МИНИСТЕРСТВО РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
МИНИСТЕРСТВО ЗДРАВООХРАНЕНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ
ФЕДЕРАЛЬНОЕ УПРАВЛЕНИЕ МЕДИКО-БИОЛОГИЧЕСКИХ
И ЭКСТРЕМАЛЬНЫХ ПРОБЛЕМ

2.6.1. Ионизирующее излучение, радиационная безопасность

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ИНДИВИДУАЛЬНЫХ ЭФФЕКТИВНЫХ И ЭКВИВАЛЕНТНЫХ ДОЗ И ОРГАНИЗАЦИЯ КОНТРОЛЯ ПРОФЕССИОНАЛЬНОГО ОБЛУЧЕНИЯ В КОНТРОЛИРУЕМЫХ УСЛОВИЯХ ОБРАЩЕНИЯ С ИСТОЧНИКАМИ ИЗЛУЧЕНИЯ. ОБЩИЕ ТРЕБОВАНИЯ.

Методические указания МУ 2.6.1.016–2000

Издание официальное

gost.e-ecolog.ru

СОДЕРЖАНИЕ

Предисловие ... 25
Введение ... 25
Список литературы ... 27
1. Область применения ... 28
2. Нормативные ссылки ... 29
3. Термины, определения и условные обозначения ... 30
3.1. Термины и определения ... 30
3.2. Условные обозначения ... 35
4. Цели контроля профессионального облучения ... 36
5. Нормируемые величины профессионального облучения ... 37
6. Содержание контроля профессионального облучения ... 38
7. Операционные величины дозиметрического контроля ... 39
8. Определение индивидуальных доз профессионального облучения ... 40
8.1. Определение доз посредством группового дозиметрического контроля ... 42
8.2. Определение доз посредством индивидуального дозиметрического контроля ... 45
9. Требования к метрологическому, аппаратурному и методическому обеспечению дозиметрического контроля ... 46
10. Организация контроля облучения персонала группы А ... 47
10.1. Регламент радиационного контроля ... 48
10.2. Проведение контроля внешнего облучения ... 49
10.3. Проведение контроля внутреннего облучения ... 50
11. Сохранение информации об облучении персонала ... 50
12. Библиографические данные ... 51
13. Приложения ... 52
Приложение 1. Величины, используемые в дозиметрическом контроле ... 52
Приложение 2. Список исполнителей ... 55

Список таблиц

Табл. 1. Нормируемые величины облучения персонала группы А в нормальных условиях эксплуатации источников излучения ... 36
Табл. 2. Нормируемые величины планируемого повышенного облучения ... 37
Табл. 3. Параметры для определения значений нормируемых эквивалентных доз облучения отдельных органов или тканей ... 37
Табл. 4. Критерии введения индивидуального дозиметрического контроля ... 39
Табл. 5. Соответствие между нормируемыми и операционными величинами при групповом дозиметрическом контроле ... 40
Табл. 6. Соответствие между нормируемыми и операционными величинами при индивидуальном дозиметрическом контроле ... 40
Табл. 7. Значения уровня регистрации, отнесенного к длительности периода контроля, равной одному году ($У_{Р0}$) ... 41
Табл. 8. Приемлемые значения фактора неопределенности определения доз ... 47
Табл. 9. Основные величины и их единицы ... 53
Табл. 10. Амбиентный эквивалент дозы на единичный флюенс, 10^{-12} Зв/(фотон/см^2) ... 54

Список рисунков

Рис. 1. Схема определения $H^*(d)$ ... 35
Рис. 2. Схема определения $H_p(d)$ ... 35
Рис. 3. Организационная схема дозиметрического контроля персонала группы А ... 49

Предисловие

1. Методические указания МУ 2.6.1.016-2000 «Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения. Общие требования» разработаны творческим коллективом под эгидой Методического совета Департамента безопасности и чрезвычайных ситуаций министерства Российской Федерации по атомной энергии.

2. Руководитель работы – к.ф.-м.н. В.А.Кутьков, РНЦ «Курчатовский институт».

3. Исполнители:

к.ф.-м.н. В.А.Кутьков, РНЦ «Курчатовский институт»;

д.т.н., профессор В.П.Ярына, ГНЦ РФ «ВНИИФТРИ»;

к.т.н., с.н.с. В.И.Попов, ГНЦ РФ «Институт биофизики»;

к.т.н. Ю.В.Абрамов, ГНЦ РФ «Институт биофизики»;

д.т.н., с.н.с. Б.В.Поленов, НИЦ «СНИИП»;

к.т.н., с.н.с. О.А.Кочетков, ГНЦ РФ «Институт биофизики»;

А.П.Панфилов, Минатом РФ;

к.м.н. Е.Б.Антипин, Федеральное управление «Медбиоэкстрем»;

к.т.н. А.А.Молоканов, БФАИИЧ ГЦ Госсанэпиднадзора Федерального управления «Медбиоэкстрем».

4. Методические указания утверждены Федеральным управлением медико-биологических и экстремальных проблем (Федеральное управление «Медбиоэкстрем») при Минздраве России 24 мая 2000г.

5. Настоящие методические указания разработаны в соответствии с требованиями следующих законов Российской Федерации:

«О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» ФЗ-52 от 30.03.1999г.;

«О радиационной безопасности населения» ФЗ-3 от 09.01.1996г.;

«Об использовании атомной энергии» ФЗ-170 от 21.11.1995г.;

«Об обеспечении единства измерений» 487-1 от 27.04.1993г.;

«Об информации, информатизации и защите информации» ФЗ-24 от 20.02.1995г.

Введение

В Нормах радиационной безопасности НРБ-99 (далее – Нормы) и Основных санитарных правилах обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ-99 (далее – Правила) сформулированы общие требования к организации и проведению дозиметрического контроля облучения персонала. Для введения в действие Норм и Правил на предприятиях Министерства Российской Федерации по атомной энергии необходима детализация этих требований применительно к номенклатуре источников ионизирующего излучения, эксплуатируемых на предприятиях отрасли и с учетом специфики проводимых работ. Разработка настоящих Методических указаний обусловлена задачей приведения индивидуального дозиметрического контроля персонала предприятий Минатома в соответствие с требованиями Норм и Правил.

В Нормах и Правилах четко разграничены требования к обеспечению радиационной безопасности персонала в контролируемых условиях обращения с источниками излучения и в случае радиационной аварии, когда контроль над источником временно утерян. Принципы обеспечения радиационной безопасности, декларированные в Нормах и Правилах, требуют, чтобы техногенный источник ионизирующего излучения был создан и использовался таким образом, чтобы были установлены и в контролируемых условиях обращения с источниками соблюдались:

- пределы безопасной эксплуатации (т. е. установленные в проекте значения параметров технологического процесса и характеристик состояния систем и оборудования, отклонение от которых может привести к аварии);
- условия безопасной эксплуатации источника (т. е. установленные в проекте минимальные требования к количеству, состоянию работоспособности, характеристикам и техничес-

кому обслуживанию систем и оборудования, важных для безопасности, и при которых обеспечивается соблюдение пределов безопасной эксплуатации).

Контроль доз облучения персонала, являясь важной частью общего контроля за соблюдением Норм и Правил, служит общей цели обеспечения радиационной безопасности – защиты настоящего и будущего поколений людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующего излучения. При достижении общих целей радиационной безопасности возникают две важные задачи, решение которых невозможно без достоверных данных о дозах облучения персонала, т.е. без организации и проведения контроля доз облучения. Первая задача – разумное ограничение доз текущего облучения в условиях нормальной эксплуатации источника излучения (цель – профилактика профессиональных заболеваний путем обеспечения контролируемых условий эксплуатации источника излучения), а также жесткое ограничение доз при планируемом повышенном облучении. Вторая – сведение к минимуму вероятности выхода источника излучения из-под контроля (цель – профилактика профессиональных заболеваний путем предотвращения опасных для здоровья и жизни человека доз потенциального облучения, которое может возникнуть в результате выхода источника из-под контроля).

Дозы облучения персонала на рабочих местах могут превышать установленные в Нормах пределы доз только при несоблюдении пределов и условий безопасной эксплуатации источника. Систематическое снижение доз облучения персонала, равно как и удержание их на достигнутом уровне указывает на стабильное контролируемое состояние источника. Незначительные нарушения регламентов эксплуатации могут привести к малозаметному увеличению доз облучения. Систематическое увеличение доз облучения персонала при отсутствии явных изменений условий эксплуатации источника уже свидетельствует о скрытых нарушениях регламентов эксплуатации. При значительных нарушениях, граничащих с потерей управления источником, дозы облучения могут достигать установленных пределов, а при потере управления, когда источник вышел из-под контроля, дозы облучения отдельных работников как правило значительно превосходят пределы доз. Таким образом, дозы облучения персонала отражают степень нашего контроля над источником.

Дозы облучения персонала, обусловленные эксплуатацией источника излучения, являются мерой потенциального **вреда** здоровью работающего, связанного с его производственной деятельностью. Систематическое повышение доз облучения персонала, равно как и незапланированное значительное приращение дозы, выходящее за рамки, обусловленные проектом и регламентом эксплуатации источника указывают на **опасное** состояние источника и возможность выхода источника из-под контроля.

Текущие годовые дозы облучения работников являются показателем нынешнего состояния радиационной безопасности в организации и служат основой для принятия мер **радиационной защиты** персонала, при этом радиационный контроль является одним из элементов обратной связи в системе управления источником излучения.

Дозы облучения, полученные работником за весь период трудовой деятельности, как правило связаны не с современным состоянием радиационной безопасности на предприятии, а с условиями труда в предшествующие периоды (годы) его трудовой деятельности. Накопленные дозы служат основой для принятия мер **социальной защиты** работника, включая обоснование персональных мер по оказанию медицинской и социальной помощи при принятии решений по компенсации и возмещению ущерба в связи с его профессиональной деятельностью.

Областью действия настоящих Методических указаний является установление общих требований к контролю доз профессионального облучения, отвечающих требованиям Норм и Правил к обеспечению радиационной безопасности персонала в контролируемых условиях эксплуатации источника излучения. Эти общие требования опираются на современную систему дозиметрических величин [10]. Установление требований к определению характеристик облучения работника, необходимых для обоснования персональных мер по оказанию ему медицинской и социальной помощи, выходит за рамки настоящих МУ и является областью действия документов Единой системы контроля и учета индивидуальных

доз облучения граждан Российской Федерации (ЕСКИД).

В контролируемых условиях обращения с источником излучения результатом контроля профессионального облучения является консервативная оценка в терминах индивидуальной дозы нормируемых величин облучения персонала, регламентированных в Нормах и Правилах. Индивидуальная доза облучения принимается равной дозе облучения «стандартного работника», который находился бы в тех же производственных условиях и выполнял бы те же работы с источником, что и данный индивид. Значение индивидуальной дозы приписывается данному индивиду по результатам контроля операционных величин внешнего и внутреннего облучения.

При определении индивидуальной дозы работника, как и в целом в Нормах, игнорируется ее возможное отличие от истинной дозы облучения индивида (эту истинную дозу можно было бы назвать *персональной дозой*), обусловленное различием между характеристиками «стандартного работника» и следующими персональными характеристиками индивида:

- антропометрическими характеристиками тела, отдельных органов и тканей;
- характеристиками физиологических показателей;
- параметрами биокинетики химических элементов в органах и тканях.

Задачей настоящих Методических указаний является установление общих требований к системе дозиметрического контроля персонала предприятий отрасли, работающего с источниками излучения в контролируемых условиях.

Методическими указаниями

- систематизирована номенклатура нормируемых величин профессионального облучения;
- регламентировано содержание контроля профессионального облучения;
- установлены операционные величины дозиметрического контроля;
- регламентированы общие требования к методологии определения индивидуальных доз профессионального облучения;
- сформулированы общие требования к метрологическому обеспечению дозиметрического контроля;
- сформулированы общие требования к организации контроля облучения персонала;
- регламентированы общие требования к сохранению информации об облучении персонала.

Внедрение в практику настоящих Методических указаний при соблюдении преемственности общих требований к дозиметрическому контролю, регламентированных ранее [1], приведет:

- к введению в практику радиационного контроля современной системы дозиметрических величин;
- к получению достоверной информации об индивидуальных дозах облучения персонала;
- к получению достоверной информации о соблюдении Норм;
- к созданию системы контроля обеспечения радиационной безопасности персонала, отвечающей требованиям в этой области, выработанным международным сообществом [2–10].

Список литературы

1. Единые требования к системе приборов индивидуального дозиметрического контроля внешнего облучения (ЕТ ИДК 86). М., 1987.
2. Радиационная безопасность. Рекомендации МКРЗ 1990. Ч.1, Ч.2. М.: Энергоатомиздат, 1994. (1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication № 60. Ann ICRP 21 (1–3) 1991).
3. Radiation Protection and the Safely of Radiation Sources, Safety Series №120. Vienna: IAEA, 1996.
4. International Basic Safety Standards for Protection Against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources. Safety Standards Series № 115. Vienna: IAEA, 1996.

5. Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation. ICRP Publication № 74, ICRU Report № 57. Ann ICRP 26 (3/4), 1996.
6. General Principles for the Radiation Protection of Workers. ICRP Publication № 75. Ann ICRP 27(1), 1997.
7. Occupational Radiation Protection, Safety Standards Series №. RS-G-1.1. Vienna: IAEA, 1999.
8. Assessment of Occupational Exposure due to Intakes of Radionuclides, Safety Standards Series №. RS-G-1.2. Vienna: IAEA, 1999.
9. Assessment of Occupational Exposure Due to External Sources of Radiation: Safety Guide. Jointly sponsored by the International Atomic Energy Agency and the International Labor Office. Safety Standards Series №. RS-G-1.3. Vienna: IAEA, 1999.
10. Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, Report №. 51, Bethesda, MD: ICRU, 1993.

Утверждены Руководителем Департамента безопасности и чрезвычайных ситуаций Минатома России А.М.Агаповым 15 февраля 2000 г.

Утверждены Заместителем Главного государственного санитарного врача РФ по специальным вопросам О.И.Шамовым 24 мая 2000 г.

Согласованы с Начальником Управления метрологии Госстандарта России В.М.Лаховым 24 февраля 2000 г.

2.6.1. Ионизирующее излучение, радиационная безопасность

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ИНДИВИДУАЛЬНЫХ ЭФФЕКТИВНЫХ И ЭКВИВАЛЕНТНЫХ ДОЗ И ОРГАНИЗАЦИЯ КОНТРОЛЯ ПРОФЕССИОНАЛЬНОГО ОБЛУЧЕНИЯ В КОНТРОЛИРУЕМЫХ УСЛОВИЯХ ОБРАЩЕНИЯ С ИСТОЧНИКАМИ ИЗЛУЧЕНИЯ. ОБЩИЕ ТРЕБОВАНИЯ.

Методические указания
МУ 2.6.1.016 - 2000
Дата введения – с момента утверждения
Издание официальное

© Министерство Российской Федерации по атомной энергии
© Федеральное управление медико-биологических и экстремальных проблем при Министерстве здравоохранения Российской Федерации (Федеральное управление "Медбиоэкстрем")
Настоящие методические указания по методам контроля не могут быть полностью или частично воспроизведены и тиражированы без разрешения Минатома России и Федерального управления "Медбиоэкстрем".

Область применения

§ 1.1. Методические указания «**Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения. Общие требования**» (далее – *Методические указания* или МУ) являются основополагающим документом в иерархии системы документов по контролю доз облучения персонала, развивающими основные положения Норм радиационной безопасности НРБ-99 (далее – Нормы) и Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ-99 (далее – Правила) в

форме требований к методам контроля доз облучения персонала и организацию соответствующего контроля на радиационных объектах в условиях внешнего и внутреннего облучения при работе с техногенными источниками ионизирующих излучений в контролируемых условиях обращения с ними.

§ 1.2. Методические указания распространяются на методы определения индивидуальных эффективных и эквивалентных доз облучения персонала и организацию соответствующего контроля в организациях Минатома России, к которым относятся:

- предприятия (радиационные объекты), находящиеся в ведении Министерства Российской Федерации по атомной энергии,
- предприятия (радиационные объекты), подотчетные Министерству Российской Федерации по атомной энергии независимо от их формы собственности.

Методические указания в области контроля внутреннего облучения персонала распространяются на дозиметрический контроль при поступлении радионуклидов в организм через органы дыхания. Требования к методам определения доз и организации соответствующего контроля при иных путях поступления радионуклидов в организм определяются отдельными МУ.

Требования к методам определения доз и организации соответствующего контроля при аварийном облучении определяются отдельными МУ.

§ 1.3. Методические указания предназначены для использования при разработке методов, средств и регламентов дозиметрического контроля персонала для осуществления приборного, методического и метрологического обеспечения радиационного контроля в организациях Минатома России.

§ 1.4. В целях обеспечения единства методических подходов к дозиметрическому контролю при введении в практику Норм и Правил настоящие Методические указания устанавливают:

- номенклатуру дозиметрических величин радиационного контроля внешнего и внутреннего облучения при обращении с источниками ионизирующего излучения в контролируемых условиях;
- общие требования к методам определения дозиметрических величин;
- общие требования и принципы организации, планирования и проведения дозиметрического контроля со стандартизацией основных положений системы контроля индивидуальных доз облучения персонала.

§ 1.5. Требования настоящих Методических указаний не распространяются на методы определения доз облучения персонала, связанных с производственной деятельностью за период времени, предшествовавший введению в действие настоящих МУ.

Установление требований к определению характеристик облучения работника, необходимых для обоснования персональных мер по оказанию ему медицинской помощи, выходит за рамки настоящих Методических указаний и является областью действия документов Единой системы контроля и учета индивидуальных доз облучения граждан Российской Федерации (ЕСКИД).

2. Нормативные ссылки

§ 2.1. В настоящих Методических указаниях использованы основные положения следующих руководящих документов:

СП-2.6.1.758-99. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). Гигиенические нормативы. М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 1999.

СП-2.6.1.799-99. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99). Санитарные правила. М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 2000.

Radiation Protection and the Safely of Radiation Sources, Safety Series № 120. Vienna: IAEA, 1996.

International Basic Safety Standards for Protection Against Ionizing Radiation and for the

Safety of Radiation Sources. Safety Standards Series № 115. Vienna: IAEA, 1996.

Occupational Radiation Protection, Safety Standards Series №. RS-G-1.1. Vienna: IAEA, 1999.

Assessment of Occupational Exposure due to Intakes of Radionuclides, Safety Standards Series № RS-G-1.2. Vienna: IAEA, 1999.

Assessment of Occupational Exposure Due to External Sources of Radiation: Safety Guide. Jointly sponsored by the International Atomic Energy Agency and the International Labor Office. Safety Standards Series № RS-G-1.3. Vienna: IAEA, 1999.

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

General Principles for the Radiation Protection of Workers. ICRP Publication № 75. Ann ICRP 27 (1) 1997.

Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, Report №. 51, Bethesda, MD: ICRU, 1993.

ГОСТ Р 8.563-96 ГСИ. Методики выполнения измерений.

ГОСТ 27451-87. Средства измерений ионизирующих излучений. Общие технические условия.

ГОСТ 29074-91. Аппаратура контроля радиационной обстановки. Общие требования.

РД50-454-84 Методические указания. Внедрение и применение ГОСТ 8.417-81 «ГСИ. Единицы измерения величин» в области ионизирующих излучений.

МИ 2453-98 ГСИ. Методики радиационного контроля. Общие требования.

МУ 1.1.017-99 Основные требования к структуре, изложению и оформлению нормативных документов при выполнении НИР «Разработка нормативных и методических документов и адаптация существующей системы обеспечения радиационной безопасности Минатома России к новым принципам нормирования радиационных факторов».

3. Термины, определения и условные обозначения

§ 3.1. В настоящих Методических указаниях используются термины и определения, а также сокращения, приведенные в разделах 3.1 и 3.2. Объяснения отдельных величин и терминов, используемых в системе дозиметрического контроля персонала, приведены в Приложении 1.

3.1. Термины и определения

§ 3.2. *Аэрозоль* – дисперсная система с газообразной средой и с твердой, жидкой или смешанной дисперсной фазой.

§ 3.3. *Аэрозоль радиоактивный* – аэрозоль, в дисперсную фазу которого входят радионуклиды.

§ 3.4. *Аэродинамический диаметр частицы аэрозоля* – это диаметр частицы с плотностью, равной 1 г/см^3, имеющей ту же скорость осаждения в воздухе при нормальных условиях, что и у данной частицы.

§ 3.5. *Активностный медианный аэродинамический диаметр* (АМАД) – такое значение аэродинамического диаметра частиц дисперсной фазы радиоактивного аэрозоля, что 50% активности указанного аэрозоля приходится на частицы, имеющие диаметр меньше, чем АМАД, а 50% – на частицы, имеющие аэродинамический диаметр больше, чем АМАД.

§ 3.6. *Величина нормируемая* – величина, являющаяся мерой ущерба (вреда) от воздействия ионизирующего излучения на человека и его потомков.

§ 3.7. *Величина операционная* – величина, однозначно определяемая через физические характеристики поля излучения в точке или через физико-химические характеристики аэрозоля в точке, максимально возможно приближенная в стандартных условиях облучения к величине, нормируемой в целях ограничения облучения, и предназначенная для консервативной оценки этой величины при дозиметрическом контроле.

§ 3.8. *Вещество тканеэквивалентное* – вещество, имеющее массовый химический состав, эквивалентный составу мягкой биологической ткани: 76,2% – кислород, 11,1% – угле-

род, 10,1% – водород и 2,6% – азот.

§ 3.9. *Доза индивидуальная эффективная (эквивалентная в органе или ткани)* – эффективная доза (эквивалентная доза в органе или ткани), которая была бы получена стандартным работником, если бы он находился в тех же производственных условиях и выполнял те же работы с источником, что и данный индивид. Значение индивидуальной дозы приписывается индивиду по результатам дозиметрического контроля.

§ 3.10. *Доза эквивалентная в органе или ткани (эквивалентная доза)* ($H_{T,R}$) – поглощенная доза в органе или ткани, умноженная на соответствующий взвешивающий коэффициент для данного вида излучения, W_R:

$$H_{T,R} = W_R \cdot D_{T,R}, \quad (1)$$

где $D_{T,R}$ – средняя поглощенная доза в органе или ткани Т, а W_R – взвешивающий коэффициент для излучения R [1]. При воздействии различных видов излучения с различными взвешивающими коэффициентами эквивалентная доза определяется как сумма эквивалентных доз для этих видов излучения.

$$H_T = \sum_R H_{T,R}. \quad (2)$$

Единицей эквивалентной дозы является зиверт (Зв).

§ 3.11. *Доза эффективная* (Е) – величина, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения всего тела человека и отдельных его органов и тканей с учетом их радиочувствительности. Она представляет сумму произведений эквивалентной дозы в органах и тканях на соответствующие взвешивающие коэффициенты:

$$E = \sum_T W_T \cdot H_T \quad (3),$$

где H_T – эквивалентная доза в органе или ткани Т, а W_T – взвешивающий коэффициент для органа или ткани Т. Единица эффективной дозы – зиверт (Зв).

§ 3.12. *Доза эквивалентная ожидаемая при внутреннем облучении* ($H_T(\tau)$) – доза за время τ, прошедшее после поступления радиоактивных веществ в организм:

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} H_T(t)dt, \quad (4)$$

где t_0 – момент поступления, а $H_T(t)$ – мощность эквивалентной дозы к моменту времени t в органе или ткани Т. Значение τ следует принять равным 50 годам для взрослых и ($70–t_0$) для детей (лиц моложе 20 лет). Единица ожидаемой эквивалентной дозы – зиверт (Зв).

§ 3.13. *Доза эффективная ожидаемая при внутреннем облучении* (Е(τ)) – величина, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий внутреннего облучения всего тела человека и отдельных его органов и тканей с учетом их радиочувствительности. Она представляет сумму произведений ожидаемой эквивалентной дозы в органах и тканях на соответствующие взвешивающие коэффициенты:

$$E(\tau) = \sum_T W_T \cdot H_T(\tau). \quad (5)$$

Единица ожидаемой эффективной дозы – зиверт (Зв).

---

[1] Значения W_R, регламентированные Нормами и Правилами, относятся к излучению, падающему на тело, а в случае внутренних источников – к излучению, испущенному при ядерном превращении. Для типов и энергий излучений, не включенных в соответствующую таблицу Норм, значение величины W_R следует принимать равным среднему значению коэффициента качества излучения на глубине 10 мм в шаровом фантоме МКРЕ. Определение $\bar{k}$ приведено в § 3.45.

§ 3.14. *Доза эффективная (эквивалентная) годовая* – сумма эффективной (эквивалентной) дозы внешнего облучения, полученной за календарный год, и ожидаемой эффективной (эквивалентной) дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год. Единица годовой эффективной дозы – зиверт (Зв).

§ 3.15. *Источник ионизирующего излучения* (ИИИ) – радиоактивное вещество или устройство, испускающее или способное испускать ионизирующее излучение, на которые распространяется действие Норм и Правил.

§ 3.16. *Источник излучения техногенный* – источник ионизирующего излучения, специально созданный для его полезного применения или являющийся побочным продуктом этой деятельности.

§ 3.17. *Контроль радиационный* – получение информации о радиационной обстановке в организации, в окружающей среде и об уровнях облучения людей (включает в себя дозиметрический и радиометрический контроль).

§ 3.18. *Контроль дозиметрический групповой* (ГДК) – контроль облучения персонала, заключающийся в определении индивидуальных доз облучения работников на основании результатов измерений характеристик радиационной обстановки в рабочем помещении (на рабочих местах) с учетом времени пребывания там персонала.

§ 3.19. *Контроль дозиметрический индивидуальный* (ИДК) – контроль облучения персонала, заключающийся в определении индивидуальных доз облучения работника на основании результатов индивидуальных измерений характеристик облучения тела или отдельных органов каждого работника, либо индивидуального поступления радионуклидов в организм каждого работника.

§ 3.20. *Коэффициент качества излучения* (k(L)) – величина, которая учитывает повреждения биологической ткани, возникающие вследствие микроскопического распределения поглощенной энергии в точке взаимодействия излучения с веществом. Коэффициент качества излучения является функцией полной линейной передачи энергии излучения в воде, L, и определен МКРЗ как

$$k(L) = \begin{cases} 1 & \text{при} \quad L \le 10 \\ 0{,}32 \cdot L - 2{,}2 & \text{при} \quad 10 < L < 100, \\ 300/\sqrt{L} & \text{при} \quad L \ge 100 \end{cases} \qquad (6)$$

где L выражена в *кэВ/мкм*.

§ 3.21. *Место рабочее* – место постоянного или временного пребывания персонала для выполнения производственных функций в условиях воздействия ионизирующего излучения в течение более половины рабочего времени или двух часов непрерывно.

§ 3.22. *Мощность дозы* – доза излучения за единицу времени (секунду, минуту, час).

§ 3.23. *Облучение внешнее* – облучение органов и тканей человека в результате воздействия излучения, падающего на тело.

§ 3.24. *Облучение внутреннее* – облучение органов и тканей человека в результате поступления радионуклидов в организм человека.

§ 3.25. *Облучение планируемое повышенное* – планируемое облучение персонала в дозах, превышающих установленные основные пределы доз, с целью предупреждения развития радиационной аварии или ограничения ее последствий.

§ 3.26. *Облучение профессиональное* – облучение персонала в процессе его работы с техногенными источниками ионизирующего излучения.

§ 3.27. *Объект радиационный* – организация, где осуществляется обращение с техногенными источниками ионизирующего излучения.

§ 3.28. *Передача энергии излучения линейная полная*, (ЛПЭ, L) – отношение средней энергии $d\bar{\varepsilon}$, переданной веществу заряженной частицей вследствие столкновений на элементарном пути dl, к длине этого пути:

$$L = \frac{d\bar{\varepsilon}}{dl}, \qquad (7)$$

где $d\bar{\varepsilon}$ означает полную среднюю энергию, теряемую заряженной частицей во всех столкновениях с электронами. Единица ЛПЭ – кэВ/мкм. Если не определяется иное, через ЛПЭ (L) обозначают полную передачу энергии заряженной частицей воде.

§ 3.29. *Период контроля* – промежуток времени

- между последовательными измерениями характеристик радиационной обстановки в рабочем помещении (на рабочих местах) при проведении ГДК; либо
- между последовательными индивидуальными измерениями характеристик облучения каждого работника при проведении ИДК.

§ 3.30. *Плотность потока частиц,* (φ) – флюенс за единицу времени:

$$\varphi = \frac{d\Phi}{dt} = \frac{d^2N}{dS\ dt}. \quad (8)$$

Единица плотности потока частиц – част./(см²·с).

§ 3.31. *Работа с источником ионизирующего излучения* – все виды обращения с источником излучения на рабочем месте, включая радиационный контроль.

§ 3.32. *Работник стандартный* – воображаемый человек, обладающий биологическими и физическими свойствами, присущими среднестатистическому здоровому взрослому человеку. Свойства стандартного работника включают:

- антропометрические характеристики тела, отдельных органов и тканей человека;
- характеристики физиологических показателей человека;
- параметры биокинетики химических элементов в органах и тканях человека;

рекомендованные МКРЗ [8–20] и использованные при определении значений допустимых уровней облучения, установленных Нормами.

§ 3.33. *Спектрометр (счетчик) излучения человека* (СИЧ) – спектрометрическая или радиометрическая установка, предназначенная:

- для идентификации γ-излучающих радионуклидов, находящихся в отдельном органе или во всем теле человека;
- для определения активности радионуклидов, находящихся в теле человека.

§ 3.34. *Тип химического соединения при ингаляции* – категория дисперсной фазы радиоактивного аэрозоля в классификации по скорости перехода радионуклида из легких в кровь, установленной в дозиметрической модели органов дыхания МКРЗ:

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

§ 3.35. *Уровень контрольный* (КУ) – значение контролируемой величины дозы, мощности дозы, радиоактивного загрязнения и т. д., устанавливаемое для оперативного радиационного контроля, с целью закрепления достигнутого уровня радиационной безопасности, обеспечения дальнейшего снижения облучения персонала и населения, радиоактивного загрязнения окружающей среды.

§ 3.36. *Уровень введения индивидуального дозиметрического контроля* ($У_{вк}$) – такое значение годовой эффективной дозы или эквивалентной дозы облучения органа, при действительном или предполагаемом превышении которого определение соответствующих доз следует проводить с помощью индивидуального дозиметрического контроля облучения работника.

§ 3.37. *Уровень действия* ($У_д$) – такое значение дозы, при действительном или предполагаемом превышении которого следует провести мероприятия по улучшению радиационной обстановки на рабочем месте.

§ 3.38. *Уровень исследования* ($У_и$) – такое значение дозы, полученной в течение периода контроля, при превышении которого следует провести исследование причин повышения дозы и при необходимости провести мероприятия по улучшению радиационной обстановки на рабочем месте.

§ 3.39. *Уровень регистрации* ($У_р$) – такое значение дозы облучения, полученной в течение периода контроля, значения выше которого заслуживают учета при определении дозы облучения работника.

§ 3.40. *Условия облучения стандартные* – определенные в Нормах для целей нормирования техногенного облучения условия воздействия техногенных источников на человека, которые характеризуются следующими параметрами:

- объемом вдыхаемого воздуха, с которым радионуклид может поступить в органы дыхания персонала группы А на протяжении календарного года: $V_{перс} \approx 2{,}4 \cdot 10^3$ м^3;
- временем облучения в течение календарного года, равным 1700 ч для персонала группы А и 2000 ч – для персонала группы Б;
- степенью однородности потока излучения, падающего на тело, при которой отношение максимальной плотности потока излучения к средней не превышает 2,0;
- классификацией дисперсной фазы радиоактивного аэрозоля по скорости перехода радионуклида из легких в кровь согласно п.8.3 Норм. Распределение химических соединений элементов по типам при ингаляции в производственных условиях приведена в приложении П-3 к Нормам.
- логарифмически нормальным распределением активности по размерам частиц дисперсной фазы аэрозоля с активностным медианным аэродинамическим диаметром (АМАД), равным 1 мкм и стандартным геометрическим отклонением, равным 2,5.

§ 3.41. *Условия обращения с источником излучения контролируемые* – условия обращения с ИИИ, при которых облучение персонала источником находится под контролем и управляемо. К контролируемым условиям относятся нормальные условия эксплуатации источников излучения и условия планируемого повышенного облучения.

§ 3.42. *Фантом шаровой МКРЕ* – шар диаметром 30 см из тканеэквивалентного материала плотностью 1 г/см^3.

§ 3.43. *Флюенс частиц* (Ф) – отношение числа частиц dN, проникающих в элементарную сферу, к площади центрального сечения dS этой сферы:

$$\Phi = \frac{dN}{dS}, \quad (9)$$

Единица флюенса – част./см^2.

§ 3.44. *Частица аэрозоля* – твердый, жидкий или смешанный (многофазный) объект, находящийся во взвешенном состоянии в газообразной среде.

§ 3.45. *Эквивалент дозы* (H) – произведение поглощенной дозы в точке на средний коэффициент качества излучения, воздействующего на биологическую ткань в данной точке:

$$H = \bar{k} \cdot D = \int_0^\infty k(L)D(L)dL, \quad (10)$$

где $\bar{k}$ – средний коэффициент качества излучения; k(L) – зависимость коэффициента качества от ЛПЭ, D(L)dL – поглощенная доза в точке от излучения с ЛПЭ в интервале (L, L+dL). Единица эквивалента дозы – зиверт (Зв).

§ 3.46. *Эквивалент дозы амбиентный (амбиентная доза)* (H*(d)) – эквивалент дозы, который был бы создан в шаровом фантоме МКРЕ на глубине d (мм) от поверхности по диаметру, параллельному направлению излучения, в поле излучения (см. Рис.1 и Табл.5), идентичном рассматриваемому по составу, флюенсу и энергетическому распределению, но мононаправленном и однородном. Амбиентный эквивалент дозы используется для характеристики поля излучения в точке, совпадающей с центром шарового фантома.

§ 3.47. *Эквивалент дозы индивидуальный* (H_p(d)) – эквивалент дозы в мягкой биологи-

ческой ткани, определяемый на глубине d (мм) под рассматриваемой точкой на теле (см. Рис.2 и Табл.6).

§ 3.48. *Эквивалентная равновесная объемная активность* (ЭРОА) радона (^{222}Rn) и торона (^{220}Rn) – объемная активность радона (торона), находящегося в равновесии с короткоживущими дочерними продуктами, имеющими то же значение скрытой энергии, что и короткоживущие дочерние продукты данной неравновесной смеси. При этом:

$$(ЭРОА)_{Rn} = f_{Rn} \cdot C_{Rn}, \quad (11) \qquad (ЭРОА)_{Tn} = f_{Tn} \cdot C_{Tn} \quad (12),$$

где: f_{Rn} – коэффициент равновесия радона (торона) с короткоживущими дочерними продуктами; C_{Rn} – объемная активность радона (торона).

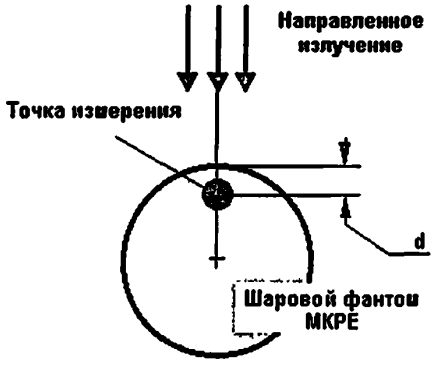


Рис.1. Схема определения H*(d).

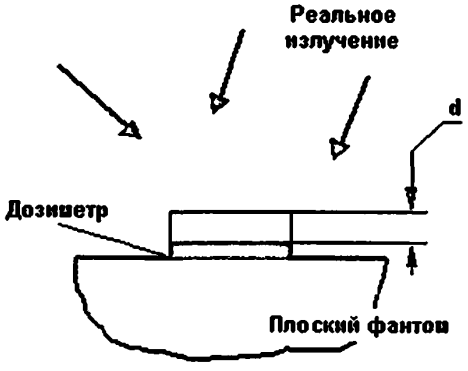


Рис.2. Схема определения $H_p(d)$.

3.2. Условные обозначения

§ 3.49. Применительно к настоящим Методическим указаниям приняты следующие условные обозначения и сокращения:

C – объемная активность радионуклида

D – поглощенная доза в точке

$D_{T,R}$ – поглощенная доза в органе или ткани *T* излучения R

E – эффективная доза

$E^{внеш}$ – эффективная доза внешнего облучения

$E(\tau)$ – ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения (ожидаемая эффективная доза)

ε – переданная веществу энергия излучения

E_R – энергия частиц (фотонов) вида R

φ – плотность потока частиц

Ф – флюенс частиц

F – коэффициент перехода от операционных к нормируемым величинам при контроле индивидуальной эффективной дозы внешнего облучения.

G – индекс типа соединения радионуклида при ингаляционном поступлении

H – эквивалент дозы

H*(d) – амбиентный эквивалент дозы (амбиентная доза) внешнего облучения

$H_p(d)$ – индивидуальный эквивалент дозы внешнего облучения

H_T – эквивалентная доза внешнего облучения в органе или ткани *T*

$H_T(\tau)$ – ожидаемая эквивалентная доза облучения органа или ткани *T* внутреннего облучения (ожидаемая эквивалентная доза)

k(L) – коэффициента качества излучения

L – линейная передача энергии

R – индекс излучения
T – индекс органа или ткани-мишени
U – индекс радионуклида
W_R – взвешивающий коэффициент для излучения R
W_T – взвешивающий коэффициент для органа или ткани *T*
АМАД – активностный медианный аэродинамический диаметр частиц аэрозоля
ГДК – групповой дозиметрический контроль облучения
ДОА – допустимая объемная активность радионуклида
ИДК – индивидуальный дозиметрический контроль облучения
ИИИ – источник ионизирующего излучения
КУ – контрольный уровень
ЛПЭ – полная линейная передача энергии заряженной частицей воде
МКРЕ – Международная комиссия по радиационным единицам и измерениям
МКРЗ – Международная комиссия по радиологической защите
МУ – методические указания
П – поступление радионуклида в организм человека через органы дыхания вместе с вдыхаемым воздухом (ингаляционное поступление)
СИЧ – спектрометр (счетчик) излучения человека
$У_{вк}$ – уровень введения индивидуального дозиметрического контроля
$У_д$ – уровень действия
$У_и$ – уровень исследования
$У_р$ – уровень регистрации
ЭРОА – эквивалентная равновесная объемная активность (радона и торона).

Табл.1. Нормируемые величины облучения персонала группы А в нормальных условиях эксплуатации источников излучения.

Нормируемая величина	Значение предела, мЗв
Годовая эффективная доза	50
Годовая эффективная доза, усредненная за любые последовательные 5 лет	20
Эффективная доза, накопленная за период трудовой деятельности (50 лет)	1000
Годовая эквивалентная доза облучения хрусталика глаза	150
Годовая эквивалентная доза облучения кожи	500
Годовая эквивалентная доза облучения кистей и стоп	500
Месячная эквивалентная доза на поверхности нижней части области живота женщин в возрасте до 45 лет	1

4. Цели контроля профессионального облучения

§ 4.1 Контроль профессионального облучения является одной из главных частей системы обеспечения радиационной безопасности персонала и заключается:

- в получении информации о радиационной обстановке в помещениях и на рабочих местах в организации;
- в получении информации об уровнях доз облучения персонала.

§ 4.2. Целью контроля доз профессионального облучения является достоверное определение доз облучения персонала для определения соответствия условий труда требованиям Норм и Правил и подтверждения того, что радиационная безопасность персонала обеспечена должным образом, а техногенный источник излучения находится под контро-

лем.

§ 4.3. В контролируемых условиях обращения с ИИИ результатом контроля доз профессионального облучения является консервативная оценка значения нормируемых величин облучения персонала, регламентированных в Нормах и Правилах.

5. Нормируемые величины профессионального облучения

§ 5.1. Для обеспечения радиационной безопасности в организации, производственная деятельность которой заключается в обращении с техногенными ИИИ, персонал организации делится на две группы. Согласно Нормам и Правилам, к персоналу группы А относятся лица, работающие с техногенными источниками излучения. Лица, находящиеся по условиям работы в сфере воздействия этих источников, относятся к персоналу группы Б.

§ 5.2. Для обеспечения защиты детей, которые могут родиться у работницы, в Нормах (п. 3.1.8) из персонала группы А выделены женщины в возрасте до 45 лет, для профессионального облучения которых установлены дополнительные ограничения.

§ 5.3. Согласно пп. 3.1.2, 3.1.4, 3.1.6 и 3.1.8 Норм в случае облучения персонала группы А в нормальных условиях эксплуатации источников излучения нормируются дозиметрические величины, представленные в Табл.1.

Значения пределов доз, равно как и значения допустимых уровней облучения персонала группы Б, равны 1/4 соответствующих значений для персонала группы А.

§ 5.4. Значения годовых доз облучения студентов и учащихся старше 16 лет, проходящих профессиональное обучение с использованием ИИИ, не должны превышать значений, установленных для персонала группы Б.

§ 5.5. Согласно п. 3.2.2 Норм в случае облучения персонала группы А в условиях планируемого повышенного облучения нормируются дозиметрические величины, представленные в Табл.2. Пределы для доз планируемого повышенного облучения не устанавливаются, однако Нормами определены граничные значения доз повышенного облучения, превы-

Табл.2. *Нормируемые величины планируемого повышенного облучения.*

Нормируемая величина	Граничное значение, мЗв
Эффективная доза повышенного облучения	200
Эквивалентная доза повышенного облучения хрусталика глаза	600
Эквивалентная доза повышенного облучения кожи	2000
Эквивалентная доза повышенного облучения кистей и стоп	2000

Табл.3. *Параметры для определения значений нормируемых эквивалентных доз облучения отдельных органов или тканей.*

Контролируемая величина	Параметры чувствительной области облучаемого органа или ткани
Эквивалентная доза облучения хрусталика глаза	Тонкий слой, расположенный на глубине 300 мг/см^2 под поверхностью органа.
Эквивалентная доза облучения кожи	При облучении кожи всего тела за исключением кожи ладоней – плоский слой с площадью сечения 1 см^2 и толщиной 5 мг/см^2, расположенный под покровным слоем толщиной 5 мг/см^2. При облучении кожи ладоней – плоский слой с площадью сечения 1 см^2 и толщиной 5 мг/см^2, расположенный под покровным слоем толщиной 40 мг/см^2.
Эквивалентная доза на поверхности нижней части области живота женщин	Тонкий слой, расположенный на глубине 1000 мг/см^2 под поверхностью кожи в области лонного сочленения.

шение которых в течение года должно рассматриваться как потенциально опасное.

§ 5.6. Дозы профессионального облучения при нормальной эксплуатации ИИИ и при планируемом повышенном облучении контролируются и регистрируются раздельно и независимо. Согласно пп. 3.1.2 и 3.1.3 Норм указанные в Табл.1 и в Табл.2 нормируемые величины характеризуют воздействие техногенных источников (одного из компонентов техогенно измененного радиационного природного фона) на работника вследствие его производственной деятельности в контролируемых условиях обращения с источниками излучения и не включают в себя:

- дозы природного облучения, обусловленные природным радиационном фоном в месте расположения организации;
- дозы медицинского облучения;
- дозы вследствие радиационных аварий.

§ 5.7. При контроле эквивалентных доз внешнего облучения отдельных органов или тканей, для которых согласно Табл.1 установлены пределы доз, за значение нормируемой величины следует принимать среднее значение дозы в чувствительном объеме органа или ткани. Параметры соответствующих чувствительных объемов приведены в Табл.3. Химический состав облучаемой ткани принимать равным составу тканеэквивалентного вещества.

6. Содержание контроля профессионального облучения

§ 6.1. В контролируемых условиях обращения с ИИИ в качестве консервативной оценки значения нормируемых величин профессионального облучения используются значения индивидуальной дозы облучения работника. При определении индивидуальной дозы работника игнорируется ее возможное отличие от истинной дозы облучения индивида, которое может быть обусловлено различием между характеристиками стандартного работника и биологическими характеристиками индивида.

§ 6.2. Контроль доз профессионального облучения проводится для всего персонала организации. Контроль индивидуальных доз, соответствующих нормируемым величинам из Табл.1 и Табл.2 производится независимо.

§ 6.3. Для контроля профессионального облучения применяют:

- групповой дозиметрический контроль облучения (ГДК), заключающийся в определении индивидуальных доз облучения работников на основании результатов измерений характеристик радиационной обстановки в рабочем помещении (на рабочих местах) с учетом времени пребывания персонала в этом помещении;
- индивидуальный дозиметрический контроль облучения (ИДК), заключающийся в определении индивидуальных доз облучения работника на основании результатов индивидуальных измерений характеристик облучения тела или отдельных органов каждого работника, либо индивидуального поступления радионуклидов в организм каждого работника.

§ 6.4. В нормальных условиях эксплуатации источников излучения для организации контроля облучения персонала группы А устанавливаются уровни введения индивидуального дозиметрического контроля ($У_{вк}$). Критерии введения индивидуального дозиметрического контроля облучения персонала приведены в Табл.4.

Для контроля различных видов облучения значения $У_{вк}$ устанавливаются независимо, при этом:

- не целесообразно устанавливать значения $У_{вк}$ ниже уровня 1 из Табл.4;
- решение об установлении значения $У_{вк}$ выше уровня 1, но ниже уровня 2 из Табл.4 принимается по принципам обоснования и оптимизации с учетом конкретной обстановки;
- значения $У_{вк}$ не следует устанавливать выше уровня 2 из Табл.4.

§ 6.5. Индивидуальный дозиметрический контроль используется

- для определения доз облучения персонала группы А в условиях нормальной эксплуатации источника излучения, если по имеющимся данным значение годовой дозы облучения на рабочем месте превышает или по прогнозу может превысить $У_{вк}$;
- для определения доз облучения всех лиц, работающих с ИИИ в условиях планируемо-

Табл.4. Критерии введения индивидуального дозиметрического контроля.

Контролируемая величина	Уровень 1, мЗв	Уровень 2, мЗв
Годовая эффективная доза внешнего облучения фотонами	0,5	1
Годовая эффективная доза внешнего облучения любым излучением кроме фотонного	1	5
Годовая эффективная доза внутреннего облучения	1	5
Годовая эквивалентная доза облучения хрусталика глаза	20	50
Годовая эквивалентная доза облучения кожи, кистей и стоп	20	50
Месячная эквивалентная доза на поверхности нижней части области живота женщин в возрасте до 45 лет	0,1	0,2

го повышенного облучения.

§ 6.6. Групповой дозиметрический контроль характеризуется значительной неопределенностью определения индивидуальных доз и может использоваться для определения доз облучения персонала только в условиях нормальной эксплуатации ИИИ:

- для определения доз профессионального облучения персонала группы А, если по имеющимся данным значение годовой дозы облучения на рабочих местах не превышает или по прогнозу не может превысить $У_{вк}$;
- для определения доз профессионального облучения персонала группы Б.

7. Операционные величины дозиметрического контроля

§ 7.1. Нормы и Правила предписывают определять облучение персонала техногенными источниками ионизирующего излучения в единицах нормируемых величин, являющихся мерой ущерба от воздействия излучения на человека (эффективная доза, эквивалентная доза облучения органа или ткани, ожидаемая эффективная доза) и не поддающихся непосредственному измерению. В настоящих МУ для соблюдения указанных требований Норм и Правил установлены операционные величины, однозначно определяемые через физические характеристики поля излучения в точке или через физико-химические характеристики поля аэрозоля в точке, максимально возможно приближенные к нормируемым величинам в стандартных условиях облучения и предназначенные для определения соответствующих индивидуальных доз, которые при дозиметрическом контроле являются консервативными оценками этих величин.

§ 7.2. Операционной величиной для контроля радиационной обстановки в рабочих помещениях и на рабочих местах в целях группового дозиметрического контроля персонала является мощность амбиентного эквивалента дозы $\dot{H}(d)$. Рекомендуемая единица мощности амбиентного эквивалента дозы – мкЗв/ч. Значение параметра d, мм, определяющего требования к приборам дозиметрического контроля зависит от того, для определения какой нормируемой величины используется ее амбиентный эквивалент в соответствии с рекомендациями МКРЗ, МКРЕ и МАГАТЭ [4,7,15,20,22]. Соответствие между нормируемыми и операционными величинами представлено в Табл.5.

§ 7.3. Операционной величиной для индивидуального дозиметрического контроля внешнего облучения является индивидуальный эквивалент дозы $H_p(d)$. Рекомендуемая единица индивидуального эквивалента дозы – мЗв. Значение параметра d, мм, определяющего требования к индивидуальному дозиметру внешнего облучения, а также положение дозиметра на теле работника, определяются тем, для определения какой нормируемой величины используется ее индивидуальный эквивалент в соответствии с рекомендациями МКРЗ, МКРЕ и МАГАТЭ [4,7,15,20,22]. Соответствие между нормируемыми и операционными величинами, используемыми в индивидуальном дозиметрическом контроле, представлено в Табл.6.

Табл.5. Соответствие между нормируемыми и операционными величинами при групповом дозиметрическом контроле.

Нормируемая величина	Операционная величина: Мощность амбиентного эквивалента дозы	
	d, мм	Условное обозначение
Мощность эквивалентной дозы внешнего облучения кожи	0,07	$\dot{H}(0,07)$
Мощность эквивалентной дозы внешнего облучения хрусталика глаза	3	$\dot{H}(3)$
Мощность эквивалентной дозы внешнего облучения на поверхности нижней части области живота женщин.	10	$\dot{H}^{*}(10)$
Мощность эффективной дозы внешнего облучения	10	$\dot{H}(10)$

§ 7.4. Операционной величиной для контроля радиационной обстановки на рабочих местах при внутреннем облучении персонала является объемная активность радионуклида на рабочем месте, $C_{U,G}$, соединений радионуклида U, которые при ингаляции следует отнести к типу G. Единица объемной активности – Бк/м³.

§ 7.5. Измерение (определение) операционных величин регламентируется в отдельных методиках выполнения измерений (МВИ).

8. Определение индивидуальных доз профессионального облучения

§ 8.1. Определение индивидуальных доз по результатам систематических измерений, выполняемых при проведении ГДК или ИДК является задачей интерпретации результатов контроля дозы облучения работника, полученной в течение периода контроля и обусловленной воздействием источников внутреннего и внешнего облучения.

Для целей контроля профессионального облучения период контроля определяется как промежуток времени

- между последовательными измерениями характеристик радиационной обстановки в

Табл.6. Соответствие между нормируемыми и операционными величинами при индивидуальном дозиметрическом контроле.

Нормируемая величина	Операционная величина: Индивидуальный эквивалент дозы		
	Положение индивидуального дозиметра	d, мм	Условное обозначение
Эквивалентная доза внешнего облучения кожи	Непосредственно на поверхности наиболее облучаемого участка кожи	0,07	$H_p(0,07)$
Эквивалентная доза внешнего облучения хрусталика глаза	На лицевой части головы	3	$H_p(3)$
Эквивалентная доза на поверхности нижней части области живота женщины	На соответствующем месте поверх спецодежды	10	$H_p(10)$
Эффективная доза внешнего облучения	На нагрудном кармане спецодежды либо внутри него	10	$H_p(10)$

рабочем помещении (на рабочих местах) при проведении ГДК; либо

• между последовательными индивидуальными измерениями характеристик облучения каждого работника при проведении ИДК.

§ 8.2. Индивидуальная годовая эффективная доза E облучения работника и индивидуальная годовая эквивалентная доза облучения органа или ткани работника H_T равны суммам соответствующих индивидуальных доз, приписанных работнику по результатам дозиметрического контроля за периоды контроля, проводившегося в течение календарного года.

§ 8.3. Для целей организации контроля доз профессионального облучения и в соответствии с рекомендациями МКРЗ [21] и МАГАТЭ [5,7] устанавливается уровень регистрации ($У_Р$) значения индивидуальной дозы. $У_Р$ – такое значение дозы облучения, полученной в течение периода контроля, значения выше которого заслуживают учета при определении дозы облучения работника.

При этом

$$У_Р = У_{Р0} \cdot \frac{\Delta T}{12}, \quad (13)$$

где $У_{Р0}$ – уровень регистрации, отнесенный к максимальной длительности периода контроля, равной 12 месяцам; ΔT – длительность периода контроля, мес. Значения $У_{Р0}$, установленные настоящими МУ, приведены в Табл.7.

Табл.7. *Значения уровня регистрации, отнесенного к длительности периода контроля, равной одному году ($У_{Р0}$).*

Нормируемая величина	Значение $У_{Р0}$, мЗв
Годовая эффективная доза	1
Годовая эквивалентная доза облучения хрусталика глаза	2
Годовая эквивалентная доза облучения кожи, кистей и стоп	5

Уровень регистрации месячной эквивалентной дозы на поверхности нижней части области живота женщин в возрасте до 45 лет устанавливается равным 0,1 мЗв.

§ 8.4. В случае, когда определенное посредством ГДК или ИДК значение эффективной дозы или эквивалентной дозы облучения органа или ткани работника, полученной в течение периода контроля профессионального облучения не превышает значения $У_Р$, его индивидуальной дозе облучения за период контроля приписывается значение, равное нулю.

В случае, когда определенное посредством ГДК или ИДК значение эффективной дозы или эквивалентной дозы облучения органа или ткани работника, полученной в течение периода контроля профессионального облучения превышает $У_Р$, его индивидуальной дозе облучения за период контроля приписывается значение, равное определенному по результатам ИДК или ГДК значению дозы облучения.

§ 8.5. Индивидуальная эффективная доза облучения работника, полученная за период контроля, равна сумме индивидуальной эффективной дозы внешнего облучения, полученной за период контроля, и ожидаемой индивидуальной эффективной дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же период.

Значения эффективных доз внешнего и внутреннего облучения, характеризующие облучение работника в условиях нормальной эксплуатации ИИИ в течение периода контроля, определяются

• посредством группового дозиметрического контроля согласно требованиям раздела 8.1 настоящих МУ; либо

• посредством индивидуального дозиметрического контроля согласно требованиям раздела 8.2 настоящих МУ.

Выбор метода контроля регламентирован требованиями раздела 6 настоящих МУ.

§ 8.6. За значение усредненной за любые последовательные 5 лет индивидуальной годовой эффективной дозы следует принимать величину, рассчитанную по следующей формуле:

$$\overline{E}_A = \frac{1}{5}\sum_{i=A-4}^{A} E_i, \quad (14)$$

где: E_i – индивидуальная годовая эффективная доза, полученная за i-й год; $\overline{E}_A$ – отнесенная к календарному году A усредненная за последовательные 5 лет индивидуальная годовая эффективная доза.

При расчете $\overline{E}_A$:

- принимаются равными нулю дозы облучения, полученные за годовые периоды, предшествующие годовому периоду, включающему первый день ввода в действие Норм;
- принимаются равными нулю дозы облучения, полученные за соответствующий годовой период, включающий первый день ввода в действие Норм.

§ 8.7. За значение индивидуальной эффективной дозы, накопленной за период трудовой деятельности (50 лет) следует принимать величину, рассчитанную по следующей формуле:

$$E(50)_A = \sum_{i=A-50}^{A} E_i, \quad (15)$$

где: E_i – индивидуальная годовая эффективная доза, полученная за i-й год; $E(50)_A$ – отнесенная к календарному году A накопленная за период трудовой деятельности индивидуальная эффективная доза.

Согласно п.3.1.4 Норм при расчете $E(50)_A$:

- принимаются равными нулю дозы облучения, полученные за годовые периоды, предшествующие годовому периоду, включающему первый день ввода в действие Норм;
- принимаются равными нулю дозы облучения, полученные за соответствующий годовой период, включающий первый день ввода в действие Норм.

§ 8.8. Значения индивидуальных эквивалентных доз облучения отдельных органов и тканей, контроль которых необходимо осуществлять согласно требованиям Норм и Правил, определяются посредством группового или индивидуального дозиметрического контроля. Выбор метода контроля регламентирован требованиями раздела 6 настоящих МУ.

§ 8.9. Если для определения индивидуальной эквивалентной дозы внешнего облучения органа или ткани можно применять групповой дозиметрический контроль и при этом

- характер выполняемых на рабочем месте операций, либо
- использование индивидуальных средств защиты

исключают неравномерное (локальное) облучение органа или ткани, когда отношение значений эквивалентной дозы к эффективной дозе внешнего облучения не превосходит 3/2, то за значение эквивалентной дозы облучения соответствующего органа допускается принять значение индивидуальной эффективной дозы внешнего облучения.

8.1. Определение доз посредством группового дозиметрического контроля

§ 8.10. Групповой дозиметрический контроль облучения заключается в определении индивидуальных доз облучения работников с учетом времени пребывания персонала в рабочем помещении (на рабочих местах) и на основании результатов измерений характеристик радиационной обстановки в рабочем помещении (на рабочих местах), включая

- результаты определения значений операционных величин для контроля радиационной обстановки в рабочих помещениях;
- результаты измерений энергетического распределения плотности потока $\varphi(E_R)$ частиц R-го вида (нейтроны, фотоны, электроны) на рабочем месте.

§ 8.11. При наличии данных контроля мощности амбиентного эквивалента дозы на рабочем месте за значение эффективной дозы внешнего излучения $E^{внеш}$, мЗв, следует принимать:

$$E^{внеш} = 0{,}001 \cdot \sum_{k} H^{*}(10)_k \cdot \Delta t_k, \quad (16)$$

где Δt_k – длительность выполнения k-ой операции работником в течение контролируемого периода в часах при средней мощности амбиентного эквивалента дозы $H^{*}(10)_k$, мкЗв/ч.

§ 8.12. При наличии данных об энергетическом распределении плотности потока фотонов и нейтронов на рабочем месте за значение эффективной дозы внешнего облучения $E^{внеш}$, мЗв, для соответствующего вида частиц следует принимать:

$$E^{внеш} = 3{,}6 \cdot 10^{6} \sum_{R,E_R,k} \varphi(E_R)_k \cdot e(E_R)^{внеш} \cdot \Delta t_k = 0{,}012 \cdot \sum_{R,E_R,k} \frac{\varphi(E_R)_k}{ДПП(E_R)} \Delta t_k, \quad (17)$$

где: Δt_k – длительность выполнения k-ой операции работником в течение контролируемого периода в часах при средней плотности потока $\varphi(E_R)_k$ частиц R-го типа с энергией E_R, част./(см²·с). Рекомендуемая единица плотности потока – част/(см²·с); $e(E_R)^{внеш}$ – эффективная доза внешнего облучения на единичный флюенс частиц R-го типа с энергией E_R при облучении параллельным пучком в передне-задней геометрии (ПЗ геометрии), Зв·см²; ДПП(E_R) – среднегодовая допустимая плотность потока частиц R-го типа с энергией E_R при облучении в ПЗ геометрии, част./(см²·с).

Для фотонов с энергиями 0,01÷10,0 МэВ и нейтронов с энергиями от тепловой и до 20 МэВ значения $e(E_R)^{внеш}$ и ДПП(E_R) приведены в табл. 8.5 и 8.8 Норм соответственно. Для фотонов и нейтронов с энергиями вне указанного диапазона, а также для иных излучений значения $e(E_R)^{внеш}$ определяются отдельными МУ. Если для вычисления взвешивающих коэффициентов излучения для нейтронов требуется непрерывная функция, то следует использовать следующее приближение, где E_n – энергия нейтронов, МэВ:

$$W_R = 5 + 17 \exp\left(-\frac{(\ln(2 \cdot E_n))^2}{6}\right). \quad (18)$$

Для типов и энергий излучений, не включенных в соответствующую таблицу Норм, значение величины W_R следует принимать равным среднему значению коэффициента качества $\bar{k}$ излучения на глубине 10 мм в шаровом фантоме МКРЕ.

§ 8.13. За значение ожидаемой эффективной дозы $E^{внутр}$, мЗв, при ингаляционном поступлении радионуклида в виде аэрозоля или газа в течение контролируемого периода, отнесенного при ингаляции к определенному типу, следует принимать:

$$E^{внутр} = 1{,}4 \times 10^{3} \sum_{U,G,k} (C_{U,G})_k \times e(\tau)^{внутр}_{U,G} \times \Delta t_k = 0{,}012 \times \sum_{U,G,k} \frac{(C_{U,G})_k}{ДОА_{U,G}} \Delta t_k, \quad (19)$$

где: Δt_k – длительность выполнения k-ой операции работником в течение контролируемого периода в часах при средней объемной активности $(C_{U,G})_k$ соединения типа G радионуклида U непосредственно в зоне дыхания при выполнении этой операции, Бк/м³; $e(\tau)^{внутр}_{U,G}$ – ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения на единичное поступление соединения радионуклида U, которое при ингаляции следует отнести к типу G, Зв/Бк; $ДОА_{U,G}$ – допустимая объемная активность соединений радионуклида U, которые при ингаляции следует отнести к типу G, Бк/м³.

Значения $e(\tau)_{U,G}$ и $ДОА_{U,G}$ для стандартных условий внутреннего облучения приведены в Приложении П-1 к Нормам. Определение $(C_{U,G})_k$ производится на основании измерения объемной активности радионуклидов непосредственно в зоне дыхания.

В случае, когда измерения объемной активности радионуклидов производится в рабочем помещении, при определении $(C_{U,G})_k$ следует учитывать возможную пространственную

и временную неоднородность аэрозольного поля согласно отдельным МУ.

В случае, когда для защиты органов дыхания применяются индивидуальные средства защиты, следует учитывать их реальные защитные свойства согласно отдельным МУ.

§ 8.14. Распределение соединений элементов по типам при ингаляции аэрозолей приведено в Приложении П-3 Норм. Если неизвестна химическая форма соединения, в котором радионуклид находится в твердой фазе аэрозоля, для расчета по (19) следует использовать максимальное значение дозового коэффициента для данного радионуклида из Приложения П-1 к Нормам.

§ 8.15. При ингаляционном поступлении радона (^{222}Rn) и торона (^{220}Rn) за значение ожидаемой эффективной дозы $E^{внутр}$, мЗв, следует принимать:

$$E^{внутр} = 0{,}012 \cdot \sum_k \left[\frac{(ЭРОА_{Rn})_k}{1200} + \frac{(ЭРОА_{Tn})_k}{270} \right] \Delta t_k , \quad (20)$$

где: Δt_k – длительность выполнения k-ой операции работником в течение контролируемого периода в часах при средней объемной активности радона $(ЭРОА_{Rn})_k$ или торона $(ЭРОА_{Tn})_k$ при выполнении этой операции, Бк/м³.

Определение $(ЭРОА_{Rn})_k$ и $(ЭРОА_{Tn})_k$ производится на основании измерения объемной активности радионуклидов непосредственно в зоне дыхания.

В случае, когда измерения объемной активности радионуклидов производится в рабочем помещении, при определении $(ЭРОА_{Rn})_k$ и $(ЭРОА_{Tn})_k$ следует учитывать возможную пространственную и временную неоднородность аэрозольного поля согласно отдельным МУ.

В случае, когда для защиты органов дыхания применяются индивидуальные средства защиты, следует учитывать их реальные защитные свойства согласно отдельным МУ.

§ 8.16. За значение эквивалентной дозы в хрусталике глаза, в коже и эквивалентной дозы на поверхности низа живота женщины H_T, мЗв, полученных в течение соответствующего контролируемого периода, следует принимать

$$H_T = 0{,}001 \cdot \sum_k \dot{H}(d_T)_k \cdot \Delta t_k , \quad (21)$$

где Δt_k - длительность выполнения k-ой операции работником в течение соответствующего контролируемого периода в часах при средней мощности соответствующего амбиентного эквивалента дозы $\dot{H}(d_T)_k$, мкЗв/ч, согласно § 7.2.

§ 8.17. За значение эквивалентной дозы в хрусталике глаза и в коже H_T, мЗв, при наличии данных об энергетическом распределении плотности потока фотонов и электронов следует принимать

$$H_T = 3{,}6 \cdot 10^6 \sum_{R,E_R,k} \varphi(E_R)_k \cdot h(E_R)_T^{внеш} \cdot \Delta t_k = M_T \cdot \sum_{R,E_R,k} \frac{\varphi(E_R)_k}{ДПП(E_R)_T} \Delta t_k , \quad (22)$$

где: Δt_k – длительность выполнения k-ой операции работником в течение контролируемого периода в часах при средней плотности потока $\varphi(E_R)$ частиц R-го типа с энергией E_R, част./(см²·с); $h(E_R)_T^{внеш}$ – эквивалентная доза в органе или ткани Т на единичный флюенс частиц R-го типа с энергией E_R в передне-задней геометрии (ПЗ геометрии), Зв·см²; $ДПП(E_R)_T$ – допустимая плотность потока частиц R-го типа с энергией E_R при облучении в ПЗ геометрии органа или ткани Т (табл.8.2, 8.3, 8.6 и 8.7 Норм для электронов, фотонов и нейтронов, соответственно), част./(см²·с);

$M_{хрусталик} = 0{,}09$; $M_{кожа} = 0{,}29$.

Для электронов, фотонов и нейтронов значения $h(E_R)_T^{внеш}$ и $ДПП(E_R)_T$ приведены в табл. 8.2, 8.3, 8.6 и 8.7 Норм. Для электронов, фотонов и нейтронов с энергиями вне диапазона табличных значений, а также для иных излучений значения $h(E_R)_T^{внеш}$ определяются отдельными МУ. Если для вычисления взвешивающих коэффициентов излучения для нейтронов

требуется непрерывная функция, то следует использовать следующее приближение (18). Для типов и энергий излучений, не включенных в соответствующую таблицу Норм, значение величины W_R следует принимать равным среднему значению коэффициента качества $\bar{k}$ излучения на глубине 10 мм в шаровом фантоме МКРЕ.

8.2. Определение доз посредством индивидуального дозиметрического контроля

§ 8.18. ИДК внешнего облучения заключается в определении значений эффективной и эквивалентных доз внешнего облучения на основании результатов индивидуальных систематических измерений операционных величин с помощью индивидуальных дозиметров внешнего облучения.

§ 8.19. ИДК внутреннего облучения заключается в определении значения ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения на основании результатов индивидуального контроля поступления радионуклида в организм человека через органы дыхания. Индивидуальное поступление радионуклида определяется путем расчета по данным:

- систематических измерений содержания радионуклидов в теле человека или в его отдельных органах с помощью СИЧ (γ-излучающие радионуклиды) с использованием функции выведения радионуклида из всего тела или его отдельных органов;
- систематических измерений выведения радионуклидов из тела человека с помощью биофизических методов (α-, β-излучающие радионуклиды) с использованием функции удержания радионуклида в теле человека;
- систематических измерений за время выполнения работ объема вдыхаемого воздуха и объемной активности радионуклида в нем непосредственно в зоне дыхания работника с помощью индивидуального пробоотборника радиоактивных аэрозолей и с учетом применяемых средств индивидуальной защиты.

§ 8.20. За значение эффективной дозы внешнего облучения следует принимать

$$E^{внеш} = F \cdot H_p(10) \qquad (23),$$

где F – коэффициент перехода от операционных к нормируемым величинам при контроле индивидуальной эффективной дозы внешнего облучения.

При равномерном облучении человека любым проникающим излучением за исключением

- нейтронов с энергиями от 1 эВ до 30 кэВ
- фотонов с энергиями менее 20 кэВ

значение коэффициента F в соотношении (23) следует принимать равным 1.

В случае, когда вклад нейтронов или фотонов указанных энергий в эффективную дозу превышает 50%, а также в случае неравномерного облучения тела человека, когда отношение максимальной плотности потока излучения, падающего на торс к средней превышает 2,0, значение коэффициента F в соотношении (23) устанавливается в специальных моделях дозиметрического контроля (см. § 10.8) согласно отдельным МУ.

§ 8.21. За значение ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения $E^{внутр}$, мЗв, следует принимать:

$$E^{внутр} = 1000 \times \sum_{U,G} П_{U,G} \times e(\tau)^{внутр}_{U,G}, \qquad (24)$$

где: $П_{U,G}$ – ингаляционное поступление в течение периода контроля соединений радионуклида U, которые при ингаляции следует отнести к типу G, Бк;

$e(\tau)^{внутр}_{U,G}$ – ожидаемая эффективная доза (дозовый коэффициент) на единичное поступление соединения радионуклида U, которое при ингаляции следует отнести к типу G, Зв/Бк. Значения дозовых коэффициентов для стандартного аэрозоля приведены в Приложении П-1 к Нормам. Согласно п. 3.1.6 Норм в случае поступления в организм аэрозолей со свойствами, отличными от стандартных, определение дозовых коэффициентов произво

дится согласно отдельным МУ.

§ 8.22. При облучении персонала эквивалентная доза облучения кистей и стоп не превосходит значения эквивалентной дозы облучения кожи кистей и стоп, поэтому при радиационном контроле за эквивалентную дозу облучения кистей и стоп допускается принимать эквивалентную дозу облучения кожи соответствующей части тела.

§ 8.23. За значение эквивалентных доз внешнего облучения органов и тканей (H_T) следует принимать значения соответствующих операционных величин индивидуального дозиметрического контроля, условия определения которых соответствуют требованиям § 7.3:

$$H_{кожа} = H_p(0,07)$$
$$H_{стопы\ и\ кисти} = H_p(0,07) \qquad (25)$$
$$H_{хрусталик} = H_p(3)$$
$$H_{низ\ живота} = H_p(10).$$

9. Требования к метрологическому, аппаратурному и методическому обеспечению дозиметрического контроля

§ 9.1. Нормативные документы Государственной системы обеспечения единства измерений (ГСИ) определяют следующие общие требования к метрологическому обеспечению контроля доз облучения персонала:

- *для контроля доз облучения персонала должны применяться средства измерений* (СИ) утвержденного типа (прошедшие испытания и внесенные в Государственный реестр СИ) и периодически поверяемые в установленном порядке;
- методики выполнения измерений (МВИ) должны удовлетворять требованиям ГОСТ Р 8.563-96 и МИ 2453-98;
- службы организаций, осуществляющие радиационный контроль, должны быть аккредитованы в установленном порядке.

§ 9.2. *Определение доз облучения персонала проводится на основании результатов* измерений операционных величин, а также иных величин, характеризующих воздействие ИИИ на работника. Результат определения значения дозы (искомой величины), полученной в течение периода контроля, характеризуется диапазоном значений ($Q^{мин}$, $Q^{макс}$), в котором с вероятностью 0,95 находится ее истинное значение.

Результат определения значения дозы должен содержать:

- значение искомой величины Q, основанное на измерении или расчете по результатам измерения ;
- оценку абсолютной (в единицах величины Q) неопределенности значения искомой величины U, рассчитываемой как

$$U = Q^{макс} - Q. \qquad (26)$$

§ 9.3. Конкретные алгоритмы определения значения дозы и неопределенности должны регламентироваться методикой определения индивидуальной дозы и входящими в ее состав МВИ и методиками выполнения расчетов.

При оценке неопределенности значения искомой величины, определяемой по результатам дозиметрического контроля, следует учитывать:

- неопределенность определения соответствующей величины согласно МВИ;
- неопределенность распространения результатов измерений или расчетов на реальный объект контроля (неопределенность за счет организации радиационного контроля, обусловленная его представительностью, в частности, погрешность усреднения $\dot{H}^*(d)$, $H_p(d)$, $C_{U,G}$, расчета $\Pi_{U,G}$ и т. д.).

При оценке неопределенности значения искомой величины, определяемой по результатам дозиметрического контроля, не следует учитывать неопределенности принятых в обоснование Норм и используемых в радиационном контроле дозиметрических моделей и их параметров, характеризующих стандартного работника.

§ 9.4. При суммировании величин (например, для определения дозы, полученной в течение нескольких периодов контроля) следует руководствоваться стандартными правила-

ми суммирования:

$$Q = \sum_k Q_k, \quad (27)$$

$$U = \sqrt{\sum_k U_k^2}, \quad (28)$$

где k – индекс обозначения частного результата.

§ 9.5. При разработке средств измерения и методик определения доз следует руководствоваться соображениями о безусловно приемлемой неопределенности оценки значений дозиметрических величин, близких к пределу дозы:

$$\frac{U}{Q} \le \alpha - 1, \quad (29)$$

где α – фактор неопределенности определения доз.

Значения параметра α, установленные настоящими МУ на основании рекомендаций МКРЗ [21] и МАГАТЭ [7] и отражающие реально достижимую в настоящее время точность определения доз, приведены в Табл.8.

§ 9.6. При сравнении значения индивидуальной дозы облучения с пределом соответствующей нормируемой величины принимается, что принцип нормирования соблюден, если

$$Q < D_L \quad (30)$$

и при этом неопределенность не превышает следующего значения

$$\frac{U}{D_L} \le \alpha - 1, \quad (31)$$

где: D_L – предел нормируемой величины; α – фактор неопределенности, значения которого приведены в Табл.8.

***Табл. 8.** Приемлемые значения фактора неопределенности определения доз.*

Определяемая величина	Значение α
Эффективная доза внешнего облучения фотонами	1,5
Эффективная доза внешнего облучения нейтронами	2,0
Эквивалентная доза внешнего облучения кожи, кистей и стоп, а также хрусталика глаза любым излучением	2,0
Ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения	2,5

10. Организация контроля облучения персонала группы А

§ 10.1. Радиационный контроль вводится на любых объектах, где ведутся работы с источниками излучения, и осуществляется в соответствии с регламентом (программой) радиационного контроля.

Цель регламента заключается в достижении приемлемой неопределенности (погрешности) определения индивидуальной дозы и уточнении ее значения путем уменьшения консерватизма дозиметрических моделей по мере приближения дозы облучения к соответствующему пределу.

Регламент радиационного контроля включает:

- определение контролируемых групп персонала, для членов которых необходимо проведение ИДК;
- проведение ИДК для контролируемых групп персонала;
- проведение группового дозиметрического контроля для персонала организации, не включенного в контролируемые группы персонала;
- оптимизацию затрат на радиационный контроль;

• перечень действий при превышении контрольных уровней, установленных для организации дозиметрического контроля согласно § 10.4.

10.1. Регламент радиационного контроля

§ 10.2. Для целей оперативного управления источником облучения персонала администрация организации устанавливает контрольные уровни (КУ). Контрольный уровень не является допустимым значением контролируемой величины. Он используется для определения необходимых действий, когда значение контролируемой величины превышает или по прогнозу должно превысить контрольный уровень. Действия, которые будут предприняты, должны быть определены при установлении контрольных уровней и могут изменяться от простой регистрации информации, проведения исследований в целях выяснения причины наблюдаемых изменений в радиационной обстановке и оценки последствий вплоть до проведения вмешательства в процесс эксплуатации источника путем проведения мероприятий для обеспечения условий более безопасной эксплуатации источника и, как следствие, уменьшения индивидуальной годовой эффективной дозы облучения персонала.

§ 10.3. Порядок установления КУ определяется ОСПОРБ-99. Значения контрольных уровней устанавливаются таким образом, чтобы были гарантированы:

• непревышение основных дозовых пределов и

• планомерное снижение облучения персонала и населения, радиоактивного загрязнения окружающей среды.

При установлении контрольных уровней учитывается:

• достигнутый уровень радиационной безопасности и защиты персонала и населения;

• облучение всеми подлежащими контролю источниками;

• вариация параметров радиационной обстановки в границах, определяющих условия нормальной эксплуатации источника излучения;

• возможная погрешность методов контроля.

§ 10.4. Для планирования и организации контроля профессионального облучения вводятся контрольные уровни эффективной дозы или эквивалентной дозы облучения отдельных органов:

• уровень исследования ($У_и$) – такое значение приращения дозы в течение периода контроля, при превышении которого следует провести исследование причин повышения темпа приращения дозы и при необходимости провести мероприятия по улучшению радиационной обстановки на рабочем месте;

• уровень действия ($У_д$) – такое значение дозы, при действительном или предполагаемом превышении которого следует провести мероприятия по улучшению радиационной обстановки на рабочем месте.

§ 10.5. В зависимости от характера выполняемых работ администрация организации по согласованию с местным органом Госсанэпиднадзора может устанавливать $У_и$ и $У_д$ для внешнего и внутреннего облучения раздельно.

§ 10.6. Алгоритм организации дозиметрического контроля облучения персонала группы А приведен на Рис.3. Он включает модели определения индивидуальных доз, используемые в рамках группового и индивидуального дозиметрического контроля, вместе с системой уровней, определяющих использование тех или иных моделей для уточнения значения индивидуальной дозы.

§ 10.7. В рамках группового дозиметрического контроля используется элементарная модель определения индивидуальных доз, которая включает:

• расчет индивидуальных доз облучения по результатам контроля радиационной обстановки на рабочих местах согласно требованиям раздела 8.1;

• распространение на объект контроля стандартных условий облучения.

Контроль радиационной обстановки проводится согласно МУ «Контроль радиационной обстановки. Общие требования» и отдельных МУ по определению средних значений объемной концентрации радиоактивных аэрозолей и газов в воздухе на рабочих местах и средних значений мощности эффективной дозы на рабочих местах.

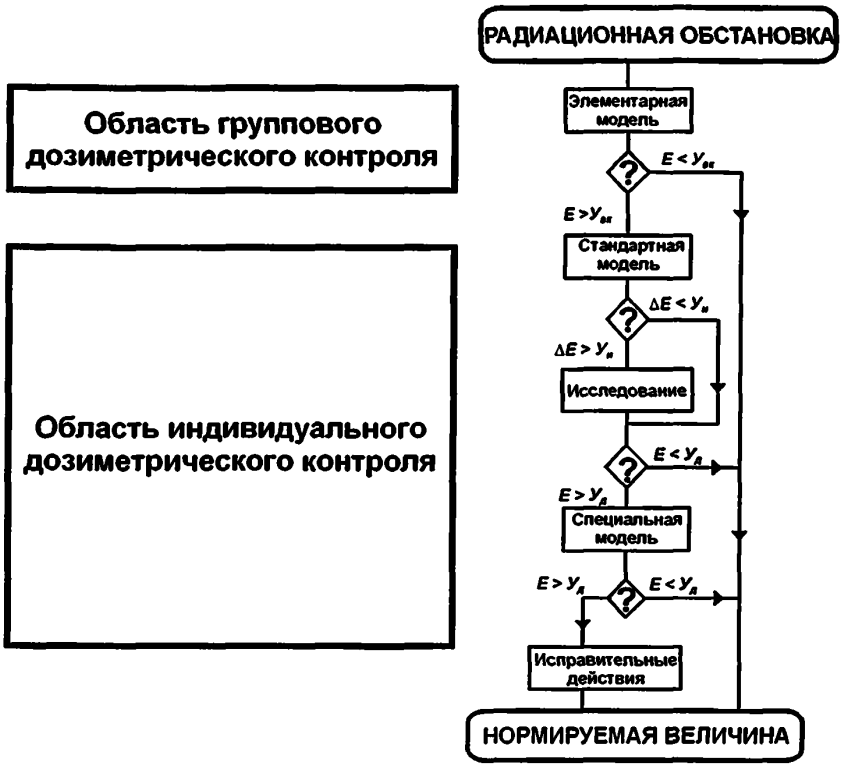


Рис.3. *Организационная схема дозиметрического контроля персонала группы А.*

§ 10.8. В рамках индивидуального дозиметрического контроля используются стандартная и специальная модели определения индивидуальных доз.

Стандартная модель определения индивидуальных доз включает:

- определение индивидуальных доз облучения по результатам индивидуальных систематических измерений характеристик облучения работника согласно требованиям раздела 8.2;
- распространение на объект контроля стандартных условий облучения и интерпретации результатов определения операционных величин.

Специальная модель определения индивидуальных доз включает:

- определение индивидуальных доз облучения на основании результатов индивидуальных измерений характеристик облучения каждого работника согласно отдельным МУ;
- учет реальных условий облучения при интерпретации результатов индивидуальных систематических измерений характеристик облучения работника согласно отдельным МУ.

10.2. Проведение контроля внешнего облучения

§ 10.9. Принятие решения о введении ИДК внешнего облучения регламентировано требованиями раздела 6 и основывается на результатах прогнозного определения доз облучения по элементарной модели определения доз, опирающейся на данные радиационного контроля (см. § 10.7).

§ 10.10. Индивидуальный контроль внешнего облучения вводится также при проведе-

нии новых технологических операций и операций, для которых отсутствуют систематические данные контроля радиационной обстановки.

§ 10.11. ИДК внешнего облучения проводится согласно МУ «Индивидуальный дозиметрический контроль профессионального внешнего облучения. Общие требования» и отдельных МУ по определению индивидуальной эффективной дозы нейтронного излучения, а также МУ по определению эквивалентных доз в коже и хрусталике глаза.

10.3. Проведение контроля внутреннего облучения

§ 10.12. Основными задачами, решаемыми при индивидуальном контроле внутреннего облучения персонала группы А, являются:

- систематическое измерение содержания радионуклидов во всем теле в отдельных органах или в выделениях;
- определение поступления радионуклидов в организм;
- расчет ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения.

§ 10.13. Согласно требованиям раздела 6 индивидуальный контроль внутреннего облучения персонала группы А вводится:

- для работников, для которых по данным систематического контроля радиационной обстановки на рабочих местах ингаляционное поступление радиоактивных аэрозолей в течении года может привести к облучению с ожидаемой эффективной дозой, превышающей $У_{вк}$;
- для работников, на рабочих местах которых:

$$\sum_{U,G} \frac{C_{U,G}}{ДОА_{U,G}} > \frac{У_{вк}}{20}, \qquad (32)$$

где: $ДОА_{U,G}$ – допустимая объемная активность соединения радионуклида U, которое при ингаляции следует отнести к типу G, Бк/м³ (приведена в Приложении П-1 Норм);

$C_{U,G}$ – средняя объемная активность соединения типа G радионуклида U непосредственно в зоне дыхания при выполнении этой операции, Бк/м³.

§ 10.14. Индивидуальный контроль внутреннего облучения вводится также при проведении новых технологических операций и операций, для которых отсутствуют систематические данные контроля радиационной обстановки или при проведении которых вероятно возникновение радиоактивных аэрозолей.

§ 10.15. Обязательным этапом индивидуального контроля внутреннего облучения является определение ингаляционного поступления, $П_{U,G}$, соединений радионуклида U, которые при ингаляции следует отнести к типу G. Единица поступления – Бк.

Индивидуальное поступление радионуклида определяется путем расчета по данным:

- систематических измерений содержания радионуклидов в теле человека или в его отдельных органах с помощью СИЧ (γ-излучающие радионуклиды) с использованием функции выведения радионуклида из всего тела или его отдельных органов;
- систематических измерений выведения радионуклидов из тела человека с помощью биофизических методов (α-, β-излучающие радионуклиды) с использованием функции удержания радионуклида в теле человека;
- систематических измерений за время выполнения работ объема вдыхаемого воздуха и объемной активности радионуклида в нем непосредственно в зоне дыхания работника с помощью индивидуального пробоотборника радиоактивных аэрозолей и с учетом применяемых средств индивидуальной защиты.

§ 10.16. Общие требования к планированию, организации и проведению дозиметрического контроля внутреннего облучения изложены в МУ «Дозиметрический контроль профессионального внутреннего облучения. Общие требования» и МУ по контролю доз облучения при ингаляции отдельных радионуклидов.

11. Сохранение информации об облучении персонала

§ 11.1. Сохранение информации об облучении персонала групп А и Б включает созда-

ние и хранение индивидуальных записей об облучении каждого работника.

§ 11.2. Результаты дозиметрического контроля оформляют протоколом в форме индивидуальных записей об облучении работника в течение контролируемого периода.

§ 11.3. В записи об облучении работника в установленном порядке должны быть отражены индивидуальные данные об облучении, в том числе:

• идентификационная информация об индивидууме и его профессиональной деятельности;

• индивидуальные дозы облучения согласно перечню § 5.3 и § 5.5, полученные в течение периода контроля и календарного года (в соответствующем случае – в течение месячного периода) с указанием неопределенности согласно требованиям раздела 9;

• информация относительно облучения работника:

- за период трудовой деятельности в данной организации, предшествовавший введению Норм и Правил;

- за период трудовой деятельности, предшествовавший поступлению на работу в данную организацию;

- за период прикомандирования к другим организациям;

- в результате радиационных аварий и планированного повышенного облучения.

§ 11.4. Индивидуальные записи об облучении работника периодически обновляются в соответствии в длительностью соответствующего контролируемого периода и хранятся в виде твердой копии в архиве, а также в электронной форме – в электронной базе данных индивидуального дозиметрического контроля организации, требования к которой определяются отдельными МУ.

§ 11.5. Сроки хранения индивидуальных записей об облучении работника устанавливаются в соответствии с требованиями ОСПОРБ-99.

§ 11.6. В соответствии со статьей 11 Федерального Закона «Об информации, информатизации и защите информации» № 24-ФЗ от 20.02.1995 г. индивидуальные записи об облучении работника относятся к категории конфиденциальной информации.

12. Библиографические данные

1. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99): Гигиенические нормативы СП-2.6.1.758-99. М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 1999.

2. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99): Санитарные правила СП-2.6.1.799-99. М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 2000.

3. IAEA, Radiation Protection and the Safely of Radiation Sources, Safety Series № 120. Vienna: IAEA, 1996.

4. IAEA, International Basic Safety Standards for Protection Against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources. Safety Standards Series № 115. Vienna: IAEA, 1996.

5. IAEA, Occupational Radiation Protection, Safety Standards Series № RS-G-1.1. Vienna: IAEA, 1999.

6. IAEA, Assessment of Occupational Exposure due to Intakes of Radionuclides, Safety Standards Series № RS-G-1.2. Vienna: IAEA, 1999.

7. IAEA, Assessment of Occupational Exposure Due to External Sources of Radiation: Safety Guide. Jointly sponsored by the International Atomic Energy Agency and the International Labor Office. Safety Standards Series № RS-G-1.3. Vienna: IAEA, 1999.

8. ICRP, Reference Man: Anatomical, Physiological and Metabolic Characteristics. Publication № 23, Pergamon Press, Oxford, 1975.

9. ICRP, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, ICRP Publication № 30, Part 1 Ann. ICRP 2 (3/4), Pergamon Press, Oxford, 1979; ICRP Publication № 30, Part 2, Ann. ICRP 4 (3/4), Pergamon Press, Oxford, 1980; ICRP Publication 30, Part 3, Ann. ICRP 6 (2/3), Pergamon Press, Oxford, 1981; ICRP Publication № 30, Part 4, Ann. ICRP 19 (4), Pergamon Press, Oxford, 1988.

10. ICRP, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological

Protection. ICRP Publication № 60. Ann ICRP 21 (1–3), Pergamon Press, Oxford, 1991 (Радиационная безопасность. Рекомендации МКРЗ 1990 г. Ч.1, Ч.2. М.: Энергоатомиздат, 1994.

11. ICRP, Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 1, ICRP Publication № 56, Ann. ICRP 20 (2), Pergamon Press, Oxford, 1989.

12. ICRP, Protection against Radon-222 at Home and at Work, ICRP Publication № 65, Ann. ICRP 23 (2), Pergamon Press, Oxford, 1993.

13. ICRP, Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 2, Ingestion Dose Coefficients, ICRP Publication № 67, Ann. ICRP 23 (3/4), Elsevier Science, Oxford, 1993.

14. ICRP, Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection, ICRP Publication № 66, Ann. ICRP 24 (1–3), Elsevier Science, Oxford, 1994.

15. ICRP, Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers, ICRP Publication № 68, Ann. ICRP 24 (4), Elsevier Science, Oxford, 1994.

16. ICRP, Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 3, Ingestion Dose Coefficients, ICRP Publication № 69, Ann. ICRP 25 (1), Elsevier Science, Oxford, 1995.

17. ICRP, Basic Anatomical and Physiological Data for use in Radiological Protection: The Skeleton, ICRP Publication № 70, Annals of the ICRP 25 (2), Elsevier Science, Oxford, 1995.

18. ICRP, Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides, Part 4, Inhalation Dose Coefficients, ICRP Publication № 71, Ann. ICRP 25 (3-4), Elsevier Science, Oxford, 1995.

19. ICRP, Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides, Part 5, Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients, ICRP Publication № 72, Ann. ICRP 26 (1), Elsevier Science, Oxford, 1996.

20. ICRP, Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation. ICRP Publication № 74, ICRU Report № 57, Ann ICRP 26 (3/4), 1996.

21. ICRP, General Principles for the Radiation Protection of Workers. ICRP Publication № 75. Ann ICRP 27 (1), 1997.

22. ICRU, Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, Report № 51, Bethesda, MD: ICRU, 1993.

23. ICRU, Fundamental Quantities and Units for Ionizing Radiation, Report № 60, Bethesda, MD: ICRU, 1998.

13. Приложения

Приложение 1. Величины, используемые в дозиметрическом контроле

Методология контроля радиационной безопасности опирается на современную систему дозиметрических величин, которая включает:

- физические величины, являющиеся характеристиками источников и полей ионизирующего излучения и их взаимодействия с веществом;
- нормируемые величины, являющиеся мерой ущерба (вреда) от воздействия излучения на человека;
- операционные величины, являющиеся величинами, однозначно определяемыми через физические характеристики поля излучения в точке или через физико-химические характеристики аэрозоля в точке, максимально возможно приближенные к соответствующим нормируемым величинам в стандартных условиях облучения и предназначенными для консервативной оценки этой величины при дозиметрическом контроле.

Распространенными в дозиметрии величинами являются доза излучения (поглощенная доза), флюенс, плотность потока частиц, линейная передача энергии, эквивалентная доза облучения органа или ткани, коэффициент качества излучения, относительная биологическая эффективность, взвешивающий коэффициент для излучения, эффективная доза, взвешивающие коэффициенты для тканей и органов, эквивалент дозы. Ниже даны краткие пояснения дозиметрических величин.

Табл.9. Основные величины и их единицы.

Величина	Основная единица	Внесистемная единица	Примечания
Плотность потока частиц	$1/(с \cdot м^2)$	—	Можно обозначать в зависимости от вида излучения: β-част./$(с \cdot м^2)$, фотон/$(с \cdot м^2)$ и т. п.
Активность	Бк	Ки	1 Ки = $3{,}7 \cdot 10^{10}$ Бк
Доза излучения	Гр	рад	1 рад = 10^{-2} Дж/кг = 10^{-2} Гр
Эквивалентная доза облучения органа или ткани	Зв	—	Принято, что при эквивалентной дозе 1 Зв данного вида излучения возникает такой же биологический эффект, как и при поглощенной дозе 1 Гр образцового излучения
Эффективная доза	Зв	—	Принято, что при эффективной дозе 1 Зв данного вида излучения причиняется тот же ущерб здоровью человека, как и при равномерном облучении тела человека с эквивалентной дозой 1 Зв
Эквивалент дозы	Зв	—	Равен поглощенной дозе в точке, умноженной на средний коэффициент качества для излучения, воздействующего на ткань в данной точке

Как правило, нормируемые величины, в которых выражены основные дозовые пределы, непосредственно измерить невозможно. Для оценки нормируемых величин при радиационном контроле предназначены операционные величины, которые являются непосредственно определяемыми в измерениях величинами. Введение в практику радиационного контроля операционных величин необходимо в первую очередь для унификации методов контроля и определения таких требований к функции отклика приборов радиационного контроля.

Система операционных величин внешнего облучения, созданная в результате совместной работы МКРЕ и МКРЗ, существует около сорока лет. По мере того, как менялись нормируемые величины, операционные величины развились от максимального эквивалента дозы (МЭД) через индексы эквивалента дозы к рекомендуемым в настоящее время величинам амбиентного и индивидуального эквивалента дозы.

В определении операционных величин внешнего облучения используется эквивалент дозы H – поглощенная доза в точке, умноженная на средний коэффициент качества для излучения, воздействующего на ткань в данной точке. Эквивалент дозы равен поглощенной дозе в точке, умноженной на средний коэффициент качества излучения, воздействующего на биологическую ткань в данной точке. Единица эквивалента дозы – зиверт (Зв).

Взаимодействие излучения с телом человека приводит к изменению самого радиационного поля. Операционные величины определяются таким образом, чтобы воспроизвести этот эффект, для чего используется фантом человеческого тела.

Операционной величиной внешнего облучения для контроля радиационной обстановки принят амбиентный эквивалент дозы (амбиентная доза)[2] $H^*(d)$ – эквивалент дозы, который был бы создан в шаровом фантоме МКРЕ на глубине d (мм) от поверхности по диаметру, параллельному направлению излучения, в поле излучения (см. Рис.1), идентичном рассматриваемому по составу, флюенсу и энергетическому распределению, но мононаправленном и однородном. Амбиентный эквивалент дозы используется для характеристики поля излучения в точке, совпадающей с центром шарового фантома МКРЕ (шара диаметром 30 см из тканеэквивалентного материала с плотностью 1 г/см^3). Эта величина применительно к реальному полю характеризует консервативную оценку дозы облучения человека. Еди-

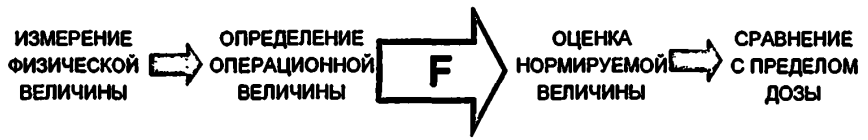
[2] Перевод англоязычного термина *ambient* (от лат. *ambi* кругом, вокруг, с обеих сторон) *dose equivalent* – эквивалент дозы, характеризующей радиационную обстановку.

ница амбиентного эквивалента дозы – зиверт (Зв).

Операционной величиной внешнего облучения для индивидуального контроля доз облучения человека принят индивидуальный эквивалент дозы $H_p(d)$ – эквивалент дозы в мягкой биологической ткани, определяемый на глубине d (мм) под рассматриваемой точкой на теле (см. Рис.2 и Табл.10).

При определении операционных величин значение d принимается равным 10 мм для контроля величины эффективной дозы, 0,07 мм – для эквивалента дозы облучения кожи и 3 мм – для эквивалента дозы облучения хрусталика глаза.

Использование операционных величин в радиационном контроле нацелено на консервативную оценку значений соответствующих нормируемых величин. В общем виде связь между величинами, используемыми в радиационном контроле выглядит следующим образом:



Коэффициент связи F и физическая схема определения операционных величин выбраны *таким образом, чтобы произведенная с их помощью оценка значения нормируемой* величины была бы больше истинного значения нормируемой величины в данных условиях облучения. Например, в контроле эффективной дозы внешнего излучения применяют замещение

$$E^{внеш} \Leftarrow F \cdot H_p(10), \quad (33)$$

где $F \leq 1$.

В контроле ожидаемой эффективной дозы внутреннего излучения принимают

$$E(\tau)^{внутр} \Leftarrow \vartheta \cdot П, \quad (34)$$

где $\vartheta = e(\tau)^{внутр}$, когда дозовый коэффициент радионуклида определен для ингаляции стандартного аэрозоля, свойства которого определены в НРБ-99.

Табл.10. Амбиентный эквивалент дозы на единичный флюенс, 10^{-12} Зв/(фотон/см²).

Энергия фотонов, МэВ	Глубина d в шаровом фантоме МКРЕ			Энергия фотонов, МэВ	Глубина d в шаровом фантоме МКРЕ		
	10 мм	3 мм	0,07 мм		10 мм	3 мм	0,07 мм
0,010	0,061	2,23	7,20	0,300	1,80	1,77	1,80
0,015	0,83	2,06	3,19	0,400	2,38	2,33	2,38
0,020	1,05	1,53	1,81	0,500	2,93	2,86	2,93
0,030	0,81	0,865	0,90	0,600	3,44	3,32	3,44
0,040	0,64	0,571	0,62	0,800	4,38	4,21	4,38
0,050	0,55	0,459	0,50	1,0	5,20	4,96	5,20
0,060	0,51	0,431	0,47	2	8,60	7,93	8,60
0,080	0,53	0,476	0,49	4	13,4	12,1	13,4
0,100	0,61	0,568	0,58	6	17,6	15,6	17,6
0,150	0,89	0,857	0,85	8	21,6	19,1	21,6
0,200	1,20	1,16	1,15	10	25,6	22,3	25,6

Приложение 2. Список исполнителей

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ИНДИВИДУАЛЬНЫХ ЭФФЕКТИВНЫХ И ЭКВИВАЛЕНТНЫХ ДОЗ И ОРГАНИЗАЦИЯ КОНТРОЛЯ ПРОФЕССИОНАЛЬНОГО ОБЛУЧЕНИЯ В КОНТРОЛИРУЕМЫХ УСЛОВИЯХ ОБРАЩЕНИЯ С ИСТОЧНИКАМИ ИЗЛУЧЕНИЯ. ОБЩИЕ ТРЕБОВАНИЯ.

Методические указания

Руководитель работы: к.ф.-м.н. В.А.Кутьков

Исполнители:

- РНЦ «Курчатовский институт», к.ф.-м.н. В.А.Кутьков.
- ГНЦ РФ «ВНИИФТРИ», д.т.н., профессор В.П.Ярына.
- ГНЦ РФ «Институт биофизики», к.т.н., с.н.с. В.И.Попов.
- ГНЦ РФ «Институт биофизики», к.т.н. Ю.В.Абрамов.
- НИЦ «СНИИП», д.т.н., с.н.с. Б.В.Поленов.
- ГНЦ РФ «Институт биофизики», к.т.н., с.н.с. О.А.Кочетков.
- Минатом РФ А.П.Панфилов.
- Федеральное управление "Медбиоэкстрем", к.м.н. Е.Б.Антипин.
- БФАИИЧ ГЦ Госсанэпиднадзора Федерального управления «Медбиоэкстрем», к.т.н. А.А.Молоканов.

gost.e-ecolog.ru