстроена система гигиенических нормативов в области обеспечения радиационной безопасности населения, которая основана на достижениях Российской и мировой науки и соответствует принятым на момент ее создания международным рекомендациям в этой области. Гигиенические нормативы составляют основу системы обеспечения радиационной безопасности на территории Российской Федерации, которая обеспечила высокую эффективность и приемлемый уровень радиационной безопасности населения.

В свете решения о переработке одного из основополагающих документов в области обеспечения радиационной безопасности России, НРБ-99, рабочая группа основной своей задачей считала сохранение и совершенствование основных положений действующей системы гигиенических нормативов и системы обеспечения радиационной безопасности в Российской Федерации с учетом опыта применения Российских правовых актов и рекомендаций международных организаций последнего десятилетия.

При подготовке новой редакции НРБ рабочая группа исходила из следующих предпосылок:

- рекомендации 60 Публикации МКРЗ 1990 года, которая была во многом революционна, Россией практически реализованы в НРБ-96 и НРБ-99;

- Рекомендации МКРЗ 2007 года (Публикация 103) являются эволюционным развитием Рекомендаций МКРЗ 1990 года (Публикация 60), а также резюмируют важные положения Публикаций МКРЗ, вышедших после 1990 года. Часть из них Россией также реализована в НРБ-99;

- требуют тщательной проработки и реализации в наших нормативных документах Публикации МКРЗ, вышедшие в свет после 1998 года, а это более 10 Публикаций;

- Рекомендации МКРЗ 2007 года, Публикации МКРЗ, выпущенные после выхода в свет действующих НРБ-99, стандарты МАГАТЭ, документы ВОЗ, в частности по качеству питьевой воды, вносят целый ряд важных изменений и уточнений в основы обеспечения радиационной безопасности населения, включая защиту при медицинском, аварийном и существующем облучениях;

- действующие Нормы не лишены недостатков и упущений, что выявилось за 10-летний период практического использования НРБ-99. Для их устранения необходимо собрать и проанализировать все предложения по внесению изменений в НРБ и ОСПОРБ от заинтересованных министерств и ведомств, а также от ведущих учреждений, ученых и практиков.

- как по содержательной части, так и по структуре НРБ следует больше придерживаться стандартов МАГАТЭ, и не акцентировать внимание на 103 Публикацию;

- в связи с окончанием в июле 2009 года 10-летнего срока действия НРБ-99, отсутствием в период работы над проектом нового НРБ официального перевода Рекомендаций МКРЗ (103 Публикации), ожидаемом выходе в свет в 2010-2011 годах новых стандартов МАГАТЭ, принято решение о разработке проекта НРБ, в основном, с учетом отечественного опыта и правоприменительной практики. Коренную переработку НРБ

отложить на 2-3 года, до выхода основных стандартов МАГАТЭ, в которых будут учтены Рекомендации МКРЗ (103 Публикация).

- кардинальное изменение изложения проекта НРБ, по сравнению с существующими НРБ-99, вызовет затруднения у практиков по их использованию. В этой связи предлагается по возможности придерживаться структуры НРБ-99.

На окончательную редакцию текста НРБ-99/2009 важное влияние оказала первая, за всю историю введения в действие НРБ, государственная регистрация Норм Министерством юстиции Российской Федерации. При регистрации НРБ-99/2009 в Минюсте России, выяснилось, что некоторые положения НРБ-99, которые нами перенесены в НРБ-99/2009 не соответствуют положениям федеральных законов, в том числе и ФЗ «О радиационной безопасности населения» № 3-ФЗ от 09.01.96 г. (в ред. Федерального закона от 22.08.2004 № 122-ФЗ). Как пример, порядок регламентации планируемого повышенного облучения экипажей находящихся в море кораблей и судов с атомными энергетическими установками, личного состава аварийно-спасательных и других специальных формирований.

Таким образом, следуя высказанным выше предпосылкам при разработке проекта НРБ-99/2009, а также с учетом первой за всю историю введения в действие НРБ, государственной регистрации Норм Министерством юстиции Российской Федерации, в НРБ-99/2009, по сравнению с НРБ-99, внесены многочисленные изменения, представленные в приложении 1.

Общие изменения по всему тексту НРБ-99/2009, по сравнению с НРБ-99.

1.1. В соответствии с Федеральным законом Российской Федерации от 30 марта 1999 года № 52-ФЗ «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» по всему тексту НРБ-99/2009 словосочетание «органы госсанэпиднадзора» заменено на словосочетание «органы исполнительной власти, уполномоченные осуществлять государственный санитарно-эпидемиологический надзор».

Комментарии к основному тексту НРБ-99/2009.

Раздел 1. Область применения.

В разделе 1 (Область применения) НРБ-99-2009 существенные изменения внесены в пункты 1.2 и 1.4.

Пунктом 1.2. констатируется, что Нормы устанавливают основные пределы доз, допустимые уровни воздействия ионизирующего излучения по ограничению облучения населения в соответствии с Федеральным законом от 9 января 1996 г. № 3-ФЗ “О радиационной безопасности населения”, а не являются основополагающим документом, регламентирующим требования Федерального закона “О радиационной безопасности населения”, как было изложено в НРБ-99. Нормы не могут регламентировать требования Закона, они только раскрывают и детализируют требования Закона.

В пункт 1.4. Норм введено дополнительное условие, при соблюдении которого требования Норм не распространяются на источники излучения, а именно, требования первого и второго абзаца данного пункта применяются одновременно. Обозначено данное требование союзом «и» между первым и вторым абзацем. Пункт 1.4. в НРБ-99/2009 имеет следующую редакцию:

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

- индивидуальную годовую эффективную дозу не более 10 мкЗв; и*
- 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; ...*

В НРБ-99 эти требования были разнесены и применялись отдельно, в результате была возможна трактовка, что если коллективная эффективная годовая доза не более 1 чел.-Зв, требования Норм не распространяются на источники излучения.

Таким образом, требования пункта 1.4 Норм приведены в соответствие с Международными основными нормами безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения». Серия изданий по безопасности № 115.-МАГАТЭ [1].

Раздел 2. Общие положения

2.1. Фундаментальные принципы, лежащие в основе современной системы радиационной защиты (принцип нормирования, принцип обоснования и принцип оптимизации), впервые были сформулированы в Рекомендациях Международной Комиссии по радиологической защите (МКРЗ) в 1990 году в Публикации 60 [1]. Эти принципы были положены в основу НРБ-99 и сохраняются в НРБ-99/2009.

Принцип обоснования должен применяться на стадии проектирования новых источников излучения и радиационных объектов и выдаче лицензий на использование источников излучения. Суть этого принципа сводится к тому, что никакая практическая деятельность, связанная с облучением, не должна осуществляться, если польза от данного вида деятельности для облученных лиц или общества в целом не превышает ущерба от вызванного этой деятельностью облучения.

Формально проверка данного принципа производится путем сравнения пользы и вреда:

$$X-(Y_1+Y_2) \geq 0, \quad (1)$$

где: X - польза от применения источника излучения или условий облучения, за вычетом всех затрат на радиационную защиту — Y_1 и вычетом остаточного ущерба — Y_2 , наносимого здоровью людей и окружающей среде от облучения, не устраненного защитными мерами и выраженного в сопоставимых единицах.

Разница между пользой (X) и суммой вреда ($Y_1 + Y_2$), в соответствии с принципом обоснования, должна быть больше нуля.

В случае, когда невозможно достичь превышения пользы над вредом, принимается решение о неприемлемости использования данного вида источника излучения.

При наличии альтернативных способов достижения пользы (X) разница $X-(Y_1+Y_2)$ должна быть максимальной. Организация деятельности таким образом, чтобы значения индивидуальных доз, число облученных лиц и затраты на защиту поддерживались на разумных и достижимых уровнях с учетом экономических и социальных факторов, называется **процедурой оптимизации**.

Принцип нормирования, который применяется в ситуации планируемого облучения при нормальной эксплуатации техногенных источников ионизирующих излучений, реализуется путем установления

предела дозы дополнительного облучения. Следует иметь в виду, что при эффективном использовании принципов обоснования и оптимизации ограничение дозы на уровне предела дозы применяется в редких случаях.

Процедура обоснования пределов дозы для персонала и населения, предложенная МКРЗ в Публикациях 60 и 103 [1,2], основана на понятии социально-приемлемого риска и гипотезе о линейной связи последствий облучения в малых дозах с величиной дозы. Смертность, связанная с производственной деятельностью, по данным Международной организации труда, находится в диапазоне $(7,2-7,5) \cdot 10^{-4}$, то есть величина, близкая к 0,001, которая принята в качестве верхней границы риска для персонала. Величина приемлемого риска для населения принята равной $5 \cdot 10^{-5}$. Пределы дозы 20 мЗв/год для персонала и 1 мЗв/год для населения, установленные МКРЗ, являются результатом экспертной оценки возможных рисков от облучения в течение всей трудовой деятельности для персонала и от облучения на протяжении всей жизни для населения в целом соответственно.

Предел дозы не является границей между «безопасно» и «опасно», поскольку, во-первых, значения риска рассчитаны из предположения о существовании линейной связи последствий облучения с дозой, а, во-вторых, в соответствии с этой гипотезой по обе стороны предела дозы есть меньшая или большая вероятность последствий облучения.

В условиях аварийного облучения и при медицинском облучении пациентов принцип нормирования не применяется.

2.2. Польза и вред излучения выражаются различными величинами, поэтому при использовании процедуры оптимизации возникает проблема сведения этих величин к одной, например, к доходам и расходам, выраженным в денежном эквиваленте.

Согласно п. 2.2 НРБ-99/2009, облучение некоторой части населения с дозой 1 чел-Зв приводит к потенциальному коллективному ущербу для этой

группы в виде потери примерно 1 чел.- года жизни за счет возникновения стохастических эффектов. Указанное соотношение получено из расчета, что при облучении группы лиц ожидаемый ущерб, составляет 0,057 случая на 1 чел-Зв. В среднем возникновение такого эффекта (рака или наследственных заболеваний) приводит к потере примерно 15 лет полноценной жизни облученного или его потомка. Таким образом, коллективный ущерб от облучения равен $0,057 \times 15 = 0,855$ человека-года на 1 чел-Зв (округленно 1 чел-год на 1 чел-Зв).

Для практической реализации принципа оптимизации потеря одного человеко-года жизни приравнивается в простейшем случае к величине годового душевого национального дохода. Однако, опыт применения принципа оптимизации показал необходимость учета не только экономических аспектов, но и социальных. Предполагается, что технология применения принципа оптимизации будет изложена в специальных методических указаниях.

2.3. Практически любое воздействие ионизирующих излучений связано с некоторой степенью риска. Основываясь на результатах эпидемиологических наблюдений лиц, переживших атомную бомбардировку в Японии, а также других эпидемиологических данных, МКРЗ в публикации 103 [2] предложила новые числовые значения номинальных коэффициентов ущерба, которые несколько ниже значений, данных в НРБ-99.

Следует различать понятия риск и ущерб. Величина риска характеризует вероятность возникновения каких-либо последствий облучения (заболеваемость, смертность, наследственные эффекты). Величина ущерба (отраженная в таблице в столбце «Сумма») является оценкой совокупного вреда, наносимого здоровью, и учитывает риск возникновения злокачественных новообразований, их летальность и среднее

число потерянных вследствие таких заболеваний лет жизни, а так же риск возникновения наследственных эффектов.

Номинальные коэффициенты ущерба не могут использоваться в качестве меры индивидуального риска или для прогноза отдаленных последствий при планировании в области здравоохранения, однако при проведении оптимизационных расчетов на их основе может быть дана консервативная оценка предотвращаемого или предотвращенного ущерба.

В отличие от номинальных коэффициентов ущерба, которые используются при обосновании радиационной защиты от планируемого облучения, в НРБ-99/2009 приведены также граничные значения обобщенного риска, которые используются при обосновании радиационной защиты от источников потенциального облучения. Радиационная безопасность для источников потенциального облучения обеспечивается путем использования технических решений, способствующих снижению вероятности аварий и инцидентов, которые могут привести к облучению в дозах, характеризующих развитие радиационной ситуации по одному из возможных сценариев. Произведение вероятности события, приводящего к облучению, и вероятности неблагоприятных последствий облучения называется обобщенным риском, который для персонала не должен превышать величину $2 \times 10^{-4} \text{ год}^{-1}$, а для населения – $1 \times 10^{-5} \text{ год}^{-1}$.

РАЗДЕЛ 3. Требования к ограничению техногенного облучения в контролируемых условиях

Под радиационной безопасностью населения понимают обеспечение приемлемого уровня защищенности настоящего и будущего поколений людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующего излучения в результате обеспечения таких условий использования источников ионизирующего излучения и состояния внешней среды, при которых

исключается недопустимый риск вредного влияния ионизирующего излучения на здоровье людей как в настоящем, так и в будущем.

Система обеспечения радиационной безопасности населения при использовании техногенных источников ионизирующего излучения основана на введении обязательных пределов доз, гарантирующих отсутствие нестохастических эффектов облучения и приемлемый уровень риска появления стохастических эффектов. В качестве приемлемого уровня риска смерти в результате техногенного облучения в условиях нормальной эксплуатации радиационных объектов для целей нормирования в соответствии с общепризнанными международными подходами приняты численные значения индивидуального пожизненного риска равные 10^{-3} для персонала группы А и $5 \cdot 10^{-5}$ для населения, что соответствует годовым эффективным дозам 20 и 1 мЗв в год, соответственно. С учетом того, что радиационное воздействие определяется накопленной за жизнь дозой, допускается в отдельные годы превышение этих значений в 2,5 раза для персонала и в 5 раз для населения при условии, что средняя за любые последовательные 5 лет годовая эффективная доза не превысит установленных значений (20 мЗв и 1 мЗв). При этом гарантированно соблюдаются дополнительно установленные ограничения на эффективную дозу техногенного облучения населения за жизнь (70 мЗв) и эффективную дозу техногенного облучения персонала группы А за период трудовой деятельности (1000 мЗв).

При написании раздела 3 НРБ99/2009 «Требования к ограничению техногенного облучения в контролируемых условиях» за основу был взят соответствующий раздел НРБ-99 и старались, по возможности, сохранить структуру раздела и нумерацию пунктов для облегчения процедуры внедрения новых НРБ-99/2009 и минимизации изменений, которые

необходимо вносить в разработанные инструктивно-методические документы.

Подраздел 3.1. Нормальные условия эксплуатации источников излучения

В п.3.1.1 сохранено разделение категорий облучаемых лиц на персонал группы А и Б и население, под которым, как и раньше, понимают всех лиц, не отнесенных к персоналу, в т.ч. и лиц из персонала, находящихся вне сферы их производственной деятельности (в нерабочее время, при работе по совместительству без использования источников ионизирующего излучения и т.п.). Но в терминах и определениях уточнено понятие персонал группы Б. В соответствии с новыми НРБ-99/2009 к персоналу группы Б относятся не все люди, попадающие в сферу воздействия техногенных источников ионизирующего излучения, а только «лица, ... работающие на радиационном объекте или на территории его санитарно-защитной зоны и находящиеся в сфере воздействия техногенных источников». Это более точная формулировка. Она исключает возможность использования среднегодового предела дозы техногенного облучения 5 мЗв в год для лиц, не работающих на данном радиационном объекте или в его санитарно-защитной зоне. Они относятся к населению и для них годовая эффективная доза техногенного облучения не должна превышать 1 мЗв.

В п.3.1.2 контрольные уровни выведены из состава нормативов, т.к. они нормативами не являются. Контрольные уровни устанавливаются с учетом достигнутого в организации уровня радиационной безопасности и должны обеспечивать условия, при которых радиационное воздействие будет ниже допустимого, т.е. обеспечивать выполнение установленных нормативов. Пределы дозы, а также значения производных от пределов

дозы величин ПГП, ДОА и ДУА для монофакторного воздействия в новых НРБ-99/2009 остались неизменными.

Раздельное нормирование техногенного облучения (п.3.1.3) и значения эффективных доз персонала за период трудовой деятельности и населения за жизнь (п.3.1.4) также остались неизменными.

Формулировка п.3.1.5 изменена. Смысл требований данного пункта остался прежний (годовая эффективная доза техногенного облучения должна учитывать как внешнее, так и внутреннее облучение), но сформулирован он более корректно и ясно.

П.3.1.6 сохранен практически полностью, лишь в последнем абзаце возможность установления величин ПГП и ДОА при нестандартном поступлении радионуклидов «методическими указаниями федерального органа госсанэпиднадзора» исключена, и введено совершенно неопределенное и неясное: «в соответствии с санитарным законодательством».

В п.3.1.8 исключены не вполне корректные положения, не содержащие нормативных требований (В этих условиях эквивалентная доза облучения плода за 2 месяца невыявленной беременности не превысит 1 мЗв). Кроме того исключена ссылка на необходимость учета внешнего и внутреннего облучения, повторяющая положения п.3.1.5. Уточнена формулировка об ограничении использования беременных женщин и кормящих матерей на работах с источниками ионизирующего излучения. В ней оставлены только конкретные требования: «На период беременности и грудного вскармливания ребёнка женщины должны переводиться на работу, не связанную с источниками ионизирующего излучения».

Пункт 3.1.9 оставлен без изменения. В соответствии с ним, профессиональное обучение с использованием источников ионизирующего

излучения допускается только для лиц в возрасте от 17 лет, и при этом, в отношении требований безопасности они приравниваются к персоналу группы Б.

Подраздел 3.2. Планируемое повышенное облучение

П.3.2.1, касающийся планируемого повышенного облучения персонала группы А, претерпел серьезные изменения.

Во-первых, в соответствии с новой формулировкой планируемое повышенное облучение допускается только «при предотвращении развития аварии или ликвидации ее последствий», а не для «ликвидации или предотвращения аварии», как было в НРБ-99. Это исключает возможность использовать планируемое повышенное облучение персонала, при проведении ремонтных работ в контролируемых условиях.

Во-вторых, планируемое повышенное облучение как и ранее допускается для мужчин старше 30 лет, но в новых НРБ-99/2009 появилось уточнение: «как правило, старше 30 лет», которое учитывает, что в аварийных формированиях, требующих серьезной физической подготовки сотрудников, зачастую отсутствуют лица старше 30 лет.

В-третьих, из пункта исключен последний абзац, устанавливающий особый порядок установления пределов доз планируемого повышенного облучения для «экипажей, находящихся в море судов ВМФ с атомными энергетическими установками, личного состава аварийно-спасательных и других специальных формирований». Указанные пределы установлены Федеральным законом «О радиационной безопасности населения» и обязательны для всех граждан Российской Федерации.

Пункт 3.2.2, определяющий порядок согласования допуска персонала к работам в условиях планируемого повышенного облучения в годовой дозе 100 и 200 мЗв, сохранен. В нем только внесены изменения в название органов госсанэпиднадзора: «организации (структурные подразделения) федеральных органов исполнительной власти, осуществляющие государственный санитарно-эпидемиологический надзор на уровне субъекта Российской Федерации» вместо «территориальных органов госсанэпиднадзора» и «федеральные органы исполнительной власти, уполномоченные осуществлять государственный санитарно-эпидемиологический надзор» вместо «федерального органа госсанэпиднадзора».

Пункты 3.2.3 и 3.2.4 изменений не претерпели. По-прежнему исключается повторное привлечение персонала к работам в условиях планируемого повышенного облучения, требуется медицинское обследование лиц, облученных годовой дозой более 200 мЗв и возможность их дальнейшей работы с источниками ионизирующего излучения определяется компетентной медицинской комиссией. Еще раз отмечено, что к аварийным и спасательным работам могут привлекаться только лица, отнесенные к персоналу группы А.

Раздел 4. Требования к защите от природного облучения в производственных условиях

Этот раздел Норм и Правил изменений не претерпел. При применении требований этого раздела следует обратить внимание, что формально облучению природными источниками излучения в производственных условиях подвергаются работники всех организаций. Однако трактовать

требования этого раздела следует с учетом положений ОСПОРБ-99/2010 и СанПиН 2.6.1.2800-10, в которых введены отдельные требования к показателям радиационной безопасности производственных зданий и сооружений по мощности дозы гамма-излучения и среднегодовому значению ЭРОА изотопов радона в воздухе и параметрам радиационной обстановки в организации (показателям радиационной безопасности производственной среды). Согласно мировой и отечественной практике повышенное облучение природными источниками излучения можно ожидать при проведении работ на неуглубленных шахтах и других подземных сооружениях (облучение изотопами радона и их дочерними продуктами практически во всех случаях), в некоторых магазинах, школах, офисах и т.д. на первых или цокольных этажах зданий (облучение изотопами радона и их короткоживущими дочерними продуктами распада), у экипажей самолетов (облучение космическим излучением), при переработке минерального сырья с повышенным содержанием природных радионуклидов и проведение работ в условиях повышенной запыленности воздуха (повышенное поступление долгоживущих природных радионуклидов с производственной пылью) и т.п.

Пункт 4.1, в котором устанавливается допустимая доза производственного облучения работников природными источниками излучения – 5 мЗв/год, остался без изменений.

Однако, с учетом ОСПОРБ-99/2010 и СанПиН 2.6.1.2800-10, требования п. 4.1 НРБ-99/2009 распространяются только на организации, осуществляющие работы в подземных условиях (неуглубленные рудники, шахты, подземные производства), добывающих и перерабатывающих минеральное и органическое сырье и подземные воды, использующих минеральное сырье и материалы с $A_{\text{эфф}}$ более 740 Бк/кг или продукцию на их основе, а также в результате деятельности которых образуются производственные отходы с $A_{\text{эфф}}$ более 1500 Бк/кг. Для всех остальных организаций устанавливаются не дозовый критерий ограничения облучения

работников, а требования к мощности дозы и среднегодовому ЭРОА изотопов радона в воздухе помещений производственных зданий.

Отметим, что если работы производятся в помещениях со среднемировыми значениями мощности дозы гамма-излучения и ЭРОА изотопов радона в течение 2000 ч/год, то годовая эффективная доза производственного облучения составит 0,4 – 0,5 мЗв/год. Если значительную часть времени работы производятся на открытых площадках, то годовая доза будет существенно меньшей. При соответствии производственных зданий установленным требованиям по мощности дозы гамма-излучения и ЭРОА изотопов радона максимальные дозы облучения работников в них могут составить до 3,6 мЗв/год в новых зданиях и до 6,0 мЗв/год – в эксплуатируемых зданиях.

По данным доклада НКДАР ООН за 2000 год дозы повышенного производственного облучения природными источниками излучения и количество облучаемых лиц в несколько раз выше соответствующих значений для профессионального облучения при работах с техногенными источниками излучения. Такое соотношение доз обусловлено тем, что уровни профессионального облучения контролируются и снижаются в течение десятков лет, тогда как повышенное производственное облучение природными источниками излучения практически не контролировалось и не снижалось. Введение требований НРБ-99/2009, а в последующем также ОСПОРБ-99/2010 и СанПиН 2.6.1.2800-10 по контролю и снижению уровней повышенного производственного облучения природными источниками излучения позволит заметно снизить дозы этого облучения.

При применении на практике требований п. 4.1 следует иметь в виду два принципиальных момента. Во-первых, согласно определению «радиационный объект» п. 46 «Термины и определения» НРБ-99/2009, предприятия и организации, в которых облучение работников относится к облучению природными источниками излучения, к таковым не относятся.

Во-вторых, имеются отдельные виды производств, на которых облучению природными источниками излучения в производственных условиях подвергается также и персонал группы А, как правило, занятый обслуживанием радиоизотопных приборов (уровнемеры, плотномеры и т.п.). К таким производствам могут относиться организации по производству минеральных удобрений и агрохимикатов, по комплексной переработке различных руд с извлечением из них концентратов цветных и черных металлов и др.

В пункте 4.2 НРБ-99/2009, который остался без изменений, приведены допустимые уровни монофакторного воздействия отдельных радиационных факторов, обусловленных природными источниками излучения, воздействующих на работников в производственных условиях. По этим величинам можно рассчитать значения дозовых коэффициентов для этих радиационных факторов в производственных условиях. Значения этих коэффициентов приведены в СП 2.6.1.789-99 «Обращение с минеральным сырьем и материалами с повышенным содержанием природных радионуклидов», а также в СанПиН 2.6.1.2800-10. Следует подчеркнуть, что дозовые коэффициенты для изотопов радона и их короткоживущих дочерних продуктов различаются для облучения людей в производственных условиях и жилых домах из-за различий в длительности облучения (ч/год), скорости дыхания ($\text{м}^3/\text{ч}$) и различий в контингенте облучаемых лиц.

Для долгоживущих природных радионуклидов рядов урана и тория допустимая удельная активность их в производственной пыли рассчитывается при условии равновесия с продуктами распада. Однако на практике ни в природных условиях, ни в процессе переработки природный уран не находится в равновесии с продуктами распада. В каждом конкретном случае следует установить степень неравновесия и, взяв из приложения 1 НРБ-99/2009 или из приложения 2 к СанПиН 2.6.1.2800-10 дозовые коэффициенты для отдельных членов уранового ряда, рассчитать

дозовый коэффициент для природного урана путём сложения их значений. Природный торий чаще бывает в равновесии со своими продуктами распада. Однако в отдельных случаях (химическая переработка и высокотемпературный передел сырья) равновесие может быть нарушено из-за различий в химических свойствах и летучести разных радионуклидов в рядах урана и тория.

Если в расчетах исходить из условий равновесия в рядах урана и тория в производственной пыли, то, в зависимости характеристик технологического процесса в организации и метода определения удельной активности радионуклидов в витающей пыли, реальные дозы могут оказаться как выше, так и ниже расчетных значений.

Укажем, что в п. 4.2 НРБ-99/2009 допустимые значения радиационных факторов при их монофакторном воздействии установлены для стандартных условий по длительности рабочего времени и средней скорости дыхания, которые на практике встречаются редко. Поэтому в тех случаях, когда условия облучения работников (длительность, скорость дыхания, сдвиг равновесия между радионуклидами уранового и ториевого рядов в производственной пыли) существенно отличаются от значений, приведенных в п. 4.2 НРБ-99/2009, дозы облучения работников необходимо рассчитывать в соответствии с требованиями ОСПОРБ-99/2010 и СанПиН 2.6.1.2800-10.

Раздел 5. Требования к ограничению облучения населения

Отметим, что в разделе 5 установлены требования по обеспечению радиационной безопасности населения при облучении природными и техногенными источниками ионизирующего излучения. В развитие прежних норм и правил в НРБ-99/2009/2009 впервые в практике отечественного нормирования осуществлено окончательное разделение

требований по ограничению воздействия природных источников излучения в коммунальных условиях и в быту от нормирования облучения населения за счет техногенных источников излучения.

Причем требования по ограничению облучения населения распространяются только на регулируемые природные источники излучения. Согласно п. 1.4 НРБ-99/2009, космическое излучение вблизи поверхности Земли и ^{40}K , ответственный за дозу внутреннего облучения при его поступлении в организм человека с водой и пищей, относятся к нерегулируемым источникам излучения. На значение дозы облучения населения за счет этих двух источников практически невозможно влиять, поэтому требования Норм и Правил на них не распространяются. Практически также не поддается регулированию доза внутреннего облучения населения за счет ингаляционного поступления долгоживущих природных радионуклидов в атмосферном воздухе. Остальные природные источники излучения рассматриваются как регулируемые и для снижения доз облучения населения за счет них вводятся различные ограничения в форме нормативов, уровней вмешательства, гигиенических критериев и т.д.

Подраздел 5.1. Общие положения

Текст этого подраздела остался без изменений.

Подраздел 5.2. Ограничение техногенного облучения в нормальных условиях

Редакция п.5.2.1, устанавливающего ограничение годовых доз техногенного облучения населения, в новых НРБ-99/2009 не изменилась. Как и ранее, предел дозы в этом случае относится к средней дозе техногенного облучения критической группы населения.

Редакция п.5.2.2 изменена, но смысл его остался прежний. Как и ранее, при воздействии на население нескольких техногенных источников ионизирующего излучения, для них федеральными органами исполнительной власти, уполномоченными осуществлять государственный санитарно-эпидемиологический надзор (ранее «федеральным органом госсанэпиднадзора») должны устанавливаются величины воздействия (ранее «квоты от предела дозы») для каждого источника с целью соблюдения основных пределов доз.

Редакция п.5.2.4 изменена без изменения его смысла. В нем более четко сформулирован порядок получения допустимых значений содержания радионуклидов в пищевых продуктах, питьевой воде и воздухе.

Подраздел 5.3. Ограничение природного облучения

Этот подраздел Норм подвергся принципиальным изменениям по целому ряду позиций. Фактически такие изменения внесены во все пункты подраздела.

В пункте 5.3.1 НРБ-99/2009 постулируется, что «Допустимое значение эффективной дозы, обусловленное суммарным воздействием природных источников излучения, для населения не устанавливается. Снижение облучения для населения достигается путём установления системы ограничений на облучение населения от отдельных природных источников излучения». Это сделано для обеспечения адресности требований, поскольку различные составляющие природного облучения населения зависят от деятельности разных юридических и физических лиц, возможности регулирования их воздействия также различны. В последующих пунктах (5.3.2-5.3.6) даны допустимые уровни воздействия на население изотопов радона и мощности эффективной дозы в

проектируемых и эксплуатируемых зданиях, допустимая эффективная удельная активность радия, тория и калия в строительных материалах, требования к содержанию природных и техногенных радионуклидов в источниках питьевого водоснабжения и др.

В пунктах 5.3.2 и 5.3.3 НРБ-99/2009 приведены нормативы по содержанию изотопов радона в воздухе и мощности эффективной дозы гамма-излучения в помещениях проектируемых и эксплуатируемых зданий жилищного и общественного назначения.

Норматив по среднегодовому содержанию изотопов радона в воздухе вновь строящихся жилых и общественных зданий составляет 100 Бк/м^3 и определен в виде суммы $\text{ЭРОА}_{\text{Rn}} + 4,6 \cdot \text{ЭРОА}_{\text{Tn}}$. Коэффициент 4,6 здесь представляет собой отношение дозовых коэффициентов для ЭРОА_{Tn} и ЭРОА_{Rn} . Согласно оценкам в докладе НКДАР ООН за 2000 год это отношение практически такое же (4,44). Норматив по среднегодовому содержанию изотопов радона в воздухе эксплуатируемых жилых и общественных зданий, установленный в пункте 5.3.3 НРБ-99/2009, составляет 200 Бк/м^3 .

Эти значения нормативов соответствуют рекомендациям 39 публикации МКРЗ (1983 г.). По приведенным выше формулам можно рассчитать, что этим нормативам соответствует годовая эффективная доза облучения населения за счет содержания изотопов радона в воздухе на уровне 6,5 мЗв и 13,0 мЗв, соответственно. На первый взгляд, столь высокие значения доз, вытекающие из современных оценок дозовых коэффициентов, находятся в противоречии с критериями повышенного и высокого облучения населения природными источниками излучения в коммунальных условиях, установленными в п. 5.1.2 ОСПОРБ-99/2010. В действительности это противоречие является кажущимся: критерии повышенного и высокого уровней облучения населения установлены для всего контингента населения территории, которое проживает большей частью в

существующих домах и только частично переселяется во вновь строящиеся. Конечно, если принять для России значение этого норматива, действующее в настоящее время в США, одинаковое для существующих и вновь строящихся домов и равное (в единицах ЭРОА) 60 Бк/м^3 , то этому значению будет соответствовать годовая эффективная доза за счет этого источника 4 мЗв , что вполне согласуется с принятым в п. 5.1.2 ОСПОРБ-99/2010 критерием повышенного облучения природными источниками излучения. Однако при таком подходе потребуются проводить мероприятия по снижению содержания радона в воздухе более половины жилых и общественных зданий в стране, что как технически, так и экономически невозможно, поскольку среднее значение ЭРОА изотопов радона в воздухе этих объектов в стране составляет чуть более 30 Бк/м^3 .

Приведенные в пунктах 5.3.2 и 5.3.3 НРБ-99/2009 значения мощности эффективной дозы гамма-излучения равны мощности поглощенной в воздухе дозы (воздушной кермы), умноженной на коэффициент, равный $0,7 \text{ Зв/Гр}$ для спектра гамма-излучения равновесной смеси природных радионуклидов рядов ^{238}U и ^{232}Th , а также ^{40}K .

При оценке соответствия жилых и общественных зданий установленным требованиям по ЭРОА изотопов радона и мощности дозы гамма-излучения следует иметь в виду, что, после окончания строительства этих зданий и сдачи их в эксплуатацию, формально они переходят в разряд «эксплуатируемых», однако требования по среднегодовой ЭРОА изотопов в воздухе помещений этих объектов не меняются: во вновь построенных жилых и общественных зданиях этот показатель не должен превышать 100 Бк/м^3 .

В пункте 5.3.4 приведены нормативы по допустимому содержанию природных радионуклидов в строительном сырье и материалах, используемых в различных видах строительства, в единицах эффективной

удельной активности ($A_{\text{эфф}}$) природных радионуклидов, которая рассчитывается по формуле:

$$A_{\text{эфф}} = A_{\text{Ra}} + 1,3 \cdot A_{\text{Th}} + 0,09 \cdot A_{\text{K}}, \text{ Бк/кг}, \quad (6.1)$$

где A_{Ra} и A_{Th} - удельные активности ^{226}Ra и ^{232}Th , находящихся в радиоактивном равновесии с остальными членами уранового и ториевого рядов; A_{K} – удельная активность ^{40}K .

Коэффициенты в формуле (6.1) пропорциональны мощности дозы гамма-излучения, создаваемой толстым слоем материала с равномерным распределением природных радионуклидов в произвольном соотношении.

Следует обратить внимание, что требования пункта 5.3.4 распространяются на строительное сырье и материалы, а также готовые строительные изделия. Последнее установлено с тем, чтобы обеспечить возможность контроля готовых строительных изделий, при изготовлении которых использовано сырье и материалы с неизвестным содержанием природных радионуклидов. Как правило, такая ситуация встречается при ввозе готовых строительных изделий из стран, где требования к контролю строительного сырья и материалов не установлены.

Следует иметь в виду, что требования этого пункта Норм и Правил не распространяются на минеральное сырье и материалы с повышенным содержанием природных радионуклидов ($A_{\text{эфф}}$ более 740 Бк/кг), а также а на продукцию, изготовленную с их использованием (изделия из керамики и керамогранита, природного и искусственного камня и т.п.). Об этом указано в последнем абзаце пункта 5.3.4 НРБ-99/2009. Эта продукция вынесена в отдельную группу, поскольку она не относится к традиционным строительным материалам и принципиально не может изготавливаться в строгом соответствии с требованиями п. 5.3.4.

Требования по обеспечению радиационной безопасности при обращении с такой продукцией установлены в разделе 5 ОСПОРБ-99/2010 и СанПиН 2.6.1.2800-10,

Формально понятие $A_{ЭФФ}$ может быть распространено на случаи присутствия в стройматериалах гамма-излучающих радионуклидов техногенного происхождения, например, ^{137}Cs , ^{60}Co и др. путем складывания их удельной активности с соответствующими коэффициентами в формуле (6.1). Однако при этом необходимо иметь в виду, что абсолютное значение удельной активности каждого такого радионуклида не должна превышать значения, при которой допускается неограниченное использование такого материала. Эти значения для наиболее часто встречающихся техногенных радионуклидов приведены в приложении 3 к ОСПОРБ-99/2010. При одновременном присутствии в строительных материалах нескольких техногенных радионуклидов сумма отношений их удельной активности к значениям по приложению 3 ОСПОРБ-99/2010 не должна превышать 1.

При применении нормы пункта 5.3.4 НРБ-99/2009 при гигиенической оценке строительного сырья и материалов, а также готовых строительных изделий важно обратить внимание на то, что в определении понятия $A_{ЭФФ}$ присутствует обязательное требование наличия радиоактивного равновесия в рядах урана и тория при определении класса материалов. Это не ограничивает использование в строительстве сырья и материалов или отходов производства, в которых наблюдается нарушение радиоактивного равновесия в урановом и ториевом рядах. Это условие означает, что для материалов с нарушенным радиоактивным равновесием определение их класса должно производиться в расчете на установление радиоактивного равновесия в рядах урана и тория, когда значение $A_{ЭФФ}$ достигнет своего максимального значения. Порядок расчета максимального значения $A_{ЭФФ}$

для наиболее распространенных случаев нарушения радиоактивного равновесия приведен в СанПиН 2.6.1.2800-10. Другие случаи нарушения равновесия должны рассматриваться отдельно.

Требования по ограничению облучения населения за счет поступления природных радионуклидов с питьевой водой установлены в пункте 5.3.5 НРБ-99/2009 в форме уровней вмешательства по удельной активности радионуклидов в питьевой воде. Этот пункт подвергся коренной переработке и изложен полностью в новой редакции. В новой редакции Норм и Правил установлен единый критерий оценки качества питьевой воды по удельной активности радионуклидов в ней. Причем прямо указано, что нормирование содержания радионуклидов в питьевой воде проводится по взрослому населению, для чего уровни вмешательства для отдельных радионуклидов по взрослому населению вынесены в отдельное приложение 2а.

Как и ранее в НРБ-99, предварительная оценка качества питьевой воды по показателям радиационной безопасности может быть дана по удельной суммарной альфа- (A_α) и бета-активности (A_β) воды. Однако численное значение критерия первичной оценки качества воды по удельной суммарной альфа-активности воды увеличено с 0,1 до 0,2 Бк/кг, и дана более мягкая формулировка к порядку радиационного контроля и оценке качества воды: *«При значениях A_α и A_β ниже 0,2 и 1,0 Бк/кг, соответственно, дальнейшие исследования воды не являются обязательными»*. Такая редакция этого требования, очевидно, допускает возможность дальнейшего анализа содержания радионуклидов в воде при любых значениях суммарных показателей.

Такая же формулировка введена при радиационно-гигиенической оценке качества воды по показателям радиационной безопасности при

совместном присутствии в ней нескольких радионуклидов, когда сумма отношений удельной активности каждого из радионуклидов к их уровням вмешательства не превышает 1: при этом мероприятия по снижению радиоактивности питьевой воды не являются обязательными, в то время как ранее эта норма звучала в редакции «мероприятия не требуются».

В новых Нормах принципиально отличается требование к приоритетному перечню определяемых радионуклидов в питьевой воде *«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»*. В НРБ-99 этот перечень вызывал серьезные недоразумения, поскольку был сформулирован достаточно неоднозначно: *«При возможном присутствии в воде ^3H , ^{14}C , ^{131}I , ^{210}Pb , ^{228}Ra и ^{232}Th определение удельной активности этих радионуклидов в воде является обязательным»*. Требование к определению удельной активности этих радионуклидов в НРБ-99/2009 оставлено только для тех конкретных случаев, когда они реально могут присутствовать в воде: *«в зонах наблюдения радиационных объектов I и II категории по потенциальной опасности»*.

Следует подчеркнуть, что среднемировое значение дозы внутреннего облучения населения, обусловленное поступлением природных радионуклидов с пищевыми продуктами и питьевой водой, составляет 120 мкЗв/год (см. ниже табл. 6.1). Вклад в эту дозу питьевой воды составляет около 10 мкЗв/год, что в 10 раз меньше дозы, использованной при расчете уровней вмешательства для отдельных радионуклидов. Таким образом, уровни вмешательства по содержанию радионуклидов в питьевой воде имеют достаточный запас по сравнению со среднемировым значением дозы.

В пункте 5.3.6 введен норматив по удельной активности природных радионуклидов в минеральных удобрениях и агрохимикатах. Этот норматив имеет своей целью предотвращение увеличения содержания природных радионуклидов в пахотных почвах, от которого зависит содержание этих радионуклидов в пищевых продуктах. Нормативов или уровней вмешательства по ограничению природного облучения населения за счет содержания природных радионуклидов в пищевых продуктах в настоящее время не вводится. В будущем, возможно, потребуется разработка единых критериев для содержания природных и техногенных радионуклидов в пищевых продуктах, как это сделано для питьевой воды.

При оценке содержания природных радионуклидов в минеральных удобрениях и агрохимикатах необходимо обратить внимание на три момента, которые введены в НРБ-99/2009. Во-первых, эта норма распространяется на все минеральные удобрения и агрохимикаты, в то время как ранее в НРБ-99 он относился только к фосфорным удобрениям и мелиорантам. Во-вторых, сам норматив по удельной активности природных радионуклидов в минеральных удобрениях и агрохимикатах снижен с 4 до 1 кБк/кг.

Кроме того, в продолжение этого подпункта прямо указано, что *«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, установленные в п. 4.1 и п. 4.2».*

Фактически этим положением введены гигиенические требования по обеспечению радиационной безопасности при обращении с материалами на основе природного калия. Учитывая, что содержание калия, в том числе и ^{40}K в организме регулируется гомеостазом, обеспечение радиационной

безопасности при обращении с такими материалами сводится к ограничению внешнего облучения людей.

В заключение комментариев к разделу 4 и подразделам 5.1 и 5.3 Норм заметим, что в связи с тем, что уровни вмешательства по содержанию радионуклидов в питьевой воде вынесены в отдельное приложение 2а, в конце текста подпункта 8.6 дополнительно включено указание на него: «*В Приложении 2а для населения приведены значения дозовых коэффициентов и уровни вмешательства при поступлении радионуклидов в организм взрослых людей с питьевой водой*».

Кроме того, укажем, что в соответствии с пунктом 7.1 НРБ-99/2009 «радиационный контроль должен осуществляться за всеми источниками излучения, кроме приведенных в п. 1.4 Норм». Поэтому требования раздела 7 НРБ-99/2009 фактически следует трактовать как нормативную основу для организации радиационного контроля при воздействии природных источников излучения в организациях, которые перечислены в пункте 5.2.6 ОСПОРБ-99/2010 и пункте 3.1.1 СанПиН 2.6.1.2800-10.

Кроме того, считаем интересным привести некоторые справочные данные о проявлении природных источников излучения в производственных и коммунальных условиях. Известно, что облучение людей природными источниками является одним из основных видов облучения. В табл. 6.1 приведены данные о структуре облучения населения Земли за счет всех источников излучения. Среднемировые значения доз и типичный их диапазон взяты из докладов НКДАР ООН за 2000 и 2008 гг.

Таблица 6.1

Средние годовые доз облучения жителей Земли за счет всех источников излучения, мкЗв

Источники	Среднемиров ая доза	Типичный диапазон
Природные источники излучения		
Космическое излучение:		

Ионизирующая компонента	280	270-340
Нейтронная компонента	100	48-120
Космогенные радионуклиды (C^{14} и др.)	12	12
<i>Всего за счет космики</i>	390	300 - 1000
Внешнее терригенное гамма-излучение:		
Облучение в домах	410	***
Облучение на открытой местности	70	***
<i>Всего за счет терригенного гамма-излучения</i>	480	300 - 1000
Ингаляция природных радионуклидов:		
^{210}Pb , ^{210}Po , ^{232}Th и др.	6	
^{222}Rn и ДПР	1150	
^{220}Rn и ДПТ	100	
<i>Всего за счет ингаляции ПРН</i>	1260	200 - 10000
Поступление с пищей и водой		
^{40}K	170	170
^{210}Pb , ^{210}Po , ^{228}Ra , ^{226}Ra и др.	120	30-630
<i>Всего за счет перорального поступления</i>	290	200-1000
Производственное облучение	2	
Итого за счет всех природных источников	2400	1000 - 13000
Искусственные источники излучения		
Медицинское облучение	400	1200
Глобальные выпадения	5	5
Профессиональное облучение	0,5	
Загрязнение территорий	2	
Текущие выбросы и сбросы	< 0,2	
Итого за счет всех искусственных источников	400	0 - 1200
Итого за счет всех источников излучения	2800	0 - 14200

Из табл. 6.1 видно, что основной вклад в суммарную дозу облучения населения Земли за счет всех источников создают природные источники излучения – более 85 %. Причем около 77 % от суммарных доз за счет всех природных источников обусловлено воздействием регулируемых источников излучения (или более 66 % от всех источников). Среди природных источников наибольшее значение в суммарные дозы вносит ингаляция изотопов радона и их дочерних продуктов в воздухе помещений. Этим источником обусловлено около 52 % среднемировой суммарной дозы облучения жителей Земли за счет всех природных источников излучения.

Таблица 6.2

Средние годовые доз облучения населения Российской Федерации за счет всех источников излучения, мкЗв

Источники	Средняя годовая доза	
	по РФ	по субъектам РФ
Природные источники излучения		
Космическое излучение:		
Ионизирующая компонента	280	270-340
Нейтронная компонента	100	48-120
Космогенные радионуклиды (C^{14} и др.)	12	12
<i>Всего за счет космики</i>	390	330 - 470
Внешнее терригенное гамма-излучение:		
Облучение в домах	554	210 - 1150
Облучение на открытой местности	96	60 - 220
<i>Всего за счет терригенного гамма-излучения</i>	650	270 - 1370
Ингаляция природных радионуклидов:		
^{210}Pb , ^{210}Po , ^{232}Th и др.	6	6
^{222}Rn и ДПР + ^{220}Rn и ДПТ	2020	210 - 7890
<i>Всего за счет ингаляции ПРН</i>	2026	220 - 7900
Поступление с пищей и водой		
^{40}K	170	170
^{210}Pb , ^{210}Po , ^{228}Ra , ^{226}Ra и др.	164	30-630
<i>Всего за счет перорального поступления</i>	334	200-800
Производственное облучение	120	35 – 215
Итого за счет всех природных источников	3520	1050 - 10800
Искусственные источники излучения		
Медицинское облучение	570	200 – 1020
Глобальные выпадения	5	5
Профессиональное облучение	1,6	1,6
Загрязнение территорий	10	10
Текущие выбросы и сбросы	1,8	1,8
Итого за счет искусственных источников	590	220 - 1040
Итого за счет всех источников излучения	4100	1300 - 12000

Структура доз и уровни облучения населения Российской Федерации (табл. 6.2) существенно отличаются от среднемировых значений. Оценка средних по стране значений доз облучения населения получена с использованием результатов анализа данных радиационно-гигиенической паспортизации и отчетных форм № 4-ДОЗ за последние примерно 10 лет. Обратим внимание, что в последней колонке табл. 6.2 приведен диапазон средних доз за счет отдельных источников излучения по субъектам

Российской Федерации. Естественно, что этот диапазон будет тем шире, чем детальнее будет определяться структура доз облучения для отдельных групп людей.

В докладе НКДАР ООН за 2000 г. отмечается, что дозы, обусловленные ингаляцией изотопов радона и их дочерних продуктов, существенно различаются в разных климатических зонах (на разной широте). Заметно большие значения доз характерны для жителей в странах с умеренным и суровым климатом, расположенных на больших широтах, чем в странах с жарким климатом, расположенных вблизи экватора. Вблизи экватора объемная активность радона в воздухе помещений близка к значению, характерному для атмосферного воздуха, тогда как в северных странах она почти в 10 раз выше. Этим в первую очередь и обусловлено то, что за счет этого фактора средние по Российской Федерации дозы облучения населения примерно в 1,6 раза выше среднемирового показателя.

При сравнении относительной значимости облучения людей природными и техногенными источниками облучения необходимо учитывать не только их вклады в суммарную дозу, но и возможность чрезвычайно высоких уровней облучения в случаях возникновения крупных радиационных аварий и грубых нарушений правил обеспечения радиационной безопасности. В таких случаях уровни облучения людей могут достигать летальных значений. Такие ситуации возникают, хотя и достаточно редко, при работах с техногенными источниками излучения. Для природных источников они не являются характерными, хотя при длительном облучении изотопами радона в помещениях с чрезвычайно высокими значениями их объемной активности (единицы и десятки кБк/м³) вероятность заболевания раком легких может приближаться к 100 %.

Для обеспечения радиационной безопасности населения от природных источников излучения необходим контроль соблюдения

установленных в НРБ-99/2009/2009 регламентов (нормативов и уровней вмешательства), а также проведение обследований фактических уровней облучения населения с целью оценки средних значений эффективных доз для населения субъекта Российской Федерации, его районов и отдельных населенных пунктов и выявления групп жителей, подвергающегося высокому и чрезвычайно высокому облучению (групп риска). Такие обследования проведены практически во всех развитых странах мира в рамках выполнения специальных национальных программ обследования. Во многих странах Африки, Азии и латинской Америки такие обследования проводились по программам, которые финансировались МАГАТЭ. В нашей стране комплексное обследование уровней облучения населения за счет всех природных источников излучения проводилось только в нескольких субъектах Российской Федерации. Знание фактических уровней облучения населения и его отдельных групп необходимо для выработки стратегии снижения доз облучения людей.

При оценке эффективных доз облучения людей необходимо использовать принятые в мире значения дозовых коэффициентов. Современные оценки этих коэффициентов приведены в докладах НКДАР ООН за 2000 и 2008 годы. Рассмотрим эти вопросы применительно к отдельным природным источникам излучения.

Эффективная доза внешнего гамма-облучения людей равна:

$$E_{\gamma} = 8,000 \cdot 0,7 \cdot (0,8 \cdot P_{\gamma}^{пом} + 0,2 \cdot P_{\gamma}^{ул}) = 1,12 \cdot (P_{\gamma}^{ул} + 4 \cdot P_{\gamma}^{пом}), \text{ мкЗв/год}, \quad (6.1)$$

где 8000 – стандартное число часов в году;

0,8 и 0,2 – принятые значения относительной длительности нахождения людей в помещениях и на открытой местности;

0,7 – коэффициент перехода от мощности поглощенной дозы в воздухе (воздушной кермы) к мощности эффективной дозы для спектра гамма-излучения природных радионуклидов, Зв/Гр;

$P_{\gamma}^{ном}$ и $P_{\gamma}^{ул}$ (нГр/ч) – мощности дозы гамма-излучения (показания дозиметра за вычетом вкладов космического излучения и собственного фона) в помещениях и на открытой территории населенных пунктов. Среднемировые значения мощности дозы гамма-излучения в помещениях и на открытой местности на территории населенных пунктов приняты равными 84 и 59 нГр/ч, соответственно.

Доза, обусловленная ингаляционным поступлением долгоживущих природных радионуклидов, содержащихся в атмосферной пыли, достаточно мала (табл. 6.1). Эта составляющая облучения населения обычно не учитывается, и на нее не распространяют каких-либо ограничительных регламентов. Отметим, что эта величина не включает вклада в облучение населения за счет содержания природных радионуклидов в выбросах предприятий теплоэнергетики, перерабатывающих предприятий и т.д.

Современные оценки дозовых коэффициентов для изотопов радона и их дочерних продуктов приведены в докладах НКДАР ООН за 2000 и 2008 годы. С их учетом эффективная доза $E_{ДПР}$, обусловленная ингаляцией дочерних продуктов ^{222}Rn (ЭРОА_{Rn}) рассчитывается по формуле:

$$\begin{aligned} E_{ДПР} &= 8,8 \cdot 9 \cdot [0,8 \cdot \text{ЭРОА}_{\text{Rn}}^{ном} + 0,2 \cdot \text{ЭРОА}_{\text{Rn}}^{ул}] = \text{,мкЗв/год}, \\ &= 15,84 \cdot (\text{ЭРОА}_{\text{Rn}}^{ул} + 4 \cdot \text{ЭРОА}_{\text{Rn}}^{ном}) \end{aligned} \quad (6.2)$$

где $9 \text{ нЗв} \cdot \text{м}^3/\text{Бк} \cdot \text{ч}$ – дозовый коэффициент, а остальные обозначения те же, что и в формуле (6.1).

Физическая величина ЭРОА_{Rn} – это эквивалентная равновесная объемная активность ^{222}Rn – взвешенная сумма объемных активностей короткоживущих дочерних продуктов радона, в которой взвешивающие коэффициенты пропорциональны суммарной энергии альфа-частиц,

выделяющихся при полном распаде данного радионуклида и его короткоживущих дочерних продуктов, а сумма коэффициентов равна 1:

$$ЭРОА_{Rn} = OA_{Rn} \cdot F = 0,106 \cdot OA_{RaA} + 0,513 \cdot OA_{RaB} + 0,381 \cdot OA_{RaC} \quad (6.3)$$

где OA_{Rn} – объемная активность ^{222}Rn в воздухе, Бк/м³;

F_{Rn} – коэффициент радиоактивного равновесия между ^{222}Rn и его короткоживущими дочерними продуктами распада в воздухе, отн. ед.;

OA_{RaA} , OA_{RaB} , OA_{RaC} – объемные активности RaA (^{218}Po), RaB (^{214}Pb), RaC (^{214}Bi), соответственно, Бк/м³.

Доза, обусловленная растворением газообразного ^{222}Rn в крови и последующим облучением внутренних органов человека, равна:

$$E_{Rn} = 8,8 \cdot 0,17 \cdot [0,8 \cdot OA_{Rn}^{ном} + 0,2 \cdot OA_{Rn}^{ул}] = 0,299 \cdot (OA_{Rn}^{ул} + 4 \cdot OA_{Rn}^{ном}), \quad (6.4)$$

где 0,17 нЗв·м³/Бк·ч – дозовый коэффициент для газообразного ^{222}Rn .

Физическая величина $ЭРОА_{Tn}$ торона (^{220}Rn) – определяется аналогично величине $ЭРОА_{Rn}$ и рассчитывается по формуле:

$$ЭРОА_{Tn} = OA_{Tn} \cdot F_{Tn} = 0,913 \cdot OA_{ThB} + 0,087 \cdot OA_{ThC} \quad (6.5)$$

где OA_{Tn} , OA_{ThB} , OA_{ThC} – объемные активности торона (^{220}Rn), ThB (^{212}Pb) и ThC (^{212}Bi), соответственно, Бк/м³.

В соответствии с докладами НКДАР ООН для $ЭРОА_{Tn}$ и OA_{Tn} дозовые коэффициенты приняты равными 40 и 0,11 нЗв·м³/Бк·ч, соответственно. С учетом этого годовые эффективные дозы облучения людей за счет ингаляции торона и его короткоживущих дочерних продуктов распада могут быть рассчитаны по формулам, аналогичным (6.2) и (6.4), с соответствующей заменой дозовых коэффициентов.

Среднемировое значение $ЭРОА_{ул}^{ул}$ считается равным 6 Бк/м³ при значении коэффициента равновесия F между ^{222}Rn и его короткоживущими дочерними продуктами распада 0,6 (объемная активность ^{222}Rn в атмосферном воздухе принимается равной 10 Бк/м³). Среднемировые

значения ОА и ЭРОА торона в атмосферном воздухе составляют 10 и 0,1 Бк/м³, соответственно.

Отметим, что среднемировые значения этих величин также получены по данным измерений в странах с умеренным климатом. Их значения для территорий нашей страны, по-видимому, заметно выше. Так, по данным многолетних наблюдений, среднегодовое значение ОА радона в атмосферном воздухе на территории Санкт-Петербурга находится в пределах 16-30 Бк/м³ при среднем значении около 21 Бк/м³, а на территории г. Балей Забайкальского края, которая характеризуется заметно более интенсивным выходом радона с поверхности почвы, оно находится в пределах 50-120 Бк/м³ при среднем значении около 75 Бк/м³. Заметим, что при среднемировом значении ЭРОА изотопов радона в воздухе годовые дозы облучения людей за счет этого фактора оставляют чуть более 100 мкЗв, при больших значениях этих величин дозы облучения людей, естественно, будут пропорционально большими.

Дозовый коэффициент для ЭРОА_{Rn}, приведенный в докладе НКДАР ООН 2000 года, в 1,5 раза больше, чем коэффициент, принятый в 65 публикации МКРЗ (1993 г.), но меньше коэффициента, использовавшегося до выхода 65 публикации МКРЗ. В настоящее время идет серьезная научная дискуссия вокруг данных масштабных эпидемиологических исследований по оценке последствий облучения населения радоном в жилых домах и приводятся серьезные аргументы в сторону увеличения дозового коэффициента приблизительно в два раза.

При толковании или применении в практике отдельных требований следует обратить внимание на возможное двоякое толкование некоторых положений подраздела 5.3 НРБ-99/2009.

В некоторых случаях источники излучения природного происхождения и работы с ними рассматриваются как техногенные источники и работы с ними должны классифицироваться как обращение с

техногенными источниками излучения. Это относится к добыче и переработке урановых руд, изготовлению и использованию радионуклидных источников (радиевых, полоний-бериллиевых и др.), содержащих радионуклиды природного происхождения. Такие работы регламентируются другими разделами НРБ-99/2009. В отдельных случаях могут возникать сложности в отнесении источников и работ с ними к техногенным или природным источникам в зависимости от характера их применения.

Так руды редкоземельных элементов могут использоваться как для извлечения из них тория, применяемого в ядерно-топливном цикле (техногенный источник излучения), так и для получения концентратов и отдельных редкоземельных элементов, используемых в различных отраслях народного хозяйства (природные источники излучения). Вопрос может быть снят путем составления перечня производств, где работники подвергаются природному или техногенному облучению, а до этого его нужно решать исходя из цели использования элементов. Если в той или иной технологии используется способность элемента излучать, а не его химические свойства, то обращение с ним нужно рассматривать как техногенное облучение. Если же полезной характеристикой элемента являются его химические свойства, то он рассматривается как природный источник излучения (специальные оптика и керамика, в производстве которой используются соли природного тория или урана, и т.п.).

По сути близкой к этой является также проблема отнесения отходов, содержащих природные радионуклиды, к традиционным РАО или отходам с повышенным содержанием природных радионуклидов. Согласно требований п. 1.4 СПОРО-2002 производственные отходы с повышенным содержанием природных радионуклидов, не содержащих существенных примесей техногенных радионуклидов, не относятся к категории радиоактивных отходов. Обращение с такими отходами в нефтегазовой

отрасли, включая сбор, временное хранение, переработку (при необходимости), транспортирование и захоронение, впервые были установлены в санитарно-эпидемиологических правилах и нормативах СанПиН 2.6.6.1169-02 «Обеспечение радиационной безопасности при обращении с производственными отходами с повышенным содержанием природных радионуклидов на объектах нефтегазового комплекса Российской Федерации». Этот документ имел ограниченную область применения, поэтому впоследствии были введены аналогичные требования для производственных отходов любых отраслей промышленности, которые вошли в ОСПОРБ-99/2010 и СанПиН 2.6.1.2800-10 «Гигиенические требования по ограничению облучения населения за счет природных источников излучения.

Таким образом, согласно требованиям указанных документов, традиционные РАО образуются только при обращении с радиоактивными веществами и техногенными источниками излучения. В соответствии с этим, отходы предприятий по добыче и переработке урановых руд, должны рассматриваться как отходы, содержащие техногенные радионуклиды, хотя их радиоактивность и обусловлена присутствием природных радионуклидов.

Отходы, образующиеся при добыче и переработке минерального сырья и материалов, минерального органического сырья, промышленном использовании подземных природных вод для извлечения полезных компонент (йода, брома и т.д.) или питьевого водоснабжения населения и др., относятся к производственным отходам, содержащим природные радионуклиды.

Подраздел 5.4. «Ограничение медицинского облучения»

Использование источников ионизирующего излучения (ИИИ) в медицине охватывает все категории облучаемых лиц: персонал, пациенты и все население. *Медицинское облучение* определяется как облучение ионизирующим излучением, которому подвергаются: пациенты при прохождении ими диагностических или терапевтических медицинских процедур; лица, участвующие в массовых медицинских профилактических обследованиях и в медико-биологических исследованиях; лица (за исключением персонала), которые сознательно и добровольно помогают в уходе за пациентами в больнице или дома, либо проживают с пациентами, прошедшими радионуклидную терапию; лица, проходящие медицинские обследования в связи с профессиональной деятельностью или в рамках медико-юридических процедур.

Другие категории лиц, подвергающихся медицинскому облучению (не пациенты), прямой пользы для своего здоровья не получают. Поэтому методы регулирования их облучения близки к таковым для населения.

5.4.1. Особенности радиационной защиты при медицинском облучении

Медицинское облучение пациентов имеет ряд особенностей, которые отличают его от других ситуаций *планового* облучения и требуют поэтому использования других подходов к радиационной защите, чем к защите персонала и населения. Облучение пациентов всегда преднамеренно и добровольно и предназначено принести пользу для их здоровья. В радиационной терапии высокие дозы излучения применяют для лечения опухолей и других заболеваний. В рентгеновской и радионуклидной диагностике, а также в интервенционной радиологии медицинское

облучение пациента является способом получения диагностической информации или инструментом, сопровождающим лечебные процедуры, для пользы пациента. Принципы и методы регулирования медицинского облучения пациентов должны быть соразмерны получаемой ими пользе.

Медицинское облучение пациентов с целью диагностики или лечения проводится только по назначению лечащего врача и с согласия пациента, которому предварительно разъясняют пользу от предложенной рентгенорадиологической процедуры и связанный с ней риск для здоровья. Окончательное решение о проведении соответствующей процедуры принимает врач-рентгенолог или -радиолог.

Медицинское облучение пациентов требует детального *обоснования его применения и оптимизации защиты*, и эти процедуры являются в большей степени прерогативой профессиональных медицинских работников, чем надзорных органов. *Нормирование* дозы при медицинском облучении пациентов не применяется, поскольку из-за снижения эффективности диагностики или лечения оно может принести больше вреда, чем пользы их здоровью.

Вопросы *оптимизации* защиты пациента при диагностических и терапевтических процедурах с применением ИИИ рассмотрены в ОСПОРБ-99/2010 и в специальных санитарных правилах, посвященных отдельным видам диагностики и терапии.

5.4.2. Обоснование медицинских процедур, связанных с облучением

Медицинское облучение следует обосновывать, сопоставляя диагностические или терапевтические выгоды, которые оно приносит, с радиационным ущербом, который оно может причинить, принимая во

внимание выгоды и риски имеющихся альтернативных методов, не связанных с медицинским облучением.

Принцип обоснования какой-либо рентгенорадиологической практики в медицине применяется на двух уровнях: на первом уровне обосновывается применение конкретной рентгенорадиологической диагностической или терапевтической процедуры для группы пациентов, обладающих соответствующей симптоматикой; на втором уровне применение этой процедуры обосновывается для конкретного пациента с учетом его анамнеза и предстоящего облучения.

Целью 1-го уровня обоснования является оценка того, уточнится ли диагноз или улучшится лечение пациентов в результате проведения рентгенорадиологической процедуры. Обоснованием использования конкретной процедуры должны заниматься органы здравоохранения совместно с профессиональным сообществом врачей и надзорными органами. Решения следует периодически пересматривать по мере накопления данных об эффективности процедуры и связанном с ней риске, включая риск аварийного облучения, а также появления новых конкурентных процедур.

Обоснование диагностической или терапевтической процедуры с применением ионизирующего излучения у конкретного пациента (2-й уровень) проводится врачом – рентгенологом/радиологом, при необходимости совместно с лечащим врачом, в особенности, если пациент является беременной или кормящей женщиной или ребенком. Как правило, не требуется индивидуального обоснования для проведения обычной диагностической процедуры у пациента с симптомами или показаниями, при которых эта процедура обоснована в целом. Индивидуальное обоснование необходимо для исследований, сопровождающихся высокой

дозой излучения, т.е. сложных диагностических или интервенционных процедур. При этом учитываются следующие обстоятельства: необходимость и срочность применения процедуры в конкретных обстоятельствах; не получена ли уже требуемая информация и нельзя ли ее получить другими методами, не сопровождающимися облучением; характеристики предполагаемого облучения; индивидуальное состояние пациента; наличие информации о предыдущих радиологических процедурах.

Если диагностическая или терапевтическая процедура с применением ионизирующего излучения не обоснована, ее не следует проводить.

5.4.3. Защита беременных женщин и детей

Радиочувствительность эмбриона/плода и детей младшего возраста выше, чем у взрослых, и это следует учитывать при выборе и проведении диагностических или терапевтических процедур с использованием ионизирующего излучения. До проведения такой процедуры у женщины детородного возраста необходимо определить, не является ли она беременной или кормящей матерью.

Беременные или кормящие женщины, а также родители детей-пациентов должны быть информированы лечащим врачом или врачом-рентгенологом/радиологом о пользе планируемых рентгенорадиологических процедур и о связанном с ними радиационном риске для принятия сознательного решения о его проведении или отказе.

Если диагностическая рентгенорадиологическая процедура назначена беременной или кормящей женщине по медицинским показаниям, как правило, риск отказа от нее выше радиационного риска для развития эмбриона/плода и здоровья детей при ее проведении. Однако использование

некоторых радиофармацевтических препаратов (например, содержащих радиоiod) может увеличить риск для развития эмбриона/плода и здоровья детей. В таком случае следует рассмотреть вопрос о возможности и срочности проведения радиодиагностического исследования.

Дозы внутриутробного облучения, сопровождающего современные диагностические процедуры с использованием ионизирующего излучения, как правило, не увеличивают существенно риск для развития эмбриона/плода и здоровья детей. Однако при планировании интервенционных и тем более радиотерапевтических процедур в области живота или таза беременных женщин необходимо учитывать увеличение риска для развития эмбриона/плода и здоровья детей. При радиотерапии рака у беременной женщины в области живота или таза трудно избежать существенных негативных последствий для развития эмбриона/плода.

5.4.4. Защита участников рентгенорадиологических исследований

Лица, проходящие медицинские исследования в связи с профессиональной деятельностью или в рамках медико-юридических процедур

Медицинские исследования с использованием ионизирующего излучения в связи с профессиональной деятельностью или в рамках медико-юридических процедур требуют специального обоснования.

Такие исследования в связи с профессиональной деятельностью или для целей страхования здоровья и др. без клинических показаний к ним, как правило, не являются обоснованными за исключением случаев, когда они приносят полезную для обследуемого лица информацию о состоянии его здоровья.

Исследования с использованием ионизирующего излучения в рамках медико-юридических процедур, как правило, не являются обоснованными за исключением случаев, когда они используются для важного криминального расследования.

Если медицинские исследования с использованием ионизирующего излучения в связи с профессиональной деятельностью или в рамках медико-юридических процедур в порядке исключения признаны обоснованными в установленном порядке, то их проведение является предметом регуляторного контроля, т.е. оптимизации защиты и нормирования облучения. При проведении обоснованных исследований должны быть приняты все необходимые и возможные меры, чтобы защита исследуемого лица была оптимизирована, а соответствующая годовая эффективная доза не превышала 1 мЗв.

Лица, участвующие в медицинских профилактических обследованиях и в медико-биологических исследованиях

Медицинские профилактические обследования групп риска и медико-биологические исследования на добровольцах с использованием ионизирующего излучения требуют специального обоснования. Такие исследования без клинических показаний к ним, как правило, не являются обоснованными за исключением случаев, когда они приносят полезную для обследуемого лица информацию о состоянии его здоровья или научную информацию, польза от которой для общества превышает обусловленный исследованием радиационный ущерб для исследуемых лиц.

Проведение медико-биологических исследований на добровольцах с использованием ионизирующего излучения может быть разрешено федеральным органом здравоохранения после рассмотрения связанных с ними научных и этических вопросов.

Если медицинское профилактическое обследование групп риска или медико-биологическое исследование на добровольцах с использованием ИИИ в порядке исключения признано обоснованным в установленном порядке, то его проведение является предметом регуляторного контроля, т.е. оптимизации защиты и нормирования облучения. Соответствующая годовая эффективная доза не должна превышать 1 мЗв.

Обоснованные медицинские профилактические обследования групп риска или медико-биологические исследования на добровольцах следует проводить только после подробного информирования их участников о риске для здоровья, обусловленном ионизирующей радиацией. Ввиду возможности генетических эффектов радиации и длительного латентного периода развития соматических эффектов предпочтительно участие в медико-биологических исследованиях добровольцев в возрасте после 50 лет.

5.4.5. Защита лиц, которые помогают в уходе за пациентами или проживают с ними

Лица (за исключением персонала), которые сознательно и добровольно помогают в уходе за пациентами в больнице или дома, могут подвергаться облучению в двух ситуациях: при помощи (поддержке) пациентам (например, престарелым, тяжелобольным или младенцам) во время рентгенорадиологических исследований и при уходе за пациентами, проходящими курс лечения с применением радионуклидов.

Обоснованием такой деятельности является необходимость помощи пациентам, которую не может предоставить персонал лечебного учреждения.

Оптимизация радиационной защиты лиц, которые помогают в уходе за пациентами, включает методы, позволяющие избежать или уменьшить необходимость в поддержке пациентов (например, назначение седативных средств для длительных процедур); методы выбора положения и защиты этих лиц таким образом, чтобы облучение было на разумно достижимом низком уровне.

Для взрослых лиц (за исключением персонала), которые сознательно и добровольно помогают в уходе за пациентами в больнице или дома, годовая эффективная доза медицинского облучения, обусловленная этой деятельностью, не должна превышать 5 мЗв.

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, годовая эффективная доза медицинского облучения не должна превышать 1 мЗв.

5.4.6. Требования безопасности при выписке пациентов после курса радионуклидной терапии или брахитерапии с имплантацией закрытых источников

Пациенты, выписанные из больницы после радионуклидной терапии или брахитерапии с имплантацией закрытых источников в ткань опухоли, являются источниками внешнего облучения окружающих людей, а также внутреннего облучения при прямом загрязнении радионуклидами, а также при попадании их в окружающую среду. Внешнее облучение обычно доминирует, если радионуклид испускает фотонное излучение. В отношении детей также возможно внутреннее загрязнение через слюну,

особенно иодом-131. В случае лечения кормящей матери грудное кормление должно быть немедленно прекращено.

В качестве критериев выписки пациентов из больницы после радионуклидной терапии или брахитерапии с имплантацией закрытых источников выбраны мощность дозы излучения от пациента на расстоянии 1 м от него и остаточная активность радионуклида в теле пациента. Обоснование значений этих критериев основано на оценке эффективной дозы, которую получают члены семьи пациента (взрослые и дети) при различных консервативных сценариях поведения и условии, чтобы доза не превышала значений, установленных в п. 5.4.5.

По данным Медицинского радиологического научного центра РАМН в отечественной лучевой терапии пока используют немного радионуклидов для внутреннего облучения. Так, для лечения патологий щитовидной железы (рака и гипертиреоза) традиционно широко применяется ^{131}I (до 7 ГБк на курс лечения), для паллиативного лечения костных метастазов - препараты с ^{153}Sm (до 4 ГБк) и ^{188}Re (до 5 ГБк), а при брахитерапии предстательной железы – имплантанты с ^{125}I (до 2,5 ГБк). Для этих радионуклидов и даны численные значения оперативных радиологических критериев: активность радионуклида в теле (введенную или остаточную), а также измеренная мощность дозы фотонного излучения в воздухе вблизи тела пациента.

Для обоснования значений оперативных радиологических критериев выписки пациентов с инкорпорированными радионуклидами была использована дозиметрическая модель точечного источника. В расчетах использованы и учтены следующие данные:

- современные радиационные характеристики радионуклидов;
- учет поглощения мягкого фотонного излучения ^{125}I в тканях тела;
- продолжительность контакта пациента с близкими родственниками;

- дозовые критерии для окружающих лиц.

Методика вычисления критериев описана в статье: М.И. Балонов, В.Ю.

Голиков, И.А. Звонова. Радиологические критерии выписки пациента из клиники после радионуклидной терапии или брахитерапии с имплантацией закрытых источников. Радиационная Гигиена, 2009, № 4, 5-9. Результаты представлены в таблице.

Таблица. Активность радионуклидов в теле пациента после радионуклидной терапии или брахитерапии с имплантацией закрытых источников и мощность дозы в воздухе на расстоянии 1 м от поверхности тела, при которых разрешается выписка пациента из клиники

Радионуклид	Дети (граничная доза 1 мЗв)		Взрослые (граничная доза 5 мЗв)	
	Активность в теле пациента, A_0 , ГБк	Мощность дозы, \dot{D}_0 , мкГр/ч	Активность в теле пациента, A_0 , ГБк	Мощность дозы, \dot{D}_0 , мкГр/ч
$^{125}\text{I}^*$	4	10	20	50
^{131}I	0,5	20	1,2	60
^{153}Sm	9	100	20	200
$^{188}\text{Re}^{**}$	12	130	30	300

* В составе имплантантов для брахитерапии предстательной железы. Дополнительно учтено самопоглощение излучения ^{125}I в имплантантах, составляющее около 30%.

** В отношении короткоживущего ^{188}Re введен коэффициент запаса около 1,5.

По мере развития отечественной радионуклидной терапии и брахитерапии набор применяемых радионуклидов, их соединений и источников может расти. В этом случае для каждого нового радионуклида/соединения/источника на основе предложенных дозовых

критериев (см. п. 5.4.5) и дозиметрической модели (см. статью Балонова и др.) можно будет обосновать адекватные значения оперативных радиологических критериев.

5.4.7. Требования безопасности при патологоанатомическом исследовании и кремации тела

Особая ситуация возникает в случае смерти пациента, проходившего курс радионуклидной терапии или брахитерапии с имплантацией закрытых источников. Предпринимаемые меры предосторожности зависят от остаточной активности в теле умершего, которую должен оценить ответственный за радиационную безопасность в лечебном учреждении. Патологоанатомическое исследование, похороны и/или кремация тела разрешается только после того, как остаточная активность в нем или мощность дозы уменьшится до уровня, который не сформирует у медицинского персонала и отдельных лиц из населения дозу излучения, превышающую допустимую для этих категорий лиц.

При этом в зависимости от оценки радиационной ситуации, выполненной лицом, ответственным за радиационную безопасность, должны выполняться следующие меры предосторожности:

- подготовка к захоронению или кремации должна проводиться под радиационным контролем ответственного лица;
- родственникам запрещается вступать в тесный контакт с телом умершего;
- персонал, участвующий в обработке трупа, должен быть проинструктирован лицом, ответственным за радиационную безопасность и в некоторых случаях должен проводиться радиационный мониторинг;
- все объекты, одежда, документы и т.д., которые могли быть в контакте с умершим, необходимо проверить на радиоактивное загрязнение;
- рассмотрение целесообразности обертывания трупа в

водонепроницаемый материал сразу после смерти, чтобы предотвратить распространение загрязнения с жидкостями организма;

- вскрытие трупов должно быть сведено к минимуму.

В случае смерти пациента, в организме которого находится кардиостимулятор с радионуклидным источником энергии, кремация тела осуществляется только после удаления источника.

5.4.8. Определение и регистрация дозы у лиц, подвергающихся медицинскому облучению

При проведении диагностического медицинского исследования с использованием ионизирующего излучения необходимо оценить значение эффективной дозы у пациента, а в случае терапевтического облучения, - поглощенные дозы в указанных врачом-рентгенологом органах.

В частности, при рентгенологических процедурах должны определяться следующие дозы у пациентов:

- при диагностических процедурах – эффективные дозы, соответствующие типовым параметрам исследования, или индивидуальные эффективные дозы по результатам измерения значения произведения дозы на площадь за время процедуры;
- при интервенционных процедурах, проводимых под рентгенологическим контролем, - индивидуальные эффективные дозы по результатам измерения произведения дозы на площадь, а также индивидуальные дозы в коже, если оценка дозы близка к порогу детерминированного эффекта;
- при терапевтических процедурах – индивидуальные поглощенные дозы в облучаемых органах и прилежащих органах и тканях, указанных врачом-рентгенологом.

Использование концепции эффективной дозы для оценки риска от медицинского облучения с целью сравнения с риском от воздействия других источников излучения на население является проблематичным. Для этих целей лучше использовать значения органных доз и половозрастные значения коэффициентов риска. Тем не менее, эффективная доза может быть полезной величиной для решения следующих задач:

- сравнения между собой по уровню доз у пациентов различных диагностических и интервенционных исследований;
- сравнения одинаковых медицинских технологий, применяемых в различных лечебных учреждениях;
- сравнения различных технологий в рамках одного медицинского исследования.

Определение значения эффективной (органной) дозы представляет значительные сложности, т.к. она не может быть непосредственно измерена и требует проведения достаточно сложных расчетов. Исходные данные для расчета эффективной дозы пациентов должны включать:

- технические характеристики рентгеновской аппаратуры (напряжение на аноде рентгеновской трубки, толщина и материал фильтра);
- геометрические характеристики рентгенологического исследования (область исследования, размеры поля облучения, геометрия облучения);
- дозиметрические характеристики рентгенологического исследования (радиационный выход рентгеновского излучателя и экспозиция (количество электричества) или значение произведения дозы на площадь (ПДП), измеренное с помощью проходной ионизационной камеры).

Отечественные данные (коэффициенты перехода) для оценки значений эффективных доз на основании измерений радиационного выхода рентгеновского излучателя или значения ПДП базируются на результатах расчетов с помощью компьютерной программы EDEREX (Effective Dose Estimation at Roentgen Examinations), разработанной в Федеральном радиологическом центре ФГУН НИИРГ [1]. Программа позволяет рассчитать значения средних поглощенных доз в более чем 20 органах и тканях тела человека и эффективную дозу с учетом параметров рентгенологической процедуры, возраста и телосложения пациента. Расчеты органных доз и эффективной дозы, в соответствии с ее определением (Публикация № 60 МКРЗ), проводились для условного человека, имеющего полный набор мужских и женских органов. В качестве моделей были использованы антропоморфные гетерогенные фантомы тела взрослого человека, а также детей в возрасте: новорожденного, 1, 5, 10 и 15 лет, рекомендованные в качестве “стандартных” для проведения такого рода расчетов.

Численные значения коэффициентов перехода, полученные в результате расчетов, соответствуют значениям эффективной дозы при проведении данного рентгенологического исследования, полностью определяемого набором технических, геометрических и дозиметрических параметров, нормированным на значение поглощенной дозы в воздухе на расстоянии 1 м от фокуса трубки (K_e , мкЗв/(мГр·м²)), либо на значение ПДП, измеренное за время проведения исследования (K_d , мкЗв/(сГр·см²)).

Основным дозиметрическим параметром при проведении рентгенологических исследований на компьютерном томографе (КТ) является произведение дозы на длину сканирования (Dose Length Product, далее – *DLP*). *DLP* является мерой поглощенной дозы излучения за все КТ-исследование с учетом длины сканируемой области и количества

сканирований. Единица измерения – мГр·см. Эффективная доза является производным расчетным параметром от значения DLP . Значения коэффициентов перехода от DLP к эффективной дозе e_{DLP}^i (мЗв/(мГр·см)) для i -той анатомической области были заимствованы из [2].

Алгоритм расчета эффективной дозы при проведении маммографии основан на использовании в качестве измеряемого параметра значения входной дозы на поверхности молочной железы. Далее с помощью значений коэффициентов перехода определяется средняя доза в молочной железе для различных комбинаций анодного напряжения и фильтрации излучения [3 - 5]. Для оценки эффективной дозы значение средней дозы в молочной железе необходимо умножить на взвешивающий фактор $w_T = 0,05$.

Алгоритмы расчета и значения коэффициентов перехода от измеряемых при проведении различных видов рентгенологических процедур физических параметров к значению эффективной дозы приведены в новой редакции МУК 2.6.1. 1797-03 «Контроль эффективных доз облучения пациентов при проведении медицинских рентгенологических исследований».

Комментарий к разделу 6 НРБ-99/2009

Раздел 6. Требования по ограничению облучения населения в условиях радиационной аварии

Использование источников ионизирующего излучения связано с потенциальной опасностью радиационного воздействия на персонал объектов использования, население и окружающую среду в случае возникновения аварий на этих объектах. Наиболее частой причиной радиационных аварий являются технические неисправности радиационных источников и нарушения технологического режима работы с ними. Другими

причинами являются хищение источников или их утеря. На территории Российской Федерации имели место радиационные аварии практически со всеми видами ИИИ, применяющихся в народном хозяйстве и здравоохранении. Наибольшее количество аварий относится к радиоизотопным приборам автоматизации и технологического контроля, приборам для радиационного каротажа и гамма-дефектоскопии. Не исключена возможность террористических актов, направленных на преднамеренное инициирование радиационной аварии.

Органы государственного надзора за радиационной безопасностью осуществляют эффективный контроль за использованием источников ионизирующего излучения, направленный на защиту здоровья населения. Вместе с тем, невозможно полностью избежать возникновения радиационных аварий, сопровождающихся облучением персонала и населения выше основных пределов доз, установленных для нормальной эксплуатации источников излучения. Согласно федеральному закону о радиационной безопасности населения *«в случае радиационных аварий допускается облучение, превышающее установленные гигиенические нормативы (допустимые пределы доз), в течение определенного промежутка времени и в пределах, определенных санитарными нормами и правилами»*.

Общепринятая международная концепция радиационной защиты (МКРЗ, МАГАТЭ) предусматривает предотвращение возникновения детерминированных эффектов путём ограничения облучения в дозах ниже соответствующих порогам возникновения этих эффектов и принятие обоснованных мер по снижению вероятности индуцирования стохастических последствий.. Система радиационной защиты, предназначенная для условий предвидимого при внедрении той или иной технологии облучения, которое может быть ограничено контролем за

источником ионизирующих излучений (или воздействием на источник), неприменима к ситуациям аварийного облучения. В случае радиационной аварии ограничение всякого последующего облучения может быть осуществлено специальными защитными мероприятиями,.

Все защитные мероприятия связаны с экономическими затратами, а во многих случаях (при авариях с облучением и/или радиоактивным загрязнением на территории вне радиационного объекта) и с нарушением нормальной жизнедеятельности населения, хозяйственного и социального функционирования территории, то есть являются **вмешательством**, которое может повлечь за собой не только экономический ущерб, но и риск для здоровья людей, психологическое воздействие на население, неблагоприятные социальные последствия. Поэтому при принятии решений о характере вмешательства следует учитывать не только его предполагаемый положительный эффект (снижение уровней облучения и позитивный психологический эффект), но и негативные последствия самого защитного мероприятия (экономический ущерб, негативный психологический эффект, возможный ущерб здоровью населения, облучение участников ликвидации радиоактивного загрязнения или последствий радиационной аварии).

Термин "вмешательство" в данном контексте целесообразно трактовать как мероприятие (действие), направленное на предотвращение либо снижение неблагоприятных последствий облучения или комплекса неблагоприятных последствий радиационной аварии, применимое, как правило, не к источнику излучения, а к окружающей среде и (или) к человеку.

Дозовые пределы неприменимы в случае вмешательства. Однако если предполагаемая доза облучения достигает уровней, при которых у человека

могут возникать серьёзные (тяжелые) детерминированные эффекты, срочное вмешательство безусловно необходимо. Эти уровни приведены в таблицах 6.1 и 6.2 в соответствии с такими же таблицами для острого и хронического облучения в действующих Международных основных нормах безопасности МАГАТЭ (МОНБ). Под тяжелыми детерминированными эффектами подразумевают фатальные эффекты, ведущие к скорой гибели облученного и не фатальные эффекты, развитие которых приводит к существенному снижению качества жизни и постоянному ограничению трудоспособности (инвалидности). В радиационной защите уровни облучения, соответствующие детерминированным эффектам, характеризуются поглощенной дозой, усредненной по органу или ткани, то есть выражаются в единицах поглощенной дозы – Гр (см. термины 13 и 14 в НРБ-99/2009).

**Уровни дозы на органы и ткани, соответствующие порогам возникновения детерминированных эффектов
при остром (кратковременном) облучении ^{*)}**

Орган, ткань	Доза за менее 2 суток, Гр	Эффект	Время проявления
Всё тело (костный мозг)	1	Смерть	1-2 месяцев
Лёгкие	6	Смерть	2-12 месяцев
Кожа	3	Эритема	1-3 недели
Щитовидная железа	5	Гипотиреоз (недостаточность функции щитовидной железы)	Годы
Хрусталик глаза	2	Катаракта	6 месяцев – несколько лет
Гонады	3	Временная стерильность (нарушение плодовитости)	Недели
Плод	0,1	Тератогенез (врожденные пороки развития)	---

^{*)} Intervention Criteria in a Nuclear or Radiation Emergency. IAEA Safety Series No. 109, Vienna, 1994

Для пояснения таблицы 6.1 НРБ здесь приводится более подробная таблица с указанием детерминированных эффектов и сроков их проявления. Указаны вид эффекта или наиболее тяжелый исход и доза кратковременного облучения, ниже которой не ожидается проявления соответствующих эффектов. Самым тяжким последствием является смерть, которая у наиболее чувствительных индивидуумов может быть вследствие поражения костного мозга при остром (кратковременном) облучении всего тела в дозе выше 1 Гр. Пороговая доза, соответствующая серьезным детерминированным эффектам в других органах, выше чем для костного мозга. Однако при радиационной аварии некоторые органы и ткани могут быть облучены в более высокой дозе, чем все тело, в результате ингаляционного или пищевого поступления радионуклидов в организм (легкие, щитовидная железа) или контактного облучения (кожа)*.

Специфическим для обоснования целесообразности конкретных мер защиты при радиационной аварии является понятие предотвращаемой дозы. Пояснение термина *предотвращаемая доза* здесь приводится иллюстрацией на рисунке, где кривая обозначает изменение со временем мощности дозы при отсутствии защитных мероприятий (ЗМ). Интеграл (площадь) под кривой соответствует *прогнозируемой дозе*, обусловленной радиационной

* В таблице приведены эффекты, которым были приведены в соответствие значения дозы кратковременного облучения, указанные в МОНБ как «уровни доз, при которых ожидается осуществление вмешательства при любых обстоятельствах». В настоящее время (июнь 2011 г.) завершается многолетняя подготовка нового издания МОНБ, в котором предполагается другое изложение «критериев острых доз, при которых защитные действия и другие ответные действия ожидаются предпринимаемыми при любых обстоятельствах для исключения или сведения к минимуму тяжелых детерминированных эффектов» - в соответствии с только что опубликованным изданием в серии стандартов безопасности МАГАТЭ “Criteria for use in preparedness and response for a nuclear or radiological emergency” (IAEA Safety Standard Series No.GSG-2, IAEA, Vienna, 2011). Критерии приводятся в непринятых в НРБ единицах . «ОБЭ-взвешенной дозы облучения органа или ткани», специально введенных для оценки риска развития детерминированных эффектов. При этом длительность радиационного воздействия принимается по внешнему облучению менее 10 часов, по внутреннему – 30 дней.

аварией при отсутствии ЗМ. В момент t_1 начинается действие ЗМ, которое снижает мощность дозы в некоторое число раз или до некоторого остаточного уровня, в лучшем случае до нуля. t_2 - время прекращения действия ЗМ или окончания периода времени, на которое рассчитывается доза. Тогда предотвращаемая доза определяется площадью заштрихованного участка под кривой.

Таким образом, предотвращаемая доза является той частью прогнозируемой дозы, которая исключается защитным мероприятием. Эффективность ЗМ определяется отношением предотвращаемой дозы к прогнозируемой:

$$E = \frac{D_{\text{ид.д.}}}{D_{\text{ид.и.}}}$$

Для принятия решения нужно знать прогнозируемую дозу и эффективность рассматриваемого ЗМ. Если прогнозируемая доза не превышает уровень А, выполнение данной меры защиты неоправданно, так как $D_{\text{пред.}}$ не может быть больше $D_{\text{прогн.}}$. Срочное выполнение ЗМ безусловно необходимо, если $D_{\text{прогн.}}$ достигает порога детерминированных эффектов (таблица 6.1). Если $D_{\text{прогн.}}$ превышает уровень А в табл. 6.3, 6.4, то с учетом эффективности ЗМ нужно сравнить предотвращаемую дозу с уровнями критерия и принимать решение о выполнении ЗМ при $D_{\text{пред.}}$ достигающей и превосходящей уровень Б. Если $A < D_{\text{пред.}} < B$, то или иное решение принимается с учетом конкретных обстоятельств аварии и местных условий. Период времени, на который рассчитывается доза, следует брать, в зависимости от вида ЗМ, соответствующий указанному в таблицах 6.1, 6.3, 6.4 (2 суток, 10 суток, 1 год, длительность отселения).

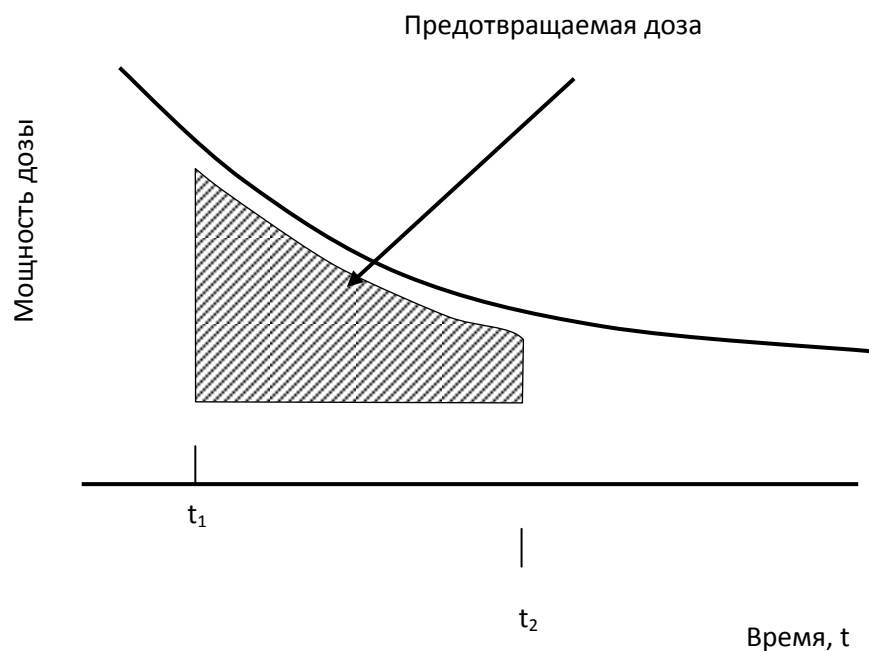


Рис 1. Снижение дозы облучения защитным мероприятием.
(Графическое представление понятия предотвращаемой дозы)

На ранней фазе аварии, когда в условиях дефицита времени и информации нужно срочно принимать решения о неотложных мерах защиты (укрытие, йодная профилактика, эвакуация), приходится фактически принимать консервативно прогнозируемую дозу за предотвращаемую. Поэтому в НРБ-96 критерии для принятия неотложных решений в начальном периоде радиационной аварии были указаны в терминах прогнозируемой дозы. При подготовке издания НРБ-99 было решено критерии в таблице 6.3 указать в терминах предотвращаемой дозы – на том основании, что так в то время формулировались общие уровни вмешательства в документах МКРЗ и МАГАТЭ. (публикации 60 и 63 МКРЗ, Основные стандарты безопасности МАГАТЭ). Теперь и МКРЗ в публикации 103, подтверждая фундаментальную роль предотвращаемой дозы в

принципах вмешательства как величины, предназначенной для регулирования целесообразности защитных мероприятий при предварительном их планировании, рекомендует для принятия неотложных решений в конкретных ситуациях референтные (в терминологии МКРЗ) уровни *прогнозируемой* дозы.

При уровнях облучения ниже обозначенного дозового порога серьезных детерминированных эффектов решения следует принимать с учетом социальных издержек самого вмешательства. Уровни вмешательства (УВ), т.е. численные значения индивидуальной дозы облучения (первичные или основные УВ) или параметров радиационной обстановки (производные УВ – уровни загрязнения тех или иных объектов окружающей среды, либо мощности дозы гамма-излучения) не могут быть рекомендованы универсально, так как их обоснование зависит от конкретных обстоятельств аварийной ситуации. Тем не менее, при предварительном планировании на случай аварии целесообразно руководствоваться некоторыми граничными величинами либо диапазоном значений УВ, в пределах которых вероятно должны находиться обоснованные и оптимизированные УВ.

Это особенно важно на случай крупномасштабных радиационных аварий с радиоактивным загрязнением обширной территории и опасностью облучения больших контингентов населения. Опыт преодоления последствий Чернобыльской аварии показал необходимость априорного установления нормативно закрепленных критериев для принятия решений о защитных мероприятиях как неотложного характера, так и долгосрочных. Поэтому в разделе 6 НРБ основное внимание уделено обеспечению радиационной защиты населения при крупномасштабной аварии. Соответствующие критерии сформулированы в п.6.7 и таблицах 6.3, 6.4 и 6.5 НРБ.

Формулировка уровней критериев означает, что соответствующие меры защиты могут быть оправданы при превышении уровня А и являются обязательными при достижении и превышении уровня Б. Наличие диапазона между А и Б позволяет принимать решения в зависимости от конкретных обстоятельств аварии и местных условий и в то же время избежать как недооценки ситуации и существенного переоблучения людей, так и принятия необоснованных мер защиты.

Верхний уровень Б предназначен для исключения детерминированных эффектов и ограничения риска отдаленных стохастических последствий. Установление нижнего уровня А служит минимизации неоправданных социальных издержек, то есть предотвращению выполнения защитных мероприятий, сопровождающихся социальным ущербом (включая финансовые затраты, риск для здоровья населения самих мер защиты, неблагоприятные социально-психологические и политические последствия), значительно превосходящим предполагаемую пользу от снижения доз облучения. Наличие заранее установленного нижнего уровня в основном регламентирующем документе послужит ограничению неизбежного субъективизма при принятии решений и социального давления на лиц, принимающих решения, а также облегчит возвращение к нормальным условиям после выполнения, в случае необходимости, защитных мероприятий.

Численные значения уровней критерия в таблицах 6.3 и 6.4 относятся к защитным мероприятиям в случае крупномасштабной аварии с радиоактивным загрязнением обширных территорий, когда могут иметь место различные пути облучения человека: внешнее излучение, ингаляционное поступление и внутреннее облучение вследствие потребления загрязненных продуктов питания. Численные значения уровней критерия

установлены различными в зависимости от пути облучения и вида защитного мероприятия.

Наиболее экстренных мер требует защита населения от опасности, существующей непосредственно при прохождении над территорией облака радиоактивного выброса и в самый

начальный период после выпадения загрязнения на территорию: ингаляционное поступление и внешнее облучение. Различные меры защиты неравноценны по реальным возможностям их своевременного выполнения, по степени нарушения нормальной жизнедеятельности населения и по психологическому воздействию на население. В этом смысле самой нежелательной мерой защиты является эвакуация. Разные пути облучения в общем случае существенно различны по масштабам опасности. Наибольший контингент населения может подвергнуться облучению за счёт потребления загрязнённых продуктов питания. Наконец, степень неопределённости при оценке прогнозируемой дозы будет также различной для разных путей облучения.

В связи с этим выбор уровней предотвращаемой дозы, дающих основание для принятия решения о тех или иных мерах защиты, должен определяться не только соображениями биологического риска облучения, но и следующими факторами: масштабом потенциальной опасности, относительной экстренностью защиты, степенью неопределённости в прогнозировании уровней облучения или загрязнения, реальными возможностями своевременного выполнения мероприятия, затруднениями, неблагоприятным психологическим эффектом и риском для здоровья населения, которые могут возникнуть при выполнении защитного мероприятия. С учётом этих факторов целесообразно для одних мер (таких как эвакуация) и путей облучения (внешнее облучение и ингаляционная опасность в начальном периоде радиационной аварии) руководствоваться в основном уровнями близкими к существенно опасным для индивидуума (по

детерминированным эффектам). Для других мер защиты и путей облучения – уровнями более низкими, при которых биологический риск может выражаться лишь некоторой вероятностью отдалённых последствий среди большой группы населения (стохастические эффекты).

Исходя из указанных соображений, численные значения критериев для принятия решений установлены в диапазоне от пределов доз при нормальной эксплуатации источников излучения (уровень А для ограничения потребления загрязнённых продуктов питания) до близких к порогу детерминированных эффектов (уровень Б для эвакуации как наиболее «жесткой» меры защиты). Значения критерия для йодной профилактики установлены различными применительно к взрослым и детям. Это обусловлено предположением о том, что риск радиогенного рака щитовидной железы при облучении в детском возрасте может быть в 2-3 раза выше, чем у взрослых. Для укрытия и эвакуации численные значения критериев одинаковы применительно к детям и взрослым ввиду нежелательности разделения семей при выполнении этих мер защиты.

При практическом применении критериев, как при априорном планировании защиты населения, так и при реализации в случае аварии следует учитывать, что первостепенной задачей неотложных мер защиты является предотвращение детерминированных эффектов, в том числе и не классифицированных как “серьёзные”, аргументирующие выполнение мер защиты при любых обстоятельствах. Поэтому уровни А и Б критериев в таблице 6.3 выражены в единицах поглощенной дозы (мГр) – в отличие от эффективной дозы (в мЗв, таблица 6.4), которая является мерой риска возникновения стохастических последствий облучения человека. Например, если прогнозируемая доза на все тело достигает 100 мГр (предполагаемый порог поглощенной дозы кратковременного облучения плода для тератогенных эффектов), следует рассматривать решение о первоочередной эвакуации беременных женщин. В то же время критерии в таблице 6.3

служат и ограничению риска стохастических эффектов. Так, уровень А для йодной профилактики детей соответствует эффективной дозе 5 мЗв, то есть пределу дозы для населения за отдельный год при нормальной эксплуатации источников излучения.

Важным моментом является то, что при установлении дозовых уровней критерия для принятия решений предполагалось, что оценка прогнозируемой дозы выполняется таким образом, чтобы реальные уровни облучения не превысили прогнозируемых. Это должно учитываться в разработках методов прогнозирования уровней облучения вследствие радиационной аварии по предполагаемым сценариям аварии, по технологическим данным о ходе аварии, о поступлении радиоактивных веществ в окружающую среду, метеоданным и по данным измерений на территории, подвергшейся радиоактивному загрязнению, а также с учетом местных условий, определяющих уровни загрязнения территории и облучения людей. Тогда решения о защитных мероприятиях будут выполняться фактически при уровнях реальных доз облучения более низких, чем прогнозируемая доза. Соответственно и предотвращаемая доза будет рассчитываться с коэффициентом запаса относительно реально обеспечиваемой защитным мероприятием, то есть фактически меры защиты будут оправданы при предотвращаемых дозах более низких, чем уровни критерия..

Длительность 10 суток в таблице 6.3 взята как предполагаемый максимальный период времени после возникновения аварии, когда уже не ожидается ухудшения радиационной обстановки. Однако сами мероприятия (укрытие, йодная профилактика, эвакуация) носят неотложный характер, так как от своевременности их выполнения зависит эффективность защиты. Например, эффективность йодной профилактики (приема внутрь препаратов стабильного йода для предотвращения поступления радиоактивного йода в щитовидную железу), выраженная в кратности снижения прогнозируемой дозы, падает от почти 100 ($E=0,99$) при приеме йодистого калия перед

ингаляционным поступлением и 10 ($E=0,9$) через 2 часа после поступления до всего 2 ($E=0,5$) при приеме через 6 часов после вдыхания йода-131 и практически до нуля через 12 часов. Этот пример иллюстрирует то положение, что при составлении планов по защите населения применительно к конкретным радиационным объектам и сценариям возможных аварий следует предусматривать при определенных обстоятельствах принятие решений и выполнение неотложных мер защиты, указанных в таблице 6.3, не дожидаясь получения дозиметрической информации по результатам измерений на местности, в частности объемной активности радиоизотопов йода в воздухе.

Критерии в таблице 6.4 относятся к мерам защиты менее срочным, рассчитанным на возможное длительное действие и направленным на ограничение стохастических последствий облучения человека. Поэтому уровни критерия приведены в единицах эффективной дозы как меры риска возникновения отдаленных последствий.

Ограничение потребления загрязненных продуктов питания означает не только запрет на потребление загрязненных пищевых продуктов, но также и агротехнические и технологические способы снижения содержания радионуклидов в продукции сельскохозяйственного производства и промышленной переработки. Отселение, как и эвакуация, означает перемещение людей за пределы загрязненной территории или на территорию с меньшим уровнем загрязнения. В отличие от эвакуации, осуществляемой как неотложная мера защиты в первые часы и дни после возникновения аварии, решение об отселении принимается после детального изучения радиационной обстановки, и отселение может быть как временным, то есть рассчитанным на возвращение населения на прежнее место жительства, так и постоянным, то есть рассчитанным на переселение на постоянное жительство в другом месте. Соответственно, предотвращаемая доза рассчитывается как интеграл мощности дозы с момента начала отселения до возвращения либо как пожизненная доза с начала отселения. В пункте 6.4

НРБ приведены ориентировочные уровни вмешательства, рекомендованные в действующих МОНБ, но основным критерием являются указанные в таблице 6.4 НРБ доза за первый год после аварии (50-500 мЗв) и за все время отселения (1000 мЗв).

Следует отметить, что значение 1000 мЗв при длительном накоплении дозы неадекватно приведенному в таблице 6.1 порогу детерминированных эффектов при кратковременном облучении всего тела (1 Гр), так как возможность возникновения эффекта зависит не только от дозы, но и от темпа ее накопления. Чем больше радиационное воздействие растянуто во времени, тем меньше вероятность возникновения лучевых поражений и их тяжесть. Иначе говоря, с уменьшением мощности дозы повышается дозовый порог возникновения детерминированных эффектов. Так, поражение костного мозга, соответствующее острому (кратковременному) облучению в дозе 1 Гр, наступит при дозе на все тело 4 Гр, если облучение будет растянуто в течение нескольких месяцев.

Критерии для принятия решений об ограничении потребления загрязненных продуктов питания в виде удельной активности в пищевых продуктах приведены в таблице 6.5 для основных радионуклидов наиболее существенных при ситуациях с радиоактивным загрязнением территории, в том числе при аварийном выбросе смеси радионуклидов в случае аварии на ядерном реакторе. В допущении, что потребление загрязненных пищевых продуктов составляет 1 кг/сут (обычно один-два вида продуктов вносят доминирующий вклад в пищевое поступление радионуклида в организм), и эффективная длительность загрязнения продукта на уровне А(Б) составляет 30 дней по йоду-131 и 365 дней по другим радионуклидам, ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения критических возрастных групп будет приблизительно 5 (50) мЗв по йоду-131 и радионуклидам цезия и 1(10) мЗв по радионуклидам, длительно удерживающимся в организме (стронций-90 и трансурановые элементы), что соответствует дозовым критериям в

таблице 6.4. Наличие диапазона уровней удельной активности в таблице 6.5 позволяет дифференцированно устанавливать конкретные значения для различных пищевых продуктов в зависимости от радионуклидного состава загрязнения, местных условий, рационов питания населения и путей реализации сельскохозяйственной продукции, производимой в зоне радиоактивного загрязнения.

При проведении мероприятий по защите населения в случае аварийного загрязнения обширной территории устанавливается зона радиационной аварии (ЗРА). На начальной и промежуточной стадиях защитных мероприятий ЗРА целесообразно определить как территорию, на которой суммарное внешнее и внутреннее облучение в единицах эффективной дозы может превышать 5 мЗв за первый год, то есть дозовый предел за отдельно взятый год для лиц из населения (см. табл.3.1 НРБ) и нижние значения уровня А в таблицах 6.3 и 6.4. При длительном загрязнении территории долгоживущими радионуклидами восстановительная стадия защитных мероприятий продолжается до тех пор пока обусловленное радиационной аварией дополнительное облучение населения превышает 1 мЗв, то есть основной дозовый предел для лиц из населения. Тогда зонирование загрязненной территории по характеру защитных мероприятий осуществляется таким образом, как это указано в п.3.4 Приложения 5 НРБ.

Критерии в таблицах 6.3-6.4 привязаны к наиболее эффективным мерам защиты, но предполагаются и другие защитные мероприятия, которые могут оказаться целесообразными для ограничения облучения населения вследствие широкомасштабной радиационной аварии. Следует заметить, что формулировка нижнего уровня А не означает запрещения выполнения мер защиты (см. в п. 6.7 – «... нет необходимости ...»), особенно таких мероприятий, которые совсем или почти не нарушают нормальную жизнедеятельность населения, например дезактивация территории или

агротехнические меры по снижению поступления радионуклидов в сельскохозяйственную продукцию пищевого назначения.

Критерии для принятия решений, установленные в НРБ-99, предназначены служить нормативной основой при планирования защитных мероприятий в случае крупномасштабной аварии применительно к конкретным радиационным объектам и условиям их размещения с учетом вероятных типов аварий, сценариев развития аварийной ситуации и ожидаемой радиационной обстановки, реальных возможностей своевременного выполнения мер защиты, общественного восприятия принимаемых решений. В конкретных планах необходимо, наряду с дозовыми оценками, обоснование производных уровней вмешательства (ПУВ) в единицах параметров радиационной обстановки, которые могут быть измерены, например мощность дозы внешнего гамма-излучения, объемная активность радионуклидов в воздухе, плотность радиоактивного загрязнения поверхности территории и пр.

Руководствование производными уровнями вмешательства (ПУВ) особенно существенно на ранней стадии радиационно опасной ситуации, когда нужно принимать неотложные решения о необходимых мерах защиты населения или отсутствии такой необходимости. Примером ПУВ являются критерии для объявления на АЭС режима чрезвычайной ситуации. при которой возникает опасность сверхнормативного облучения персонала и населения. Критериями для объявления состояния «аварийная обстановка», при котором может потребоваться принятие мер защиты населения являются регистрация на территории зоны наблюдения мощности эквивалентной дозы гамма-излучения >20 мкЗв/ч и объемной активности ^{131}I в воздухе >670 Бк/м^{3*}. При консервативном допущении длительности постоянного

* Положение о порядке объявления аварийной обстановки, оперативной передачи информации и организации экстренной помощи атомным станциям в случае радиационно опасных ситуаций: НП-005-98. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Ввуд. 01.11.02.

радиационного воздействия на уровне ПУВ в течение 10 суток указанные численные значения параметров радиационной обстановки соответствуют нижнему пределу доз в таблице 6.3 – 5 мГр на все тело и 50 мГр на щитовидную железу ребенка в возрасте 1-2 года.

Раздел 7. Требования к контролю за выполнением Норм

В комментируемом разделе НРБ-99/2009 изложены общие требования к контролю за радиационной безопасностью. В НРБ-99/2009 под радиационным контролем понимается «получение информации о радиационной обстановке в организации, в окружающей среде и об уровнях облучения людей (включает в себя дозиметрический и радиометрический контроль)». В законе «О радиационной безопасности населения» дано более широкое определение радиационного контроля (статья 11), под которым понимают не только получение информации, но и регулирование, управление радиационной обстановкой, обеспечение информационной поддержки управления радиационной безопасностью. Более того, в соответствии с разделом «Термины и определения» радиационный контроль рассматривается как «работа с источником ионизирующего излучения». Контроль за радиационной безопасностью является одним из основных элементов всей системы радиационной безопасности (рис.1). Он позволяет применять на практике основные принципы радиационной безопасности.



Рис. 7. 1. Система радиационной безопасности в России

Правовые, нормативные, практические и другие аспекты обеспечения радиационной безопасности в России нашли отражение в целом ряде документов различного уровня, начиная с Федеральных Законов и заканчивая отраслевыми методиками. В комментируемом здесь разделе, посвященном требованиям к контролю за выполнением Норм, содержатся наиболее общие положения, касающиеся этого вопроса. Все детали и специфика различных видов радиационного контроля являются предметом документов более низкого уровня.

Раздел 7 НРБ-99/2009 построен с использованием следующей логики: сначала определено место и основные цели радиационного контроля (п. 7.1), затем перечислены объекты, процессы и факторы, подлежащие контролю (п. 7.2), и дан список контролируемых параметров (п. 7.3).

В НРБ-99/2009 допустимое содержание радионуклидов в организме не регламентируется. Это связано с введением концепции эффективной дозы. В определение эффективной дозы (эквивалентной дозы в органе) в качестве

компонента, отражающего внутреннее облучение, введена ожидаемая эффективная (эквивалентная) доза. Ее значение определяется поступлением в организм радионуклидов за текущий год. Таким образом, исходной информацией для расчета этого компонента годовой эффективной дозы является значение годового поступления (а не содержания в организме или отдельных его органах) радионуклидов. Исходя из этого, схема оценки годовой эффективной дозы внутреннего облучения должна строиться на основе определения поступления радионуклидов в организм. Для решения этой задачи, данные об индивидуальном содержании радионуклидов в организме, полученные с помощью счетчиков излучения человека, являются предпочтительными, но лишь в ряду других данных, таких, например, как данные измерений концентраций радионуклидов в воздухе или продуктах питания в совокупности с данными о характере поведения людей и количестве потребляемых ими продуктов. Иными словами, на основании данных об индивидуальном содержании радионуклидов в организме, также как и на основании других данных необходимо оценить поступление радионуклидов в организм, а затем, используя дозовые коэффициенты, определить значение эффективной дозы.

В заключение п. 7.3 написано: “Переход от измеряемых величин к нормируемым определяется методическими указаниями по проведению соответствующих видов контроля”. Эта фраза требует пояснения.

Дело в том, что нормируемые величины - эффективная доза и эквивалентная доза в органе - не являются измеряемыми величинами. Их значения на практике необходимо оценивать на основе других, измеряемых величин, таких, например, как мощность дозы гамма-излучения или плотность потока β - частиц. Связь между различными величинами, используемыми в радиационной безопасности, схематически показана на рисунке 7.2.

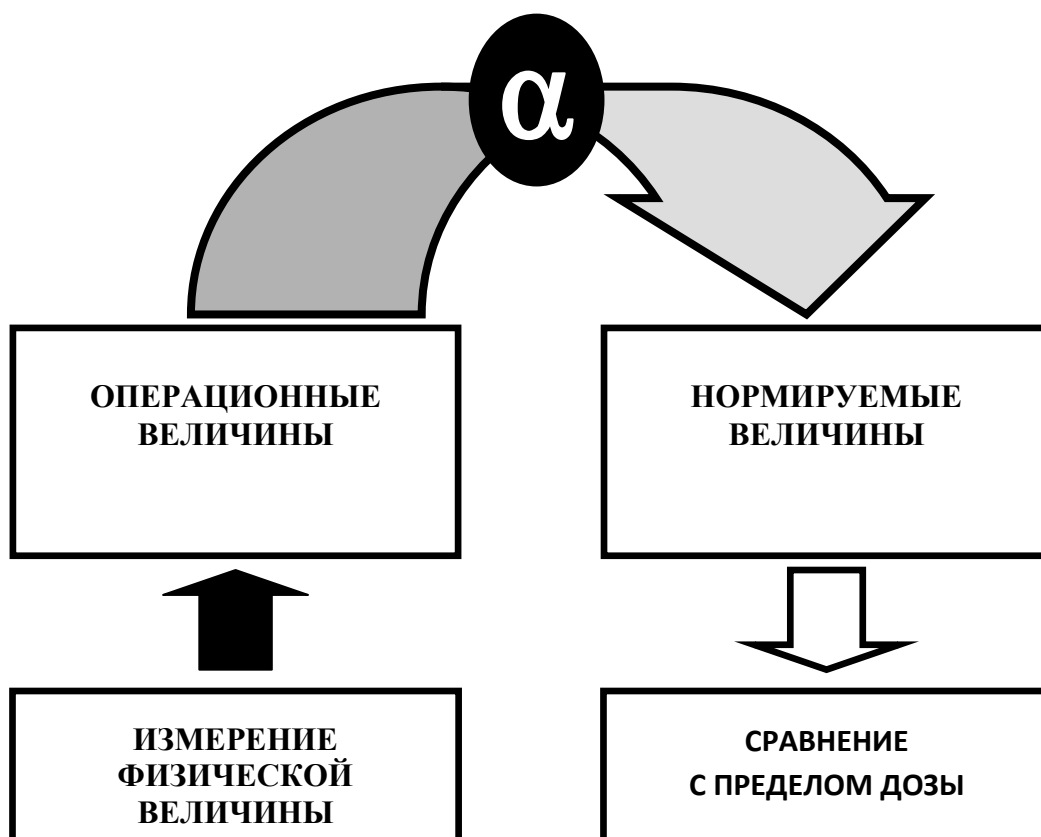


Рис.7.2. Связь между различными величинами, использующимися в радиационной безопасности.

Такие физические величины как керма, поглощенная доза, флюенс частиц воспроизводятся с помощью соответствующих эталонов и, конечно, являются измеримыми на практике. Операционные величины, такие как амбиентный эквивалент дозы и индивидуальный эквивалент дозы, также являясь измеримыми на практике и, как правило, представляют собой консервативную оценку нормируемых величин, измерение которых на практике не представляется возможным. Поэтому оценка дозы для целей сравнения с установленными дозовыми пределами или контрольными уровнями, выполненная на основе операционных величин, будет приводить к консервативной оценке реальных доз облучения людей. Если значение операционной величины меньше предела дозы или установленного контрольного уровня, то дальнейшие измерения не требуются. В противном

случае необходимы дополнительные измерения и/или дополнительная информация о характеристиках поля излучения и поведении человека в этом поле, для того, чтобы на основании измерений или расчетов оценить более реальное значение контролируемого параметра и вновь сравнить его с пределом дозы (контрольным уровнем). Измерения или расчеты, выполняемые для целей оптимизации или в случаях повышенного облучения, также предполагают оценку реальных доз облучения, а не их консервативных значений.

В п. 7.4 говорится о контрольных уровнях. Процедура установления контрольного уровня должна быть основана на двух принципах: непревышения установленного дозового предела и реализации на практике принципа оптимизации радиационной безопасности. Известно, что выполнение одних и тех же операций с источниками ионизирующего излучения на разных предприятиях могут различаться в несколько раз. Разумное установление контрольного уровня имеет целью закрепление на практике достигнутых положительных тенденций в уменьшении уровней облучения персонала и населения, радиоактивного загрязнения окружающей среды, улучшении условий труда с источниками ионизирующего излучения. Численные значения контрольных уровней устанавливаются администрацией предприятия по согласованию с органами исполнительной власти, уполномоченными осуществлять государственный санитарно-эпидемиологический надзор. Систематическое превышение значений контрольных уровней свидетельствует о неудовлетворительном качестве проведения соответствующих работ с источниками ионизирующего излучения (т. е. об отсутствии оптимизации).

Радиационный контроль организаций и территорий предусматривает проведение контроля и учета индивидуальных доз облучения людей – персонала группы А и Б, пациентов, населения - при использовании источников ионизирующего излучения, проведении медицинских рентгенологических процедур, а также обусловленных естественным

радиационным и техногенно измененным радиационным фоном. Постановлением Правительства РФ от 16.06. 97 № 718 «О порядке создания единой государственной системы контроля и учета доз облучения граждан», во исполнение статьи 18 Федерального закона «О радиационной безопасности населения» № 3-ФЗ от 09.01.96 г. в России создана и функционирует Единая государственная система контроля и учета доз облучения населения Российской Федерации (ЕСКИД). Необходимость контроля и учета доз облучения, полученных гражданами при использовании источников ионизирующего излучения, в рамках ЕСКИД и декларирует пункт 7.5.

В п. 7.6 в общем виде формулируются положения по оценке радиационной безопасности на основании совокупности данных:

- оценка радиационной безопасности включает характеристику радиоактивного загрязнения окружающей среды – почвы, воздуха, подземных и поверхностных вод и других объектов окружающей среды, а также питьевой воды и пищевых продуктов;

- анализ системы радиационной безопасности на конкретном радиационном объекте основывается прежде всего на оценке эффективности мероприятий по обеспечению радиационной безопасности. На каждом радиационном объекте должно быть разработано Положение о службе радиационной безопасности, которое утверждается его руководителем и согласовывается с органом исполнительной власти, уполномоченным осуществлять государственный санитарно-эпидемиологический надзор; программа радиационного контроля, представляющая собой пакет документов по организации системы контроля – видов, объема, порядка контроля, перечня технических средств, структуры и штатов службы радиационной безопасности, должностные инструкции и др. с учетом особенностей и условий выполняемых работ;

- вероятность радиационных аварий и их масштаб определяется видом источника ионизирующего излучения, областью применения, технологией и

способом применения источника ионизирующего излучения, активностью источника излучения, видом радионуклида(ов); применением или отсутствием технических мер по снижению вероятности событий, вследствие которых могут быть превышены граничные значения обобщенного риска, установленные НРБ-99/2009; достигнутым уровнем радиационной безопасности на конкретном радиационном объекте;

- степень готовности к эффективной ликвидации радиационных аварий и их последствий на радиационном объекте определяется наличием обученных специалистов (дозиметристов, радиохимиков, физиков, специалистов по радиационной гигиене и др.), необходимого материально-технического обеспечения, планов аварийного реагирования;

- анализ доз облучения, получаемых отдельными группами населения от всех источников ионизирующего излучения и числа лиц, подвергшихся облучению выше установленных пределов доз облучения, должен проводиться в соответствии с Федеральным законом «О радиационной безопасности населения» и Постановлением Правительства РФ от 16.06. 97 № 718 «О порядке создания единой государственной системы контроля и учета доз облучения граждан». Оценивается средняя годовая эффективная и коллективная доза облучения населения и число облучаемых лиц отдельно за счет природного и техногенно измененного радиационного фона, техногенного, аварийного и медицинского облучения и средняя годовая эффективная и коллективная доза облучения населения и число облучаемых лиц за счет всех источников ионизирующего излучения. Снижение доз от каждого источника излучения должно, прежде всего, достигаться за счет уменьшения облучения критических групп населения для этого источника излучения.

Раздел 8. Значения допустимых уровней радиационного воздействия в нормальных условиях эксплуатации источников ионизирующего излучения

В данный раздел добавлена таблица 8.10, на которую в пункте 8.9 раздела 8 НРБ-99 имелась ссылка, а сама таблица отсутствовала. Приведенные в табл. 8.10 численные значения допустимых уровней снимаемого радиоактивного загрязнения поверхности транспортных средств, используемых для перевозки радиоактивных веществ и материалов, соответствуют требованиям современных действующих документов, в первую очередь, СанПиН 2.6.1.1281-03 «Санитарные правила по радиационной безопасности персонала и населения при транспортировании радиоактивных материалов (веществ)».

Термины и определения

1. В НРБ-99/2009 представлены термины и определения применительно только к Нормам, в отличие от НРБ-99, в которых термины и определения были едиными к Нормам и Правилам (НРБ и ОСПОРБ). В этой связи НРБ-99/2009 исключены термины, не используемые в данном документе, а именно:

- *«авария радиационная проектная»,*
- *«категория объекта радиационного»,*
- *«класс работ»,*
- *«органы государственного надзора за радиационной безопасностью»,*
- *«паспорт радиационно-гигиенический организации»,*
- *«паспорт радиационно-гигиенический территории»,*
- *«паспорт санитарный»,*
- *«санпропускник»,*

- «саншлюз».

2. Термин «радиационная авария» перенесен в соответствии с алфавитной расстановкой по существительному - «авария радиационная».

3. В определения ряда терминов внесены принципиальные изменения:

• **Вмешательство** - деятельность, направленная на снижение вероятности, либо дозы, либо неблагоприятных последствий облучения населения при радиационных авариях, при обнаружении радиоактивных загрязнений объектов окружающей среды или повышенных уровней природного облучения на территориях, в зданиях и сооружениях.

Впервые определено, что вмешательство применимо и в условиях повышенных уровней природного облучения, а не только техногенного.

• **Облучение медицинское** - облучение ионизирующим излучением, которому подвергаются: а) пациенты при прохождении ими диагностических или терапевтических медицинских процедур; б) лица (за исключением медицинского персонала), которые сознательно и добровольно помогают в уходе за пациентами в больнице или дома; в) лица, проходящие медицинские обследования в связи с профессиональной деятельностью или в рамках медико-юридических процедур; и г) лица, участвующие в медицинских профилактических обследованиях и в медико-биологических исследованиях.

В определении термина «**облучение медицинское**» дан перечень лиц и условий, при которых облучение определяется как медицинское.

• **Облучение потенциальное** - облучение, которого нельзя ожидать с абсолютной уверенностью, но которое может иметь место в результате аварии с источником, либо события или последовательности событий гипотетического характера, включая отказы оборудования и ошибки во время эксплуатации.

В определении термина **«облучение потенциальное»** уточнены условия, при которых облучение определяется как потенциальное.

- **Объект радиационный** - *физический объект (сооружение, здание, огороженный комплекс зданий), где осуществляется обращение с техногенными источниками ионизирующего излучения.*

- *Объект радиационный* - это не организация, как было определено в НРБ-99, а «физический объект (сооружение, здание, огороженный комплекс зданий), где осуществляется обращение с техногенными источниками ионизирующего излучения».

- **Персонал** - *лица, работающие с техногенными источниками излучения (группа А) или работающие на радиационном объекте или на территории его санитарно-защитной зоны и находящиеся в сфере воздействия техногенных источников (группа Б).*

- **НРБ-99: Персонал** - лица, работающие с техногенными источниками излучения (группа А) или находящиеся по условиям работы в сфере их воздействия (группа Б).

- Уточнено определение персонала группы Б. Это лица, работающие на радиационном объекте или на территории его санитарно-защитной зоны и находящиеся в сфере воздействия техногенных источников.

- **НРБ-99/2009: Санитарно-защитная зона** – *территория вокруг радиационного объекта, за пределами которой уровень облучения*

населения за счет нормальной эксплуатации радиационного объекта не превышает установленную для него квоту.

• **НРБ-99:** *Санитарно-защитная зона* - территория вокруг источника ионизирующего излучения, на которой уровень облучения людей в условиях нормальной эксплуатации данного источника может превысить установленный предел дозы облучения населения.

• В новом определении термина «*санитарно-защитная зона*» – три новых аспекта: во-первых – «... территория ... за пределами которой ...», во-вторых – «... уровень облучения населения за счет нормальной эксплуатации радиационного объекта **не превышает установленную ...**», и в-третьих «... **для него квоту**», а не пределы доз.

Литература

Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения». Серия изданий по безопасности № 115.-МАГАТЭ, Вена.- 1997.-382 с.

ICRP, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication No 60.- Ann ICRP 21 (1-3), Oxford: Pergamon Press (1991) (Радиационная безопасность. Рекомендации МКРЗ 1990 г. Ч. 1, Ч. 2. М.: Энергоатомиздат, (1994)).

Публикация 103 Международной Комиссии по радиационной защите (МКРЗ). Пер с англ. /Под общей ред. М.Ф. Киселёва и Н.К.Шандалы. М.: Изд. ООО ПКФ «Алана», 2009.

Joint ILO/WHO Committee on Occupational Health, Epidemiology of Work - related Diseases and Accidents, Technical Reports Series 777, WHO,1989.