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

2.6.1. Ионизирующее излучение, радиационная безопасность

ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ ПРОФЕССИОНАЛЬНОГО ВНУТРЕННЕГО ОБЛУЧЕНИЯ. ОБЩИЕ ТРЕБОВАНИЯ.

Методические указания МУ 2.6.1.26 - 2000

Издание официальное

gost.e-ecolog.ru

СОДЕРЖАНИЕ

Предисловие ... 113
Введение ... 113
1. Область применения ... 115
2. Нормативные ссылки ... 116
3. Термины, определения и условные обозначения ... 117
3.1. Термины и определения ... 117
3.2. Условные обозначения ... 120
4. Общие положения ... 121
5. Дозиметрический контроль внутреннего облучения ... 122
5.1. Дозиметрические величины для контроля внутреннего облучения ... 122
5.2. Виды дозиметрического контроля ... 123
6. Содержание дозиметрического контроля внутреннего облучения ... 124
6.1. Содержание группового дозиметрического контроля внутреннего облучения . 126
6.2. Содержание индивидуального дозиметрического контроля внутреннего облучения ... 127
7. Требования к метрологическому обеспечению дозиметрического контроля ... 129
7.1. Требования к методикам выполнения измерений ... 131
7.2. Требования к методикам выполнения расчетов ... 132
8. Регламент дозиметрического контроля внутреннего облучения ... 133
8.1. Принципы планирования программы дозиметрического контроля внутреннего облучения ... 134
8.1.1. Порядок планирования, организации и проведения контроля ... 135
8.1.2. Контролируемые радионуклиды и используемые методы ИДК ... 135
8.1.3. Контролируемые контингенты персонала и периодичность контроля ... 136
8.2. Запись и хранение результатов измерений и определения дозы ... 136
9. Библиография ... 137
Приложения ... 138
Приложение 1. Концепция эффективной дозы ... 138
Приложение 2. Некоторые особенности применения прямого и косвенного методов контроля внутреннего облучения ... 139
Приложение 3. Обеспечение индивидуального дозиметрического контроля ... 144
Виды индивидуального дозиметрического контроля ... 144
Приборное обеспечение ... 145
Методическое обеспечение ... 146
Приложение 4. Применение модели стандартного работника для дозиметрии внутреннего облучения ... 146
Интерпретация результатов измерений активности в величинах поступления и эффективной дозы ... 147
Источники неопределенности при оценке поступления и дозы ... 148
Приложение 5. Учет физико-химических характеристик аэрозолей ... 149
Радионуклидный состав аэрозолей ... 150
Дисперсность аэрозолей ... 150
Тип химических соединений при ингаляции ... 151
Выбор метода контроля ... 151
Приложение 6. Ориентировочный перечень γ-излучающих радионуклидов, контролируемых прямым методом ... 152
Приложение 7. Минимальные измеряемые уровни активности радионуклидов в организме человека и его выделениях ... 152
Приложение 8. Дополнительная литература по дозиметрии внутреннего облучения ... 154
Методики измерений, рекомендуемые для использования при ИДК

внутреннего облучения. 154
Приложение 9. Список исполнителей 155

Список таблиц

Табл.1. Перечень моделей биокинетики элементов в органах и тканях стандартного работника, используемых для целей дозиметрии внутреннего облучения 128
Табл.2. Виды индивидуального дозиметрического контроля персонала 144
Табл.3. Ориентировочный перечень γ-излучающих радионуклидов, контролируемых прямым методом 152
Табл.4. Минимальные измеряемые уровни активности радионуклидов при проведении прямых измерений. 153
Табл.5. Минимальные измеряемые уровни активности радионуклидов в моче и кале при проведении радиохимического анализа. 153

Список рисунков

Рис.1. Организационная схема дозиметрического контроля персонала группы А 124
Рис.2. Модель поведения плутония в организме согласно Публикациям МКРЗ 30, 66, 67. 142

Предисловие

1. Методические указания МУ 2.6.1.26-2000 «Дозиметрический контроль профессионального внутреннего облучения. Общие требования» разработаны творческим коллективом под эгидой Методического совета Департамента безопасности и чрезвычайных ситуаций министерства Российской Федерации по атомной энергии.

2. Руководители работы:

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

3. Исполнители:

к.т.н., с.н.с., О.А. Кочетков, ГНЦ РФ «Институт биофизики»;
к.т.н., с.н.с., В.И. Попов, ГНЦ РФ «Институт биофизики»;
к.ф.-м.н., В.А. Кутьков, РНЦ «Курчатовский институт»;
к.т.н., Ю.В. Абрамов, ГНЦ РФ «Институт биофизики»;
к.б.н., Б.А. Кухта, ГНЦ РФ «Институт биофизики»;
к.т.н., А.А. Молоканов, ГНЦ РФ «Институт биофизики»;
д.т.н., профессор, Ю.С. Степанов, ГНЦ РФ «Институт биофизики».

4. Утверждены и введены в действие Федеральным управлением медико-биологических и экстремальных проблем (Федеральное управление «Медбиоэкстрем») при Минздраве России «09» декабря 2000 г.

5. В настоящих методических указаниях реализованы нормы законов РФ:
от 31.03.1999 г. № 65 ФЗ «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения»;
от 09.01.1996 г. № 3 ФЗ «О радиационной безопасности населения»;
от 21.11.1995 г. № 170 ФЗ «Об использовании атомной энергии»;
от 20.02.1995 г. №24 ФЗ «Об информации, информатизации и защите информации»
от 10.06.1993 г. № 5154-1 «О стандартизации»;
от 27.04.1993 г. № 4871-1 «Об обеспечении единства измерений».

6. Введены впервые.

Введение

В Нормах и Правилах в общем виде сформулированы требования к организации и проведению дозиметрического контроля (ДК) облучения персонала. Для внедрения указанных документов в практику предприятий Министерства Российской Федерации по атомной энергии необходима детализация установленных в них требований применительно к номенклатуре источников ионизирующего излучения (ИИИ), эксплуатируемых на предприятиях отрасли и с

учетом специфики проводимых работ.

В настоящее время службы радиационной безопасности (СРБ) и структурные подразделения, осуществляющие функции дозиметрического контроля при работах с открытыми радионуклидными ИИИ, не имеют необходимых документов, обеспечивающих единство подходов и требований к системе ДК внутреннего облучения профессиональных работников.

Отсутствие единых, унифицированных требований к планированию, организации и проведению ДК внутреннего облучения не позволяет практическим работникам получать требуемую в соответствии с Нормами информацию о дозах внутреннего облучения профессионалов.

Целью разработки данных методических указаний (МУ) является установление общих требований к системе ДК внутреннего облучения персонала предприятий Минатома, отвечающих требованиям Норм и Правил к обеспечению радиационной безопасности персонала в контролируемых условиях эксплуатации источников излучения и в условиях радиационной аварии.

Для обеспечения систематизации и единства методических подходов к дозиметрическому контролю при введении в практику Норм устанавливаются:

- общие требования и принципы методологии определения индивидуальных доз, планирования, организации и осуществления ДК внутреннего облучения со стандартизацией основных положений системы контроля профессионального внутреннего облучения;
- требования к способам и методам определения ожидаемой эффективной дозы (ОЭД) внутреннего облучения;
- перечень соответствующих методик, требования к ним, а также к средствам измерений, способам интерпретации результатов измерений и метрологическому обеспечению ДК.

Устанавливаемая система ДК внутреннего облучения базируется на использовании накопленного отечественного опыта, отраженного в научных разработках и методических рекомендациях, а также на рекомендациях МКРЗ и руководствах МАГАТЭ по общим требованиям обеспечения радиационной безопасности. Внедрение в практику настоящих МУ приведет к созданию системы контроля внутреннего облучения персонала, отвечающей требованиям, выработанным международным сообществом, и позволит получать достоверную информацию об индивидуальных дозах внутреннего облучения персонала, а, тем самым, соблюдения Норм.

Прямое определение индивидуальных доз внутреннего облучения невозможно и для целей ДК эта задача решается в два этапа:

- проведение измерений активности радионуклидов либо во всем теле человека или отдельных его органах, либо в выделениях или других пробах биологического происхождения, либо на фильтрах стационарных и индивидуальных пробоотборников;
- интерпретация результатов указанных измерений, т.е. восстановление величин *поступления радионуклидов за год* и ОЭД *внутреннего облучения*, обусловленной поступлением в организм данных радионуклидов, с использованием соответствующих моделей и в рамках конкретных методик выполнения расчетов.

Утверждены Руководителем Департамента безопасности и чрезвычайных ситуаций Минатома России А.М.Агаповым 29 ноября 2000 г.

Утверждены Заместителем Главного государственного санитарного врача РФ по специальным вопросам М.Б.Муриным 09 декабря 2000 г.

Согласованы с Директором Центра метрологии ионизирующих излучений ГП «ВНИИФТРИ» В.П.Ярыной 07 декабря 2000 г.

2.6.1. Ионизирующее излучение, радиационная безопасность

ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ ПРОФЕССИОНАЛЬНОГО ВНУТРЕННЕГО ОБЛУЧЕНИЯ. ОБЩИЕ ТРЕБОВАНИЯ

Методические указания
Федеральное управление «Медбиоэкстрем» МУ 2.6.1. 26-2000
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».

1. Область применения

§ 1. Настоящие методические указания распространяются на систему организации и осуществления дозиметрического контроля внутреннего облучения персонала при поступлении радионуклидов в организм через органы дыхания персонала

- предприятий (радиационных объектов), находящихся в ведении Министерства Российской Федерации по атомной энергии,
- предприятий (радиационных объектов), подотчетных Министерству Российской Федерации по атомной энергии независимо от их формы собственности.

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.

§ 2. В методических указаниях в соответствии с требованиями НРБ-99 (далее – Нормы), Основных санитарных правил обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ-99 (далее – Правила) и Методических указаний «Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения. Общие требования» (далее — МУ 2.6.1.16-2000) устанавливаются общие требования к методам определения индивидуальных доз облучения, планированию, организации и проведению дозиметрического контроля внутреннего облучения профессиональных работников, подвергающихся воздействию открытых радионуклидных источников в контролируемых условиях техногенного облучения и при повышенном потенциально опасном облучении.

§ 3. Методические указания предназначены для использования при разработке методов, средств и регламентов дозиметрического контроля персонала на предприятиях Минатома России и Центров государственного санитарно-эпидемиологического надзора Федерального управления «Медбиоэкстрем» при Минздраве России, осуществляющих контроль и надзор за обеспечением радиационной безопасности персонала предприятий Минатома России.

§ 4. Требования настоящих МУ не распространяются на методы определения доз облучения персонала, связанных с производственной деятельностью за период, предшествовавший введению 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).

§ 5. Лицензиат (предприятие) обязан привести дозиметрический контроль внутреннего облучения на предприятии в соответствие с требованиями настоящих МУ в течение срока, согласованного для данного предприятия уполномоченными органами Госсанэпиднадзора (Федеральным управлением «Медбиоэкстрем»).

2. Нормативные ссылки

§ 6. В настоящих МУ учтены требования, указания и рекомендации, изложенные в следующих нормативных и методических документах:

- ГОСТ 8.207-76. ГСИ. Прямые измерения с многократными наблюдениями. Методы обработки результатов наблюдений. Основные положения;
- ГОСТ 4.59-79. СПКП. Средства измерений ионизирующих излучений. Номенклатура показателей;
- ГОСТ 17.0.0.02-79. Охрана природы. Метрологическое обеспечение контроля загрязненности атмосферы, поверхностных вод и почвы. Основные положения;
- ГОСТ 17.2.4.02-81. Охрана природы. Атмосфера. Общие требования к методам определения загрязняющих веществ;
- ГОСТ 27451-87. Средства измерений ионизирующих излучений. Общие технические условия;
- ГОСТ Р 8.563-96. ГСИ. Методики выполнения измерений;
- ГОСТ Р 8.565-96. Метрологическое обеспечение эксплуатации атомных станций. Основные положения;
- ГОСТ 8.033-95. Государственный первичный эталон и государственная поверочная схема средств измерений активности и удельной активности радионуклидов в жидкостях;
- РД50-454-84. Методические указания. Внедрение и применение ГОСТ 8.417-81 «ГСИ. Единицы измерения величин» в области ионизирующих излучений;
- МИ 1832-88. ГСИ. Сличение групп средств поверки одинакового уровня точности. Основные правила;
- МИ 1967-89. ГСИ. Выбор методов и средств измерений при разработке методик выполнения измерений. Общие положения;
- МИ 2174-91. Аттестация алгоритмов и программ обработки данных при измерениях. Основные положения;
- МИ 2334-95. Смеси аттестованные. Порядок разработки, аттестации и применения;
- МИ 2335-95. Внутренний контроль качества результатов количественного химического анализа;
- МИ 2336-95. Характеристики погрешности результатов количественного химического анализа. Алгоритмы оценивания;
- МИ 2377-96. ГСИ. Разработка и аттестация методик выполнения измерений;
- МИ 2453-2000. ГСИ. Методики радиационного контроля. Общие требования;
- 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-2.6.1.799-2000. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99). Санитарные правила. М.: Минздрав России, 2000;
- СП АС-88/93. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций;
- Р 1.1.002-96. Классификация нормативных и методических документов системы государственного санитарно-эпидемиологического нормирования. Минздрав России, М., 1998;
- Р 1.1.003-96. Общие требования к построению, изложению и оформлению нормативных и методических документов системы государственного санитарно-эпидемиологического нормирования. Руководство. Минздрав России, 1998;
- МУК 4.4.009-94. Относительные измерения. Радиометрия. Требования к методикам выполнения измерений активности (удельной активности) образцов проб биологических объектов, объектов внешней среды и пищевых продуктов. Методические указания. ФУМБЭП при Минздравмедпроме России. М., 1994;

• РД 50-449-84. Оценка достоверности данных о физических константах и свойствах веществ и материалов. Основные положения. Методические указания;

• МУ 1.1.017-99. Основные требования к структуре, изложению и оформлению нормативных и методических документов при выполнении НИР «Разработка нормативных и методических документов и адаптация существующей системы обеспечения радиационной безопасности Минатома России к новым принципам нормирования радиационных факторов». Методические указания. ДБЧС МАЭ РФ, Федеральное управление «Медбиоэкстрем» Минздрава России;

• МУ 2.6.1.16-2000. Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения. Общие требования». Методические указания. ДБЧС МАЭ РФ, Федеральное управление «Медбиоэкстрем» Минздрава России. АНРИ № 3(22) 2000, сс.43–75.

3. Термины, определения и условные обозначения

§ 7. В настоящих Методических указаниях используются термины и определения, принятые в Нормах и Правилах, а также приведенные в МУ 2.6.1.16-2000. Термины, которые приведены в указанных выше МУ отмечены (*), а термины, которые приведены впервые в данных МУ отмечены (**).

3.1. Термины и определения

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

§ 9. *Аэрозоль радиоактивный* – аэрозоль, в дисперсную фазу которого входят радионуклиды (ГОСТ 15484).

§ 10. Диаметр активностный медианный аэродинамический (АМАД) – такое значение аэродинамического диаметра частиц дисперсной фазы радиоактивного аэрозоля, при котором 50% активности указанного аэрозоля приходится на частицы, имеющие диаметр меньше, чем АМАД, а 50% – на частицы, имеющие аэродинамический диаметр больше, чем АМАД (применяется при АМАД > 0,5 мкм).*

§ 11. *Диаметр активностный медианный термодинамический* (АМТД) – такое значение термодинамического диаметра частиц дисперсной фазы радиоактивного аэрозоля, при котором 50 % активности данного аэрозоля приходится на частицы, имеющие диаметр меньше, чем АМТД, и 50 % – на частицы, имеющие термодинамический диаметр больше, чем АМТД (применяется для характеристики дисперсности взамен АМАД при АМАД < 0,5 мкм).*

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

§ 13. *Диаметр частицы аэрозоля термодинамический* – диаметр частицы с плотностью, равной 1 г/см^3, имеющей тот же коэффициент диффузии в воздухе при нормальных условиях, что и у данной частицы.**

§ 14. *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.*

§ 15. *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.*

§ 16. *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:

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

где $D_{T,R}$ – средняя поглощенная доза в органе или ткани T излучения R, 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:

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

Единицей эквивалентной дозы является зиверт (Зв).*

§ 17. *Доза эффективная* (E) – 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:

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

где H_T – эквивалентная доза в органе или ткани T, а W_T – взвешивающий коэффициент для органа или ткани T. Единица эффективной дозы – зиверт (Зв) (НРБ-99).

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

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

где t_0 – момент поступления, а $H_T(t)$ – мощность эквивалентной дозы к моменту времени t в органе или ткани T. 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).*

§ 19. *Доза эффективная ожидаемая при внутреннем облучении* (ОЭД, $E(\tau)$) – 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 ожидаемой эквивалентной дозы в органах и тканях на соответствующие взвешивающие коэффициенты:

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

Единица ожидаемой эффективной дозы – зиверт (Зв).*

§ 20. *Источник излучения техногенный* – источник ионизирующего излучения, специально созданный для его полезного применения или являющийся побочным продуктом этой деятельности (НРБ-99).

§ 21. *Источник радионуклидный открытый* – источник излучения, при использовании которого возможно поступление содержащихся в нем радионуклидов в окружающую среду (НРБ-99).

§ 22. *Контроль радиационный* – получение информации о радиационной обстановке в организации, в окружающей среде и об уровнях облучения людей (включает в себя дозиметрический и радиометрический контроль) (НРБ-99).

§ 23. *Контроль дозиметрический групповой* (ГДК) – контроль облучения персонала, зак-

[1] Значения W_R, регламентированные в Нормах и Правилах, 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 $\bar{k}$ излучения на глубине 10 мм в шаровом фантоме МКРЕ. Определение приведено в МУ 2.6.1.16-2000.

лючающийся 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.*

§ 24. *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.*

§ 25. *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 (НРБ-99).

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

§ 27. *Облучение профессиональное* – облучение персонала в процессе его работы с техногенными источниками ионизирующего излучения (НРБ-99).

§ 28. *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.*

§ 29. *Поступление радионуклида (ингаляционное)** – активность радионуклида, проникшего в организм человека через органы дыхания вместе с воздухом.**

§ 30. *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 и использованные при определении значений допустимых уровней облучения, установленных в Нормах.*

§ 31. *Спектрометр (счетчик) излучения человека* (СИЧ) – спектрометрическая или радиометрическая установка, предназначенная для идентификации и определения активности γ-излучающих радионуклидов, находящихся в отдельном органе или во всем теле человека.*

§ 32. *Тип химического соединения при ингаляции* – характеристика 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 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 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 веществ, отнесенных к этому типу, основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью 100 $сут^{-1}$.*

§ 33. *Уровень контрольный* – 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 (НРБ-99).

§ 34, *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 сле-

дует проводить с помощью индивидуального дозиметрического контроля облучения работника.*

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

§ 36. *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.*

§ 37. *Уровень регистрации* ($У_р$) – такое значение индивидуальной дозы облучения работника, полученной в течение периода контроля, начиная с которой ее учет обязателен при определении суммарной дозы облучения работника.**

§ 38. *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: $V_{перс} = 2{,}4 \cdot 10^3$ м^3;
- временем облучения t в течение календарного года, равным 1700 ч для персонала группы А и 2000 ч – для персонала группы Б;
- 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 АМАД, равным 1 мкм и стандартным геометрическим отклонением, равным 2,5.*

§ 39. *Условия облучения реальные* – условия воздействия техногенных источников на человека, которые характеризуются фактически действующими значениями объема вдыхаемого воздуха, времени облучения в течение календарного года и физико-химическими характеристиками аэрозолей (дисперсность и растворимость при ингаляции), отличающимися от указанных в Нормах.**

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

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

3.2. Условные обозначения

§ 42. В настоящих Методических указаниях приняты следующие условные обозначения и сокращения:

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

E – эффективная доза

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

$e(\tau)^{внутр}_{U,G}$ – ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения на единичное поступление соединения радионуклида U, которое при ингаляции следует отнести к типу G (далее для краткости называется дозовый коэффициент) при стандартных условиях внутреннего облучения

G – индекс типа соединения радионуклида при ингаляционном поступлении

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

ния (ожидаемая эквивалентная доза)

Q – объёмная активность радионуклида в воздухе рабочего помещения (рабочего места)

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

АМТД – активностный медианный термодинамический диаметр частиц аэрозоля

ГДК – групповой дозиметрический контроль облучения

ДК – дозиметрический контроль внутреннего облучения

ДОА – допустимая объемная активность радионуклида

ИДК – индивидуальный дозиметрический контроль внутреннего облучения

ИИИ – источник ионизирующего излучения

МВИ – методика выполнения измерений

МВР – методика выполнения расчетов

МИА – минимальная измеряемая активность

МКРЕ – Международная комиссия по радиационным единицам и измерениям

МКРЗ – Международная комиссия по радиологической защите

МУ – методические указания

ОЭД – ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения

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

4. Общие положения

§ 43. Для введения в действие Норм и Правил на предприятиях Министерства Российской Федерации по атомной энергии в настоящих МУ осуществлена детализация требований к организации и проведению дозиметрического контроля (ДК) внутреннего облучения персонала для эксплуатируемых источников ионизирующего излучения с учетом специфики обращения с ними.

§ 44. В настоящих МУ в соответствии с требованиями Норм и Правил к обеспечению радиационной безопасности устанавливаются общие требования к системе ДК внутреннего облучения персонала предприятий Минатома в контролируемых условиях эксплуатации источников излучения и при повышенном потенциально опасном облучении.

§ 45. Для обеспечения систематизации и единства методических подходов к дозиметрическому контролю в МУ устанавливаются:

- общие требования к методам определения индивидуальных доз, планированию, организации и проведению ДК внутреннего облучения со стандартизацией основных положений системы контроля профессионального внутреннего облучения;
- требования к способам и методам определения ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения;
- требования к средствам измерений, методикам выполнения измерений (МВИ), способам интерпретации результатов измерений (методикам выполнения расчетов, МВР) и метрологическому обеспечению ДК.

§ 46. Согласно МУ 2.6.1.16-200 под индивидуальной дозой понимается доза (эффективная или эквивалентная доза в органе или ткани в зависимости от контекста), 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. При определении

индивидуальной дозы работника игнорируется ее возможное отличие от истинной дозы облучения индивида, 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.

Значение индивидуальной дозы приписывается индивиду по результатам дозиметрического контроля.

§ 47. Требования к системе контроля внутреннего облучения персонала при ингаляционном поступлении радона, торона и их дочерних продуктов определяются в отдельных МУ.

§ 48. Воздействие радиоактивных инертных газов (неон, аргон, криптон и ксенон) не рассматривается как внутреннее облучение, поскольку согласно п. 8.5 Норм они рассматриваются только как источники внешнего облучения.

5. Дозиметрический контроль внутреннего облучения

§ 49. Дозиметрический контроль внутреннего облучения является неотъемлемой частью системы обеспечения радиационной безопасности персонала предприятия, направленной на защиту здоровья людей от воздействия ИИИ. Цель ДК внутреннего облучения:

- в контролируемых условиях эксплуатации ИИИ – достоверно определить индивидуальные дозы внутреннего облучения персонала для оценки достаточности мер по контролю за ИИИ, обеспечивающих безопасное их использование в соответствии с требованиями Норм и Правил;
- в условиях повышенного (потенциально опасного) облучения – достоверно определить индивидуальные дозы внутреннего облучения работника для оценки медицинских последствий аварийного облучения.

§ 50. В соответствии с действующей системой ограничения облучения основной задачей ДК внутреннего облучения персонала в контролируемых условиях эксплуатации ИИИ является:

1) планомерное измерение характеристик внутреннего облучения работника в течение календарного года (периода контроля);

2) определение по результатам измерения значения индивидуальной ОЭД, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за календарный год (период контроля).

Результаты ДК служат для демонстрации соответствия условий труда работника требованиям к ограничению облучения персонала в нормальных условиях эксплуатации ИИИ и в условиях планируемого повышенного облучения, содержащихся в разделе 3 Норм и §§ 5.2-5.3 МУ 2.6.1.16-2000.

§ 51. В соответствии с действующей системой ограничения облучения основной задачей ДК внутреннего облучения персонала в условиях повышенного (потенциально опасного) облучения является

1) планомерное измерение характеристик внутреннего облучения работника после повышенного однократного поступления радионуклида в организм;

2) определение по результатам измерения значений индивидуальных ОЭД, а при превышении ОЭД уровня 200 мЗв – значений индивидуальных эквивалентных доз внутреннего облучения отдельных органов, реализованных к определенному сроку[2], обусловленных поступлением в организм радионуклидов после повышенного однократного поступления.

Результаты ДК служат основой для принятия решений по медицинской защите облученного работника согласно п.3.2.3 Норм.

5.1. Дозиметрические величины для контроля внутреннего облучения

§ 52. Методология контроля радиационной безопасности опирается на современную сис-

[2] Под реализованной к определенному сроку дозой в рамках данного документа понимается величина, равная ожидаемой эквивалентной дозе облучения органа или ткани (см. § 18), вычисленной для значения τ, отличном от 50 лет и равном, например, 2 дням, 10 суткам, 1 месяцу и т. п.

тему дозиметрических величин, которая включает:

• физические величины, являющиеся характеристиками источников радиоактивных аэрозолей и полей ионизирующего излучения и их взаимодействия с веществом;

• нормируемые величины, являющиеся мерой ущерба (вреда) от воздействия излучения на человека;

§ 53. Физическими величинами, характеризующими внутреннее облучение работника и измеряемыми при дозиметрическом контроле внутреннего облучения, являются:

• $Q_{U,G}$ – определяемая в воздухе рабочего помещения (рабочего места) величина объемной активности соединений радионуклида U, которые при ингаляции следует отнести к типу G;

• $S_{T,U}$ – активность радионуклида U, определяемая в органе T либо в биологических образцах (выделениях или образцах тканей).

§ 54. Нормируемыми величинами для дозиметрического контроля при внутреннем облучении персонала являются:

• $П_{U,G}$ – поступление в организм работника через органы дыхания соединений радионуклида U, которые при ингаляции следует отнести к типу G;

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

• эквивалентная доза внутреннего облучения органа или ткани в результате повышенного однократного поступления радионуклида в организм, реализованная к определенному сроку[3].

§ 55. Определение ингаляционного поступления, $П_{U,G}$, соединений радионуклида U, которые при ингаляции следует отнести к типу G является обязательным этапом индивидуального контроля внутреннего облучения. Индивидуальное поступление радионуклида определяется путем расчета по данным:

• систематических измерений $S_{T,U}$ – активности радионуклидов в теле человека или в его отдельных органах с помощью СИЧ (γ-излучающие радионуклиды);

• систематических измерений $S_{T,U}$ – активности радионуклидов в выделениях (α-, β-излучающие радионуклиды).

5.2. Виды дозиметрического контроля

§ 56. Для дозиметрического контроля профессионального внутреннего облучения используют:

• групповой дозиметрический контроль облучения (ГДК);

• индивидуальный дозиметрический контроль облучения (ИДК).

§ 57. ***Групповой дозиметрический контроль*** заключается в определении значения ОЭД персонала по результатам систематических измерений объемной активности в воздухе рабочих помещений (на рабочих местах) с учетом времени пребывания персонала в этом помещении (на рабочем месте). Значения ОЭД, которые могут быть получены с помощью ГДК, характеризуются значительной неопределенностью. Проведение ГДК является одним из элементов контроля радиационной обстановки на рабочих местах (в рабочих помещениях). Результаты ГДК используются:

• для планирования дозиметрического контроля внутреннего облучения персонала;

• для оценки индивидуальных доз облучения персонала.

§ 58. Значение ОЭД, полученное с помощью ГДК, может быть приписано индивиду в качестве значения индивидуальной ОЭД только в условиях нормальной эксплуатации ИИИ и если по имеющимся данным значение годовой дозы облучения на его рабочем месте не является или по прогнозу не может являться значимым, то есть не превышает уровень введения индивидуального дозиметрического контроля $У_{ВК}$, установленный в Регламенте ДК предприятия.

§ 59. ***Индивидуальный дозиметрический контроль*** заключается в определении значения ОЭД внутреннего облучения персонала по результатам систематических индивиду-

[3] Определение реализованной к определенному сроку дозы приведено в сноске 2.

альных измерений физических величин, характеризующих внутреннее облучение работника, с помощью инструментальных методов.

§ 60. Согласно § 53 и § 55 индивидуальные измерения физических величин, характеризующих внутреннее облучение работника, заключаются в определении активности радионуклидов:

- во всем теле человека либо в его отдельных органах;
- в выделениях человека или других пробах биологического происхождения.

§ 61. 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 является или по прогнозу может являться значимым, то есть превышает УВК;
- для определения доз облучения всех лиц, работающих с источниками облучения в условиях планируемого повышенного (потенциально опасного) облучения.

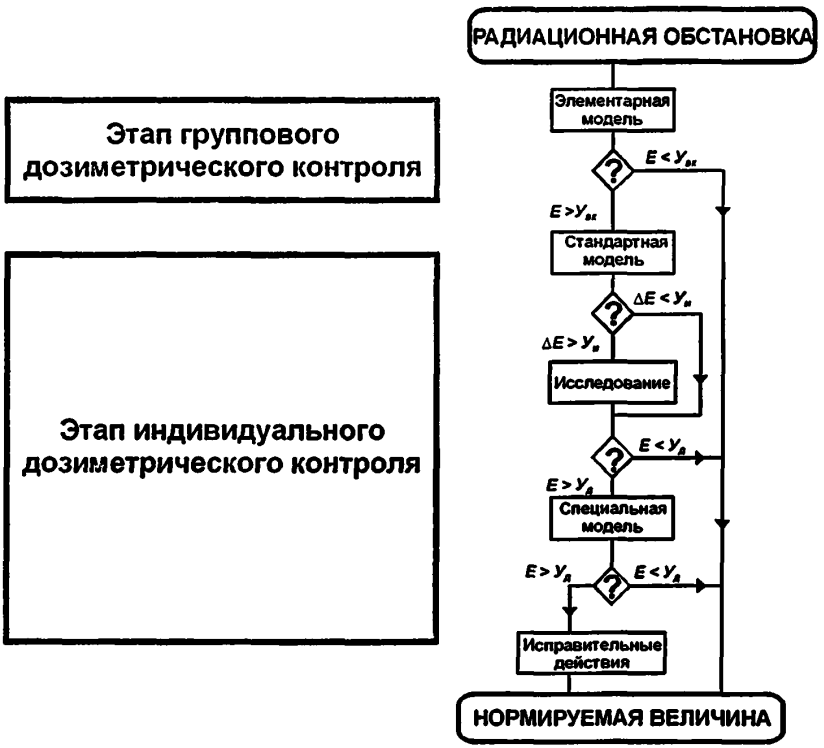


Рис.1. *Организационная схема дозиметрического контроля персонала группы А.*

6. Содержание дозиметрического контроля внутреннего облучения

§ 62. Содержание дозиметрического контроля профессионального внутреннего облучения заключается в проведении систематических измерений физических величин, характеризующих внутреннее облучение работника, и переходе от результатов измерений характеристик радиационной обстановки к индивидуальным значениям нормируемых величин, определенных с приемлемой неопределенностью. В дозиметрическом контроле вводятся два этапа

(см. Рис.1 и раздел 10 МУ 2.6.1.16-2000):

• этап группового дозиметрического контроля (ГДК), где применяется элементарная модель определения индивидуальной ОЭД;

• этап индивидуального дозиметрического контроля (ИДК), где применяются стандартная и специальная модели определения индивидуальной ОЭД.

§ 63. Расчет индивидуальной дозы при ГДК проводится согласно требованиям раздела 6.1. **Элементарная** модель определения индивидуальных доз заключается в расчете индивидуальных доз облучения для стандартных условий облучения по результатам контроля радиационной обстановки на рабочих местах. При расчетах используются значения величины объемной активности радионуклидов в воздухе на рабочем месте, $Q_{U,G}$ (см. раздел 5.1).

§ 64. Расчет индивидуальной дозы при ИДК проводится согласно разделу 6.2 на основании определения величины ингаляционного поступления. При ИДК используются **стандартная и специальная** модели определения индивидуальных доз:

1) **Стандартная модель** заключается в использовании стандартных условий облучения, определяемых в п.8 НРБ-99 и МУ 2.6.1.16-2000, при интерпретации результатов систематических измерений физических величин согласно § 60. Использование стандартной модели является достаточным на первом этапе индивидуального контроля, который охватывает максимальное количество людей и ограничивается условием не превышения индивидуальной дозы соответствующего контрольного уровня (уровня действия – согласно п.10.1 МУ 2.6.1.16-2000);

2) **Специальная модель** заключается в интерпретации результатов систематических измерений физических величин согласно § 60 и расчете индивидуальных доз облучения для реальных условий облучения (т. е. для реальных значений физико-химических характеристик аэрозолей при ингаляции). Специальная модель применяется на втором этапе индивидуального дозиметрического контроля с целью уточнения величины индивидуальной дозы для ограниченного числа людей.

§ 65. Непосредственно для целей планирования и организации ДК внутреннего облучения персонала в контролируемых условиях эксплуатации источника излучения устанавливается ряд дозовых уровней (см. Рис.1):

• 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;

• 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;

• уровень действия ($У_{д}$) – такое значение дозы, при действительном или предполагаемом превышении которого следует уточнить значение индивидуальной дозы с помощью специальной модели определения дозы и при необходимости провести мероприятия по улучшению радиационной обстановки на рабочем месте.

§ 66. В случае обнаружения систематического превышения значения $У_{д}$ следует планировать проведение медицинского обследования в стационаре.

§ 67. Значения $У_{вк}$ согласно МУ 2.6.1.16-2000 устанавливаются предприятием в диапазоне 1–5 мЗв и согласовываются с органами Госсанэпиднадзора при разработке Регламента ДК внутреннего облучения.

§ 68. Значения $У_{и}$ и $У_{д}$ устанавливаются предприятием в зависимости от характера выполняемых работ и согласовываются с органами Госсанэпиднадзора. Указанные уровни должны приводиться в Регламентах ДК внутреннего облучения персонала.

§ 69. В нормальных условиях обращения с источником согласно требованиям раздела 6 МУ 2.6.1.16-2000:

• нецелесообразно устанавливать значения $У_{вк}$ ниже 1 мЗв;

• решение об установлении значения $У_{вк}$ выше 1 мЗв, но ниже 5 мЗв принимается по

принципам обоснования и оптимизации с учетом конкретной обстановки;

• значения $У_{вк}$ не следует устанавливать выше 5 мЗв.

Принятие решения о значении $У_{вк}$ для организации дозиметрического контроля персонала предприятия должно учитывать следующие основные факторы:

• ожидаемый уровень облучения;

• наиболее вероятные изменения дозы облучения;

• сложность методов измерения и интерпретации, составляющих программу контроля.

§ 70. Перечень радионуклидов, поступление которых необходимо определять для целей планирования и проведения ДК профессионального облучения, определяется по результатам радиационного контроля радионуклидного состава аэрозолей на рабочих местах. При осуществлении измерений следует определять радионуклиды, годовые ОЭД которых превышают 20 % для гамма-излучателей и 50 % для альфа-излучателей значения уровня регистрации, установленного согласно § 8.3 МУ 2.6.1.16-2000, и для объемных активностей которых выполняется неравенство:

$$\frac{\{Q_U\}}{ДОА_U} \geq \begin{cases} 0{,}01 & \text{для } \gamma\text{-излучателей} \\ 0{,}025 & \text{для } \alpha\text{-излучателей} \end{cases} \qquad (6)$$

где: $\{Q_U\}$ – среднегодовая объемная активность радионуклида U в рабочем помещении (на рабочем месте), Бк/м³; $ДОА_U$ – минимальное из значений допустимой среднегодовой объемной активности радионуклида U, приведенных в Приложении П-1 к НРБ-99 для разных типов G его соединений. Определение среднегодовой объемной активности проводится на основании результатов контроля радиационной обстановки согласно отдельным МУ.

6.1. Содержание группового дозиметрического контроля внутреннего облучения

§ 71. Основными задачами, решаемыми при групповом дозиметрическом контроле внутреннего облучения персонала предприятия, являются:

• определение необходимого перечня радионуклидов, подлежащих контролю;

• хронометраж времени пребывания на рабочем месте (в рабочем помещении);

• оценка возможных значений индивидуальных ОЭД внутреннего облучения работников, объединенных в однородные по профмаршруту группы (в соответствии с временем пребывания на рабочих местах);

• определение вклада каждого радионуклида (из необходимого перечня) в ОЭД внутреннего облучения;

• определение групп работников, для которых необходимо проведение ИДК

• запись и хранение результатов ГДК.

§ 72. При проведении ГДК за величину значения индивидуальных ОЭД внутреннего облучения работников, объединенных в однородные по профмаршруту группы, следует принимать:

$$E(\tau)^{гр} = 1{,}4 \cdot \sum_{U,G} e(\tau)^{внутр}_{U,G} \cdot \sum_{k} \{Q_{U,G}\}_k \cdot \Delta t_k, \qquad (7)$$

где $e(\tau)^{внутр}_{U,G}$ – ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения на единичное поступление соединения радионуклида U, которое при ингаляции следует отнести к типу G (далее для краткости называется дозовый коэффициент) при стандартных условиях внутреннего облучения, Зв/Бк; Δt_k – длительность пребывания в k-ом помещении (на k-ом рабочем месте) работников в течение календарного года в часах при средней годовой объемной активности $\{Q_{U,G}\}_k$ соединения типа G радионуклида U в k-ом помещении (на k-ом рабочем месте), Бк/м³.

Если тип соединения неизвестен, следует принимать максимальное из значений $e(\tau)^{внутр}_{U,G}$, приведенных в Приложении П-1 к НРБ-99.

§ 73. Значения величин Δt_k определяются по результатам хронометража времени пребывания на рабочем месте (в рабочем помещении) в результате аттестации рабочих мест пред-

приятия.

§ 74. Для определения групп работников, которым необходимо проведение ИДК, используют критерий введения ИДК (§ 6.4 МУ 2.6.1.16-2000):

$$E^{гр}_{max} > У_{ВК}, \qquad (8)$$

где $E^{гр}_{max}$ – максимальное значение индивидуальных ОЭД в группе, определенное с учетом разброса значений $\{Q_{U,G}\}_k$ по формуле (9).

§ 75. За максимальное значение индивидуальных ОЭД работников, объединенных в однородные по профмаршруту группы, следует принимать:

$$E^{гр}_{max} = 1{,}4 \cdot \sum_{U,G} e(\tau)^{внутр}_{U,G} \cdot \sum_{k} (Q^{med}_{U,G})_k \cdot \Delta t_k \cdot (\sigma_{U,G})_k, \qquad (9)$$

где $(Q^{med}_{U,G})_k$ и $(\sigma_{U,G})_k$ – медиана и геометрическое стандартное отклонение распределения величины $(Q_{U,G})_k$ в течение календарного года в помещении, обозначенном индексом k.

6.2. Содержание индивидуального дозиметрического контроля внутреннего облучения

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

- проведение систематических измерений указанных в § 53 физических величин в соответствии с необходимым перечнем радионуклидов, подлежащих контролю в рамках ИДК;
- определение поступления радионуклидов в организм по результатам систематических измерений;
- расчет индивидуальных доз внутреннего облучения;
- запись и хранение результатов измерений и определения дозы.

§ 77. Результатом систематических измерений является относящийся к конкретному работнику (индивидуальный) набор измеренных значений содержания радионуклида U (в теле человека или в отдельном органе, либо в биологических пробах) $S_{T,U}(t_j)$ в моменты времени t_j. Величина $S_{T,U}(t)$ связана со скоростью поступления радионуклида $p_{U,G}(t)$ в организм таким образом, что для ее значений, относящихся к j-му периоду контроля (t_{j-1}, t_j) имеет место соотношение:

$$S_{T,U}(t_j) = \sum_{G} \int_{t_0}^{t_j} p_{U,G}(t) \cdot \varphi_{U,G}(t_j - t \mid d)dt, \qquad (10)$$

где t_0 – начало поступления радионуклида в организм работника; $S_{T,U}(t_j)$ – измеренное содержание радионуклида в конце j-го периода контроля; $\phi_{U,G}(t|d)$ – функция, определяющая содержание радионуклида U в теле человека или в отдельном органе, либо в биологических пробах в момент времени t на единицу поступления при ингаляционном поступлении в момент времени t=0 его соединения типа G в виде аэрозоля с дисперсностью d, выраженной, например, в единицах АМАД или АМТД.

§ 78. Интерпретация результатов измерений $S_{T,U}(t_j)$, сделанных в моменты времени t_j (j=1, ... , n) в течение календарного года, заключается в последовательном определении расчетным путем индивидуального поступления радионуклида U в организм работника за период контроля, $П_{U,G}(t_{j-1}, t_j)$, и соответствующей ОЭД внутреннего облучения, обусловленной поступлением этого радионуклида за период контроля, $E_U(\tau|t_{j-1}, t_j)$.

§ 79. Поступление соединения G радионуклида U в организм работника за период контроля, $П_{U,G}(t_{j-1}, t_j)$, и соответствующая доза внутреннего облучения, $E_U(\tau|t_{j-1}, t_j)$, определяется путем решения системы уравнений (10) для i=1, ... , j относительно $p_{U,G}(t)$:

$$П_{U,G}(t_{j-1}, t_j) = \int_{t_{j-1}}^{t_j} p_{U,G}(t)dt, \qquad (11)$$

Табл.1. *Перечень моделей биокинетики элементов в органах и тканях стандартного работника, используемых для целей дозиметрии внутреннего облучения.*

Элемент	Типы соединений [4]	Публикации МКРЗ	Элемент	Типы соединений	Публикации МКРЗ
Тритий	Г	56[6], 67[9], 71[11]	Барий	Б	67[9], 71[11]
Бериллий	П, М	30, Часть 3[3]	Лантан	Б, П	30, Часть 3[3]
Углерод	Г	56[6], 67[9], 71[11]	Церий	П*, М	56[6], 67[9], 71[11]
Фтор	Б, П, М	30, Часть 2[2]	Празеодим	П, М	30, Часть 3[3]
Натрий	Б	30, Часть 2[2]	Неодим	П, М	30, Часть 3[3]
Магний	Б, П	30, Часть 3[3]	Прометий	П, М	30, Часть 3[3]
Алюминий	Б, П	30, Часть 3[3]	Самарий	П	30, Часть 3[3]
Кремний	Б, П, М	30, Часть 3[3]	Европий	П	30, Часть 3[3]
Фосфор	Б, П	30, Часть 1[1]	Гадолиний	Б, П	30, Часть 3[3]
Сера	Б, П*, Г	67[9], 71[11]	Тербий	П	30, Часть 3[3]
Хлор	Б, П	30, Часть 2[2]	Диспрозий	П	30, Часть 3[3]
Калий	Б	30, Часть 2[2]	Гольмий	П	30, Часть 3[3]
Кальций	П	71[11]	Эрбий	П	30, Часть 3[3]
Скандий	М	30, Часть 3[3]	Тулий	П	30, Часть 3[3]
Титан	Б, П, М	30, Часть 3[3]	Иттербий	П, М	30, Часть 3[3]
Ванадий	Б, П	30, Часть 3[3]	Лютеций	П, М	30, Часть 3[3]
Хром	Б, П, М	30, Часть 2[2]	Гафний	Б, П	30, Часть 3[3]
Марганец	Б, П	30, Часть 1[1]	Тантал	П, М	30, Часть 3[3]
Железо	Б, П*	69[10], 71[11]	Вольфрам	Б	30, Часть 3[3]
Кобальт	П*, М	67[9], 71[11]	Рений	Б, П	30, Часть 2[2]
Никель	Б, П*, Г	67[9], 71[11]	Осмий	Б, П, М	30, Часть 2[2]
Медь	Б, П, М	30, Часть 2[2]	Иридий	Б, П, М	30, Часть 2[2]
Цинк	М	67[9], 71[11]	Платина	Б	30, Часть 3[3]
Галлий	Б, П	30, Часть 3[3]	Золото	Б, П, М	30, Часть 2[2]
Германий	Б, П	30, Часть 3[3]	Ртуть	Б, П, Г	30, Часть 2[2]
Мышьяк	П	30, Часть 3[3]	Талий	Б	30, Часть 3[3]
Селен	Б*, П	69[10], 71[11]	Свинец	Б	67[9], 71[11]
Бром	Б, П	30, Часть 2[2]	Висмут	Б, П	30, Часть 2[2]
Рубидий	Б	30, Часть 2[2]	Полоний	Б, П*	67[9], 71[11]
Стронций	Б, М	67[9], 71[11]	Астат	Б, П	30, Часть 3[3]
Иттрий	П, М	30, Часть 2[2]	Франций	Б	30, Часть 3[3]
Цирконий	Б, П*, М	56[6], 67[9], 71[11]	Радий	П	67[9], 71[11]
Ниобий	П*, М	56[6], 67[9], 71[11]	Актиний	Б, П, М	30, Часть 3[3]
Молибден	Б, М	67[9], 71[11]	Торий	П, М*	69[10], 71[11]
Технеций	Б, П*	67[9], 71[11]	Протактиний	П, М	30, Часть 3[3]
Рутений	П*, М, Г	56[6], 67[9], 71[11]	Уран	Б, П*, М	69[10], 71[11]
Родий	Б, П, М	30, Часть 2[2]	Нептуний	П	67[9], 71[11]
Палладий	Б, П, М	30, Часть 3[3]	Плутоний	П*, М	67[9], 71[11]
Серебро	Б, П*, М	67[9], 71[11]	Америций	П	67[9], 71[11]
Кадмий	Б, П, М	30, Часть 2[2]	Кюрий	П	71[11]
Индий	Б, П	30, Часть 2[2]	Берклий	П	30, Часть 4 [4]
Олово	Б, П	30, Часть 3[3]	Калифорний	П	30, Часть 4 [4]
Сурьма	Б, П*	69[10], 71[11]	Эйнштейний	П	30, Часть 4 [4]
Теллур	Б, П*, Г	67[9], 71[11]	Фермий	П	30, Часть 4 [4]
Йод	Б*, Г	56[6], 67[9], 71[11]	Менделевий	П	30, Часть 4 [4]
Цезий	Б*	56[6], 67[9], 71[11]			

* Рекомендуемый МКРЗ [11] тип соединения при ингаляции радиоактивных аэрозолей в случае отсутствия информации об их химическом составе.

[4] Классификация соединений при ингаляции приведена в Приложении 3 к НРБ-99.

$$E_U(\tau_i | t_{j-1}, t_j) = \sum_G \int_{t_{j-1}}^{t_j} e(\tau)_{U,G}^{внутр} \cdot p_{U,G}(t)dt. \quad (12)$$

§ 80. При поступлении нескольких радионуклидов соответствующая суммарная ОЭД внутреннего облучения, $E(\tau|t_{j-1},t_j)$, равна сумме ОЭД отдельных радионуклидов:

$$E(\tau_i | t_{j-1} t_j) = \sum_U E_U(\tau_i | t_{j-1} t_j). \quad (13)$$

§ 81. Если при поступлении нескольких радионуклидов U, методами ИДК невозможно определить значения $E_U(\tau|t_{j-1},t_j)$ для всех радионуклидов, то при расчете суммарной ОЭД следует использовать корреляционные соотношения для учета всех радионуклидов, поступающих в организм работника в количествах, отвечающих требованиям § 70.

§ 82. Поступление соединения G радионуклида U в организм работника за год равно сумме соответствующих поступлений за периоды контроля, относящиеся к данному календарному году. Годовая ОЭД равна сумме соответствующих ОЭД за периоды контроля, относящиеся к данному календарному году.

§ 83. Дозовые коэффициенты $e(\tau)_{U,G}^{внутр}$ в § 72, а также функции $\phi_{U,G}(t|d)$ в (10) из § 77 для соединения радионуклида U типа G в рамках элементарной и стандартной моделей определяют для стандартных условий поступления радионуклидов в органы дыхания, используя дозиметрическую модель органов дыхания [8], желудочно-кишечного тракта [1] и модели биокинетики элементов в органах и тканях стандартного работника, разработанные МКРЗ для целей дозиметрии внутреннего облучения согласно перечню Табл.1. При использовании специальной модели в случае поступления в организм аэрозолей со свойствами, отличными от стандартных, согласно п.3.1.6 Норм значения дозовых коэффициентов и функции $\phi_{U,G}(t|d)$ устанавливаются в специальных методических указаниях с учетом реальной дисперсности и растворимости частиц аэрозоля (см. Приложения 4 и 5).

7. Требования к метрологическому обеспечению дозиметрического контроля

§ 84. Система ДК внутреннего облучения персонала включает в себя средства измерений (СИ) характеристик радиационной обстановки и индивидуальных характеристик облучения работника и следующие нормативные и методические документы:

1) Регламент дозиметрического контроля внутреннего облучения персонала (Регламент ДК), включающий:

– регламент группового дозиметрического контроля (регламент ГДК),

– регламент индивидуального дозиметрического контроля (регламент ИДК);

2) Методику (методики) выполнения измерений (МВИ) с применением конкретных СИ и аттестованных смесей для контроля качества измерений;

3) Методику (методики) выполнения расчетов (МВР) – методику интерпретации результатов этих измерений в величинах поступления и ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения (ОЭД); методика интерпретации результатов измерений может входить либо в состав Регламента ДК (в виде неотъемлемой его части), либо быть оформлена по ГОСТ в виде отдельного, утвержденного независимого документа, – МВР.

§ 85. Регламент ДК разрабатывается специалистами в области дозиметрии внутреннего облучения по заданию лицензиата (предприятия), при участии работников службы радиационной безопасности предприятия, и утверждается ДБЧС Минатома России и Федеральным управлением «Медбиоэкстрем».

§ 86. Экспертиза, утверждение и введение в действие методических документов производится в соответствии с требованиями Подкомиссии по специальному нормированию Комиссии по государственному санитарно-эпидемиологическому нормированию при Минздраве России.

§ 87. Методики выполнения измерений (МВИ) должны удовлетворять требованиям ГОСТ

Р 8.563-96 и МИ 2453-2000.

Методики выполнения расчетов (МВР) утверждаются Федеральным управлением «Медбиоэкстрем» и согласуются с ЦМИИ ГП «ВНИИФТРИ» Госстандарта РФ.

§ 88. Службы предприятий и организаций, осуществляющие дозиметрический контроль внутреннего облучения персонала, должны быть аккредитованы в Госстандарте (ЦМИИ ГП «ВНИИФТРИ») при наличии системы ДК внутреннего облучения (§ 84) и с учетом условия § 5.

§ 89. 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.

§ 90. Определение доз облучения персонала проводится на основании результатов измерений физических величин (§ 53), характеризующих воздействие ИИИ на работника. Результат определения значения дозы (искомой величины), полученной в течение периода контроля, характеризуется диапазоном значений ($D^{мин}$;$D^{макс}$), в котором с вероятностью 0,95 находится ее истинное значение.

Результат определения дозы должен содержать:

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

$$U^* = D^{макс} - D. \qquad (14)$$

§ 91. Конкретные алгоритмы определения значения дозы и неопределенности должны регламентироваться методикой определения индивидуальной дозы и входящими в ее состав МВИ и МВР.

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 $Q_{U,G}$, расчета $П_{U,G}$ 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.

§ 92. При планировании программы контроля доз внутреннего облучения, при разработке средств измерения и методик определения доз следует руководствоваться соображениями о безусловно приемлемой неопределенности оценки значений дозиметрических величин. Требования к допустимым уровням неопределенности при определении индивидуальной дозы внутреннего облучения и представлению результата с учетом этой неопределенности приведены в МУ 2.6.1.16-2000:

$$\frac{U^*}{E(\tau)} \le \alpha - 1, \qquad (15)$$

где α – фактор неопределенности определения доз, U* – неопределенность определения индивидуальной дозы $E(\tau)$. Значение параметра α установлено в МУ 2.6.1.16-2000 равным 2,5 для значений индивидуальных доз, близких к пределу дозы. Настоящими МУ значение параметра α устанавливается равным 3,0 для значений индивидуальных доз, близких к УВК и равным 2,0 для определения значений индивидуальных доз близких к величине потенциально опасного облучения.

§ 93. Требования к метрологическому обеспечению дозиметрии внутреннего облучения содержатся в положениях ряда стандартов по этому направлению – ГОСТ Р 8.565, ГОСТ 4.59, ГОСТ 27451, ГОСТ 8.033. В этих нормативных документах изложены требования к:

• достоверному контролю безопасности персонала и состоянию окружающей среды;
• использованию допущенных к применению единиц величин (ГОСТ 15484);
• использованию СИ, допущенных к применению в установленном порядке Госстандартом России и Госатомнадзором России;
• поверке и калибровке средств измерений;
• применению аттестованных методик выполнения измерений и расчетов;
• применению стандартных образцов состава и свойств веществ и материалов, стандартных справочных данных о физических константах и свойствах веществ и материалов.

7.1. Требования к методикам выполнения измерений

§ 94. В настоящих МУ устанавливаются следующие общие требования к метрологическому обеспечению методик выполнения измерения (МВИ) активности радионуклидов во всем теле, отдельных органах человека и биопробах:

1) Диапазон измерения определяется конкретной МВИ и применяемым в ней СИ.

2) Для определения доверительных границ погрешности результата измерений доверительную вероятность P принимают равной 0,95 (ГОСТ 8.207).

3) Погрешность должна быть не более 50 % при P = 0,95 для различных радионуклидов и условий измерения на уровне минимального измеряемого значения[5].

4) При метрологической аттестации (МА) методик выполнения измерений в соответствии с требованиями ГОСТ Р 8.563 и МУК 4.4.009-94 должны определяться следующие основные характеристики:

• диапазон измерений;
• чувствительность (эффективность) измерения;
• погрешность измерения[6];
• случайная составляющая погрешности;
• систематическая составляющая погрешности;
• воспроизводимость.

Кроме этого должны указываться контролируемые метрологические характеристики, изменение значений которых влияет на основные, приведенные выше, а именно:

• нестабильность работы средства измерения;
• погрешность чувствительности (эффективности) измерения;
• значение современного фона в месте измерения;
• погрешность измерения фона;
• показания контрольного источника (при необходимости).

Могут определяться и другие (дополнительные) метрологические характеристики МВИ.

§ 95. Изложение МВИ и приготовляемых для их выполнения и контроля качества измерений аттестованных смесей должно отвечать требованиям основополагающих документов Госстандарта России – ГОСТ Р 8.563; МИ 2377; МИ 2334; МИ 2336; МИ 1967, МИ 2453 и Минздрава России – Р 1.1003-96.

§ 96. Для обеспечения достоверности измерений должны осуществляться внутрилабораторный контроль и межлабораторные сравнительные испытания. Внутрилабораторный контроль погрешности результата измерения МВИ выполняется в соответствии с МИ 2335. Способ контроля указывается в МВИ и в ней предусматривается:

• проведение оперативного контроля воспроизводимости и погрешности (точности) в установленные сроки;
• проведение статистического контроля воспроизводимости и правильности – один раз в

[5] Исходя из достигнутых уровней измерения по аттестованным МВИ следует, что при измерениях содержания радионуклидов с α-излучением во всем теле человека (или в выделениях), возможно допустить погрешность до фактора 2 на уровне минимального измеряемого значения.

[6] Согласно ГОСТ 4.59, ГОСТ 27.451 и ГОСТ 8.033 суммарная погрешность рабочих средств измерения ионизирующего излучения должна составлять при P = 0,95:

• от ± 35 % до ± 50 % – при измерении активности по β-излучению;
• ± 50 % – при измерении активности по α-излучению.

год (по рекомендациям МИ 2335 и по данным журналов систематических измерений).

Регистрацию результатов внутреннего контроля следует вести в специальных лабораторных журналах. Допускается регистрация результатов внутреннего контроля в лабораторных журналах текущих измерений проб с выделением полученных результатов и их оценки.

§ 97. Оперативный контроль воспроизводимости результатов измерений проводят систематически в выбранный и зафиксированный в журнале промежуток времени. Оперативный контроль воспроизводимости результатов измерения проводят по размаху 2-х результатов анализа содержания в рабочей пробе. Результат контроля признают удовлетворительным, если выполняется следующее условие:

$$|X_1 - X_2| < Z_{0,95}(n) \cdot \sigma_{sl}, \qquad (16)$$

где X_1 – первичный результат измерения (может быть получен при ранее проведенных анализах); X_2 – повторный результат измерения в одной и той же пробе; σ_{sl} – характеристика случайной составляющей погрешности МВИ (указывается в Свидетельстве о метрологической аттестации МВИ); $Z_{0,95}(n)$ – коэффициент, зависящий от выбранной доверительной вероятности (Р) и числа (n) контрольных измерений (для Р=0,95 и 2-х измерений равен 2,77).

При превышении норматива проводят повторное контрольное измерение. Если при повторном измерении норматив контроля будет превышен, измерения прекращают до выяснения и устранения причин, вызвавших нарушение нормального хода анализа.

§ 98. Оперативный контроль погрешности результатов измерений проводят при смене партии реактивов, средства измерения. Точность контрольного измерения, а также точность результатов анализа рабочих проб, признают удовлетворительными, если

$$|X - C| < K, \qquad (17)$$

где X – результат контрольного измерения; С – аттестованное значение использованной (введенной) активности; К – норматив оперативного контроля точности, формируемый композицией систематической и случайной составляющими (суммарной) погрешности. Норматив К равен характеристике абсолютной (суммарной) погрешности МВИ для доверительной вероятности 0,95.

§ 99. Для определения систематических составляющих погрешности средств измерений (а также результатов анализов по МВИ) может проводиться их сличение с эталонными или образцовыми СИ (или ранее аттестованными МВИ). Сличения могут применяться и в тех случаях, для которых еще не созданы эталоны или образцовые СИ, обеспечивающие их поверку с требуемой точностью. Требования к организации и проведению сличения изложены в МИ 1832.

7.2. Требования к методикам выполнения расчетов

§ 100. Методика выполнения расчетов (МВР) предназначена для интерпретации результатов индивидуальных систематических измерений физических величин, характеризующих облучение работника, с целью определения значения и оценки абсолютной неопределенности величины ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения работника, обусловленной поступлением радионуклидов за календарный год.

§ 101. В МВР для определения значения искомой величины ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения работника, следует учитывать:

- случайный характер поступления радионуклида в органы дыхания и неопределенность момента поступления радионуклида за период контроля;
- представительность используемого метода измерения (пробоотбора);
- погрешность измерений индивидуальной характеристики облучения работника согласно МВИ;
- величины активности радионуклида в теле человека или в его отдельных органах, либо в биопробах, обусловленные поступлением радионуклида в организм работника в прошлом.

§ 102. МВР должна содержать описание алгоритма расчета поступления и ОЭД, а также оценку неопределенности их расчета с учетом факторов, перечисленных в § 100 и с использованием:

• дозовых коэффициентов перехода от поступления к ОЭД согласно § 83;

• функций удержания радионуклида в теле человека или функций выведения радионуклида из тела человека с мочой или калом согласно § 83;

• функций поступления радионуклида за период контроля.

§ 103. Согласно требованиям § 46 и § 83 настоящих МУ все расчеты индивидуальных доз выполняются для математической модели стандартного работника, включающей модели МКРЗ, использованные при разработке Норм, и предназначенной для обеспечения стандартизованной основы для определения индивидуальной дозы профессионального внутреннего облучения. При этом согласно § 9.3 МУ 2.6.1.16-2000 при оценке неопределенности значения индивидуальной дозы внутреннего облучения не следует учитывать неопределенности принятых в обоснование Норм и используемых в радиационном контроле дозиметрических моделей и их параметров, характеризующих стандартного работника.

§ 104. В МВР должны быть указаны

• используемые дозовые коэффициенты перехода от поступления к ОЭД;

• используемые функции удержания радионуклида в теле человека или функций выведения радионуклида из тела человека с мочей или калом;

• используемые функции поступления радионуклида за период контроля;

• принятый алгоритм учета предыстории поступлений в период времени, предшествовавший введению в действие настоящих МУ и Регламента ДК.

§ 105. Для определения поступления и ОЭД рекомендуется использование вероятностных методов оценки неопределенности расчета дозы, например, метода статистических испытаний (Монте-Карло).

§ 106. За значение величины индивидуального поступления за год и ОЭД следует принимать среднее значение оценок величины годового поступления и ОЭД.

§ 107. За оценку абсолютной неопределенности расчета индивидуального поступления радионуклида за год и ОЭД следует принимать разность значения 95 % квантиля и среднего для распределения величины годового поступления и ОЭД.

8. Регламент дозиметрического контроля внутреннего облучения

§ 108. Регламент дозиметрического контроля является документом, действующим в пределах одного или группы предприятий, в котором устанавливается порядок определения доз профессионального облучения работников предприятия. Основное содержание Регламента дозиметрического контроля заключается в регламентации применения группового и индивидуального дозиметрического контроля для определения доз внутреннего облучения персонала предприятия с приемлемой неопределенностью оценки значений нормируемых величин согласно требованиям раздела 9 МУ 2.6.1.16-2000 и раздела 7.1 настоящих МУ.

§ 109. Цель Регламента заключается в достижении приемлемой неопределенности определения индивидуальной дозы и уточнения ее значения путем уменьшения консерватизма дозиметрических моделей по мере приближения дозы облучения к соответствующему допустимому уровню.

§ 110. Регламент ДК включает две неотъемлемые части:

• Регламент группового дозиметрического контроля (регламент ГДК) и

• Регламент индивидуального дозиметрического контроля (регламент ИДК).

§ 111. Регламент ГДК должен содержать:

• группы персонала, для которых необходим контроль внутреннего облучения;

• перечень радионуклидов, поступление которых необходимо определять для целей ДК, и типов их химических соединений;

• периодичность контроля для отдельных групп;

• контрольные уровни для планирования и проведения контроля;

• порядок использования результатов радиационного контроля для определения доз в группах;

• порядок определения групп работников, для которых необходимо проведение ИДК;

• используемые МВР;

• правила записи и хранения результатов ГДК.

§ 112. Регламент ИДК должен содержать:

• порядок обследования (систематических измерений указанных в § 53 физических величин) работников для целей ИДК:

- при приеме на работу (переводе на работу), связанную с обращением с открытыми ИИИ;
- при увольнении работника;
- при выполнении рутинных работ;
- при разовом выполнении радиационно-опасных работ по нарядам-допускам (*дозиметрическим нарядам*) в нормальных условиях;
- при разовом выполнении радиационно-опасных работ по нарядам-допускам (дозиметрическим нарядам) в условиях планируемого повышенного облучения;

• сгруппированные по характерным профмаршрутам (условиям труда) списки персонала, для которых необходим индивидуальный контроль внутреннего облучения;

• методы ИДК, перечень контролируемых радионуклидов, график систематических измерений физических величин, характеризующих внутреннее облучение работника (периоды контроля) и соответствующие МВИ;

• контрольные уровни для планирования и проведения контроля;

• порядок проведения контроля индивидуальных доз в соответствии с контрольными уровнями облучения с учетом использования стандартных и специальных моделей определения ОЭД;

• используемые МВР;

• правила записи и хранения результатов измерений и определения дозы.

§ 113. Подготовке и обоснованию Регламента должна предшествовать исследовательская работа, проводимая специалистами в области дозиметрии внутреннего облучения. Для большинства конкретных производств (или отдельных участков технологической цепочки) необходимо определять и устанавливать в Регламенте обоснованный объем контроля, постоянно подтверждая и уточняя его с учетом изменяющейся радиационной обстановки. В данном документе рассматриваются лишь общие требования к составляющим Регламента, которые необходимо учитывать при его разработке и введении.

8.1. Принципы планирования программы дозиметрического контроля внутреннего облучения

§ 114. Решение о введении группового или индивидуального дозиметрического контроля внутреннего облучения для каждого конкретного работника или группы лиц состоит во внесении их в программу контроля и основывается на результатах групповых оценок доз внутреннего облучения с помощью ГДК, опирающегося на данные контроля радиационной обстановки в рабочих помещениях (на рабочих местах);

§ 115. Программы ИДК внутреннего облучения обычно ограничиваются их стоимостью, связанной с используемыми методами, техническим и аппаратурным обеспечением, поэтому очень важно, чтобы отбор лиц для индивидуального контроля был максимально строгим и тщательным.

§ 116. В программах контроля повышенного (потенциально опасного) облучения важное место занимают вопросы согласования взаимодействия усилий медицинских служб и дозиметрических служб на различных этапах после возникновения разового повышенного поступления радионуклидов в организм.

Результаты расчетов должны выражаться не только в ОЭД, но для оценки детерминированных эффектов – также и в поглощенной или эквивалентной дозе, реализованной за определенный промежуток времени.

В целях обеспечения радиационной безопасности работника служба радиационной безопасности или дозиметрическая служба должна прогнозировать или планировать работы, где вероятность разового повышенного поступления радионуклидов в организм велика и должна быть специально подготовлена для проведения измерений более высоких уровней физи-

ческих величин, характеризующих поступление радионуклидов в организм, чем в случае ИДК при нормальной эксплуатации источников излучения.

§ 117. Принятые программы контроля должны периодически пересматриваться с учетом накопленного опыта, оценки необходимости, достоверности и эффективности контроля, а также и возможных изменений радиационной обстановки на рабочих местах.

8.1.1. Порядок планирования, организации и проведения контроля

§ 118. В каждом Регламенте ДК для конкретного производства должны быть сформулированы требования по подготовке программы ДК с установлением порядка планирования, организации и проведения контроля. Эти рекомендации направлены на создание программы контроля (ГДК и ИДК) для всего персонала.

§ 119. Все вопросы, связанные с осуществлением ДК, а именно, с подготовкой списков персонала, для которого проводится ГДК, ежегодных графиков направления работников на обследование (на СИЧ, в БФЛ) с указанием сроков обследования, специальных требований к направляемому (если они имеются), ответственных за выполнение графика и инструктаж персонала и т.п., должны указываться в согласованном и утвержденном на предприятии документе (приказе).

§ 120. Важные с точки зрения обеспечения ИДК внутреннего облучения организационные и процедурные вопросы должны отражаться и во входящих в Регламент ДК МВИ и МВР (например, условия сбора и объемы проб выделений для анализа, направление на первичное и повторное обследование и т. п.).

§ 121. Большинство измерений при ИДК с оформлением результатов проводятся в биофизических лабораториях (БФЛ) центров Госсанэпиднадзора медико-санитарных частей; в отдельных случаях (это прежде всего измерения на СИЧ) ИДК осуществляется в БФЛ СРБ предприятий. В целях повышения эффективности и качества ИДК внутреннего облучения персонала (при отсутствии БФЛ в составе СРБ) рекомендуется проводить обязательное согласование всех работ по организации и проведению ИДК между СРБ предприятия и БФЛ, в которой проводятся измерения и интерпретация их результатов.

8.1.2. Контролируемые радионуклиды и используемые методы ИДК

§ 122. В Регламенте должен быть указан полный перечень контролируемых радионуклидов, определенный согласно § 70, используемый метод контроля и рекомендуемые для проведения измерений аттестованные МВИ для каждого вида контроля.

§ 123. Выбор метода для ИДК осуществляется прежде всего исходя из условия о безусловно приемлемой неопределенности оценки значений дозиметрических величин (§ 91) с учетом свойств контролируемого радионуклида, чувствительности метода контроля, периодичности измерений и последующего определения поступления и дозы:

1) При поступлении в организм γ-излучающих радионуклидов для ИДК используют прямой метод с измерением активности радионуклида в организме с помощью установок СИЧ.

2) При поступлении в организм α-излучающих радионуклидов (не измеряемых по фотонному излучению) для ИДК используют как правило косвенный метод, основанный на радиохимическом анализе биологических проб с последующей их радиометрией (или спектрометрией) с помощью специализированных низкофоновых радиометров (или спектрометров). В отдельных случаях для контроля α-излучающих радионуклидов используют также и прямой метод, например, СИЧ с детекторами, позволяющими измерить низкоэнергетическое фотонное излучение некоторых изотопов плутония или урана. Чувствительность таких установок весьма мала и обычно их применяют при аварийных поступлениях радионуклидов.

3) При поступлении в организм β-излучающих радионуклидов, распад которых не сопровождается испусканием фотонов, для ИДК используют косвенный метод с применением β-радиометрии (спектрометрии) специально подготовленных биопроб. Соответствующие МВИ, включающие способы подготовки пробы для измерения, могут различаться в зависимости от диапазона измеряемой активности и спектра β-излучения. При достаточно большой максимальной энергии β-спектра (например, более 1 МэВ) можно использовать и прямой метод,

регистрируя с помощью СИЧ тормозное излучение β-частиц.

Сравнительные возможности прямого и косвенного методов по значениям минимально измеряемой активности (МИА) представлены в Приложении 7.

8.1.3. Контролируемые контингенты персонала и периодичность контроля

§ 124. Количество лиц, подлежащих ИДК внутреннего облучения, определяется в соответствии с результатами ГДК в рамках возможностей (по затратам времени и финансов) проведения измерений с использованием прямого и косвенного метода дозиметрии.

§ 125. Периодичность ИДК внутреннего облучения должна обеспечивать приемлемую неопределенность определения поступления радионуклида и ОЭД согласно требованиям § 91, одновременно позволяя избегать излишних расходов на недостаточно информативные обследования.

§ 126. Периодичность контроля определяется многими факторами, главными из которых являются:

1) ритм (характер) поступления: хроническое равномерное или неравномерное поступление, отдельные (в том числе и большие) случайные поступления на фоне малого квазиравномерного и т. п.;

2) функция удержания радионуклида в организме и критических органах с соответствующими эффективными периодами полувыведения;

3) значения контрольных уровней по основным защитным критериям (поступление, доза);

4) нижний предел чувствительности используемых средств измерений и метода контроля по контролируемому параметру (минимальная измеряемая активность, соответствующее ей минимальное определяемое поступление и доза).

§ 127. По установленному с учетом указанных факторов коэффициенту неопределенности определения индивидуальной дозы для каждого контролируемого радионуклида устанавливается определенная периодичность контроля. При обосновании периодичности необходимо принимать во внимание также и затраты на проведение контроля.

§ 128. Если поступает смесь радионуклидов, то периодичность контроля определяется в пределах минимального эффективного периода полувыведения из числа основных дозообразующих радионуклидов – компонентов смеси.

8.2. Запись и хранение результатов измерений и определения дозы

§ 129. Для каждого профессионального работника должна быть предусмотрена система записи результатов ДК или иной оценки дозы в карточке индивидуального учета или на магнитных носителях в целях создания базы данных ДК организации. Требования к системам записи результатов ДК устанавливаются в отдельных МУ.

§ 130. Поскольку при контроле внутреннего облучения значение ОЭД получается на основе инструментальных измерений, необходимо обязательно иметь базу данных этих первичных измерений, которая может быть также использована при пересчете значений дозы в случае изменений или уточнений параметров используемых при ДК моделей.

§ 131. Поскольку все расчеты поступления и дозы внутреннего облучения выполняются с использованием автоматизированных программ, желательно иметь программно реализованную автоматизированную систему учета первичных результатов измерений, в которой должны быть отражены следующие параметры:

- входные данные о контролируемом работнике (Ф.И.О., табельный №, год рождения, место работы и т. п.);
- краткая информация о характере выполняемой работы;
- дата отбора пробы и ее объем;
- дата и результат измерения за вычетом фоновой составляющей;
- использованная МВИ (метод анализа и измерения);
- другие дополнительные сведения в соответствии с используемым методом контроля (прямой или косвенный).

§ 132. В системах учета (базах данных) результатов ДК в соответствии с требованиями

раздела 5 МУ 2.6.1.16-2000 отражаются сведения о величинах годовой эффективной дозы, годовой эффективной дозы, усредненной за 5 последовательных лет, а также дозы, полученной за весь период работы, с указанием МВР, т. е. способов их получения. Отдельно регистрируются дозы, получаемые при нормальной эксплуатации источников излучения, при планируемом повышенном облучении, и обусловленные возникновением радиационных аварий.

§ 133. Сроки хранения индивидуальных записей об облучении работника устанавливаются в соответствии с требованиями п. 3.13.6 ОСПОРБ-99.

9. Библиография

1. ICRP(30–1). Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, ICRP Publication № 30, Part 1 Ann. ICRP 2 (3/4) 1979, Pergamon Press, Oxford. (Пределы поступления радионуклидов для работающих с ионизирующим излучением. Публикация 30 МКРЗ. Часть 1. М.: Энергоатомиздат, 1982).

2. ICRP(30–2). Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, ICRP Publication № 30, Part 2, Ann. ICRP 4 (3/4) 1980, Pergamon Press, Oxford. (Пределы поступления радионуклидов для работающих с радиоактивными веществами в открытом виде. Публикация 30 МКРЗ. Часть 2. М.: Энергоатомиздат, 1983).

3. ICRP(30–3). Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, ICRP Publication 30, Part 3 (including addendum to Parts 1 and 2), Ann. ICRP 6(2/3) 1981, Pergamon Press, Oxford. (Пределы поступления радионуклидов для работающих с радиоактивными веществами в открытом виде. Публикация 30 МКРЗ. Часть 3. М.: Энергоатомиздат, 1984).

4. ICRP(30–4). Limits for Intakes of Radionuclides by Workers: An Addendum, ICRP Publication № 30, Part 4, Ann. ICRP 19(4) 1988, Pergamon Press, Oxford.

5. ICRP(54). Individual Monitoring for Intakes of Radionuclides by Workers: Design and Interpretations. ICRP Publication 54. Annals of ICRP 19(1–3), 1988, Pergamon Press, Oxford.

6. ICRP(56). Age-dependent Dose to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 1. ICRP Publication 56. Ann. ICRP 20(2), 1989. Pergamon Press, Oxford.

7. ICRP(60). 1990 Recommendations of International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication № 60. Annals ICRP 21 (1–3) 1991. (Рекомендации международной комиссии по радиологической защите 1990 года. Публикация 60 МКРЗ. Часть 1 и Часть 2. М.: Энергоатомиздат, 1994).

8. ICRP(66). Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection. ICRP Publication 66. Ann. ICRP 24(1–3), 1994. Elsevier Science Ltd., Oxford.

9. ICRP(67). Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 2, Ingestion Dose Coefficients. ICRP Publication 67. Ann. ICRP 24(1–3), 1994. Elsevier Science Ltd., Oxford.

10. ICRP(69). Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 3, Ingestion Dose Coefficients. ICRP Publication 69. Ann. ICRP 25(1), 1995. Elsevier Science Ltd., Oxford.

11. ICRP(71). 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), 1995. Elsevier Science Ltd., Oxford.

12. ICRP(72). 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), 1996. Elsevier Science, Oxford.

13. ICRP(75). General Principles for the Radiation Protection of Workers ICRP. Publication 75 Ann. ICRP 27(1), 1997 (Общие принципы радиационной защиты персонала. Публикация 75 МКРЗ. Пер. с англ. М.В. Жуковского. Екат.: Уралэсцентр, 1999. 94 с.)

14. ICRP(78). Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers. Replacement of ICRP Publication 54. ICRP Publication 78 Ann. ICRP 28(1), 1998.

15. IAEA. Direct Methods for Measuring Radionuclides in the Human Body. Safety Series, № 114, IAEA, Vienna, 1995.

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

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

Приложения

Приложение 1. Концепция эффективной дозы

В Нормах для оценки вклада в суммарный ущерб воздействия на человеческий организм источников внутреннего облучения введено понятие ожидаемой полувековой эффективной (эквивалентной) дозы,

После поступления в организм радиоактивного вещества оно в течение некоторого времени формирует с изменяющейся мощностью эквивалентную дозу в тканях тела. Временной интеграл мощности эквивалентной дозы называется ожидаемой эквивалентной дозой $H_T(\tau)$:

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} \dot{H}_T(t)dt, \qquad (A.1)$$

где t_0 – момент поступления, а $\dot{H}_T(t)$ – мощность эквивалентной дозы к моменту времени t в органе или ткани T; τ – время интегрирования (в годах) вслед за поступлением, которое составляет 50 лет для профессионалов.

Ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения, $E(\tau)$, определена как сумма произведений ожидаемой эквивалентной дозы в органах, на соответствующие взвешивающие коэффициенты для данных органов или тканей:

$$E(\tau) = \sum_T W_T \cdot H_T(\tau), \qquad (A.2)$$

где W_T – взвешивающий коэффициент для органа или ткани T; $H_T(\tau)$ – ожидаемая эквивалентная доза в органе или ткани T за время τ, прошедшее после поступления радиоактивного вещества в организм.

Нормы в значительной степени посвящены обоснованию того важнейшего положения, согласно которому только величину полувековой дозы можно использовать в качестве меры пожизненного ущерба здоровью человека и его потомков, нанесенного воздействием источников внутреннего излучения. Согласно концепции эффективной дозы сам факт поступления радиоактивного вещества в организм уже следует рассматривать как событие, за которым неотвратимо следует нанесение человеку определенного пожизненного ущерба. Величина этого ущерба в Нормах напрямую связывается с величиной ожидаемой (полувековой) эффективной дозы.

Мерой суммарного пожизненного ущерба от комбинированного воздействия источников внутреннего и внешнего излучения является сумма ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения и эффективной дозы внешнего облучения.

Годовая эффективная доза облучения равна сумме эффективной дозы внешнего облучения, накопленной за календарный год, и ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же период.

Суммарная годовая эффективная доза внутреннего облучения при поступлении в организм нескольких радионуклидов равна сумме годовых эффективных доз внутреннего облучения от поступления в организм отдельных радионуклидов. Если по результатам измерений выявлено поступление нескольких радионуклидов, то оценка доз производится по ним отдельно, после чего определяется суммарная годовая эффективная доза внутреннего облучения.

В Нормах устанавливают две категории облучаемых лиц:

• **Персонал** – работники предприятий, где ведутся работы с техногенными источниками ионизирующего излучения. Делится на две группы:

группа А – профессиональные работники, в обязанности которых входит работа в полях ионизирующих излучений, в том числе с техногенными источниками;

группа Б – работники, в профессиональные обязанности которых не входит работа в полях ионизирующих излучений (в том числе работа с техногенными источниками), но которые могут по условиям расположения рабочих мест подвергаться облучению выше фонового.

• **Население**, включая лица из персонала, вне сферы и условий их производственной деятельности.

Под профессиональным облучением в Нормах понимается воздействие ионизирующего излучения на работников в процессе их работы с техногенными источниками излучения за исключением воздействий источников излучения, исключенных из-под контроля Норм.

Требования Норм не распространяются на источники ионизирующего излучения, создающие годовую эффективную дозу менее 10 мкЗв при любых условиях их использования, а также на космическое излучение на поверхности Земли и облучение, создаваемое содержащимся в организме человека ^{40}K, на которые практически невозможно влиять.

Согласно Норм профессиональное облучение любого работника должно контролироваться так, чтобы не превышались нижеследующие пределы годовой дозы:

• годовая эффективная доза, равная 20 мЗв/год, усредненная за пять последовательных лет;

• годовая эффективная доза в 50 мЗв за любой один год;

• годовая эквивалентная доза на хрусталик глаза в 150 мЗв/год;

• годовая эквивалентная доза на конечности (кисти рук и стопы ног) или на кожу в 500 мЗв/год.

Пределы годовой дозы установлены на уровнях, которые признаны в качестве предельно допустимых в условиях нормальной работы. Соблюдение предела годовой дозы предотвращает возникновение детерминированных эффектов; вероятность стохастических эффектов сохраняется при этом на приемлемом уровне. Источник облучения находится при этом под необходимым контролем и в безопасном состоянии.

Основные дозовые пределы облучения лиц из персонала и населения не включают в себя дозы от природных, медицинских источников ионизирующего излучения и дозу вследствие радиационных аварий. На эти виды облучения устанавливаются специальные ограничения.

Дозы облучения, как и все остальные допустимые производные уровни персонала группы Б не должны превышать 1/4 значений для персонала группы А.

Определенные пределы дозы приложимы к сумме соответствующих доз от внешнего облучения за год и к соответствующим ожидаемым дозам от поступления радионуклидов за то же время. В целях соответствия пределам дозы, следует учитывать сумму индивидуальных эффективных или эквивалентных доз от внешнего облучения за год и ожидаемой эффективной дозы от поступлений радиоактивных веществ за тот же период.

Основным производным уровнем для контроля внутреннего облучения согласно концепции ограничения эффективной дозы является величина предела годового поступления – ПГП. Это такое поступление радионуклида в течение года в организм «стандартного работника», которое приводит к облучению в ожидаемой дозе, равной соответствующему пределу годовой эффективной дозы, равной 20 мЗв в год.

Приложение 2. Некоторые особенности применения прямого и косвенного методов контроля внутреннего облучения

Результаты измерения активности радионуклидов в пробах биологического происхождения, полученных после радиохимического анализа, или данные об активности, содержащейся в организме (органах), полученные при прямых ее измерениях с помощью СИЧ, не позволяют непосредственно получить информацию о величине предшествующего поступления радионуклида в организм и сформированных вследствие этого дозах облучения.

Количество радионуклида, содержащееся в данное время в пробе или органе (ткани),

определяется рядом условий:

1) путем и временными характеристиками поступления,

2) физико-химическими характеристиками поступающего в организм соединения,

3) параметрами физиологических и биохимических процессов перераспределения этого радионуклида в организме после поступления.

К первым факторам относятся: темп, ритм и продолжительность поступления, а также путь поступления – через какой барьерный орган поступает в организм радиоактивное вещество (см. ниже).

Ко вторым – активностный медианный аэродинамический диаметр (АМАД) аэрозолей для ингаляционного поступления; радионуклидный состав, химическая форма и соответствующий ей тип соединения при ингаляции аэрозолей.

К третьим – параметры кинетики транспорта радионуклида в организме, поскольку организм человека играет активную роль в формировании дозы внутреннего облучения вследствие непрерывно протекающих в нем процессов переноса, обусловливающих определенное содержание радионуклида в тканях и в органах в любой момент времени.

Таким образом, для успешного решения задач интерпретации результатов измерений при дозиметрическом контроле с помощью прямого и косвенного методов желательно, а в ряде случаев и необходимо, наличие в распоряжении следующей априорной информации.

Необходимы сведения о возможных в данном конкретном случае путях поступления радиоактивных веществ в организм. Поступление радионуклидов в организм человека может происходить различными путями (через разные барьерные органы):

- ингаляционное поступление – с аэрозольными частицами, ингалируемыми и затем частично осаждающимися в процессе дыхания в разных отделах респираторного тракта на его поверхностях (*поверхности ротовой и носовой полостей, глотки, гортани, трахеи и так далее* – вплоть до альвеолярных поверхностей);
- алиментарное поступление – через желудочно-кишечный тракт с водой и пищей, а также в результате заглатывания аэрозольных частиц (в том числе выносимых из легких вследствие *мукоцилиарного клиренса – посредством ресничного эскалатора*);
- перкутанное поступление – через кожные покровы при попадании на них радиоактивных веществ;
- раневое поступление – через открытые раны и ожоговые поверхности;
- *внутривенное введение – при проведении радионуклидной диагностики (в дальнейшем рассматриваться не будет).*

Каждый из вышеприведенных путей поступления характеризуется своей кинетикой транспорта радионуклидов в организме, ввиду чего при осуществлении контроля необходимо использовать адекватные методики интерпретации измерений. Кроме того, в каждой конкретной ситуации необходимо оценивать возможные вклады от различных путей поступления и с учетом этих сведений использовать соответствующие методики интерпретации.

Необходимы результаты измерений физико-химических характеристик поступающего в организм вещества, содержащего радионуклид. Так, например, если имеет место ингаляционное поступление, то необходимо знать:

1) химическую форму, в которой находится радионуклид – эта информация позволит отнести ингалируемое вещество к тому или иному типу соединений при ингаляции аэрозолей согласно НРБ-99;

2) АМАД вдыхаемого аэрозоля – этим параметром определяется в каких отделах респираторной системы происходит их отложение и в каких долях (величина АМАД связана соответствующим образом с распределением аэрозольных частиц по диаметрам – см. раздел 3 документа);

3) радионуклидный состав ингалируемого вещества – для учета энергетического спектра в последующем расчете дозы.

Из вышеизложенного вытекает необходимость определения указанных физико-химических характеристик с помощью соответствующих методик, если есть основания и принято решение о введении индивидуального дозиметрического контроля внутреннего облучения. Кроме

того, в отдельных случаях может возникнуть необходимость в постановке опытов по определению растворимости вещества (связанной с типом соединения при ингаляции) в **имитаторах жидких сред организма** или непосредственного определения типа соединения на **животных** с возможным сравнением результатов экспериментов in vitro и in vivo между собой.

Необходимы результаты измерений уровней активности в поступающей среде (**пище, воздухе, воде**).

Необходимы сведения о временных характеристиках поступления – **ритма и темпа** поступления.

*Вышеуказанные данные в совокупности позволяют оценить **ожидаемое** содержание радионуклида в органах или выведение его с экскретами для сравнения с результатами, получаемыми в ходе применения прямого или косвенного метода дозиметрии и последующего уточнения полученных оценок.*

Для повышения точности получаемых оценок и верификации этих результатов, крайне желательно наличие:

Результатов контроля за **предыдущие годы** (в виде результатов непосредственных измерений). Последние по времени поступления могут маскировать произошедшие в более отдаленные сроки или, наоборот, результаты измерений, отражающие давние поступления, могут быть ошибочно связаны с недавними поступлениями: как то, так и другое может повлечь за собой серьезные ошибки в количественных выводах.

Результатов, полученных в результате **постмортальных** исследований, прежде всего для случаев с документированной предисторией. Эти данные позволят достаточно точно оценить реально существующие величины содержания во внутренних органах и размах этих значений для данной популяции. Надежность таких данных, как правило, достаточно высока, и они могут играть решающую роль в интерпретации результатов измерений в ходе осуществляемого прижизненного контроля внутреннего облучения.

Получение значений всех вышеуказанных параметров основано главным образом на использовании различных инструментальных методик - радиохимических, радиометрических и радиоспектрометрических. Наряду с этим необходимо наличие **алгоритма** перехода от измеренных значений активности к величине поступления и соответствующей ему дозы, основанного на современных представлениях о 1) процессах переноса радионуклида в организме и 2) формирования дозы. На этом аспекте следует остановиться несколько подробнее.

Переход от данных измерений содержания радионуклидов в биопробах к величинам поступления (содержания) и дозам облучения осуществляется с помощью тех или иных **моделей поведения радионуклида в организме человека**. Такие модели поведения позволяют устанавливать связь между результатами измерений (in vivo или in vitro) с величинами поступления и дозы. Вообще говоря, в дозиметрии внутреннего облучения существует достаточно много типов моделей, описывающих поведение радионуклида в организме человека и используемых в разных ситуациях. Следует сразу отметить, что некоторые из этих моделей являются лишь формальными кинетическими схемами, правильно отражающими содержание радионуклида в тех или иных органах, а не собственно моделями физико-химических механизмов, управляющих процессами переноса этого радионуклида в организме. С точки зрения контроля внутреннего облучения, тем не менее, этого вполне достаточно, поскольку для расчета доз прежде всего необходима информация о суммарном числе радиоактивных превращений в данном органе. С другой стороны, учитывая имеющую в большинстве случаев место значительную неопределенность исходной информации (физико-химические характеристики, ритм поступления и т. д.), относящейся к тому или иному конкретному случаю, или вообще полное ее отсутствие, а также высокую степень индивидуальной вариабельности в поведении радионуклида (в популяционном и временном аспектах), вполне оправдано использование более грубых моделей. Именно вариабельность в поведении (распределении) радионуклида ставит естественный **предел детализации** применяемых моделей. Так, например, измеренные индивидуальные значения выведения радионуклида из организма распределяются по логарифмически-нормальному закону, которое часто встречается в практике контроля антропогенного загрязнения любой природы и имеет определенное теорети-

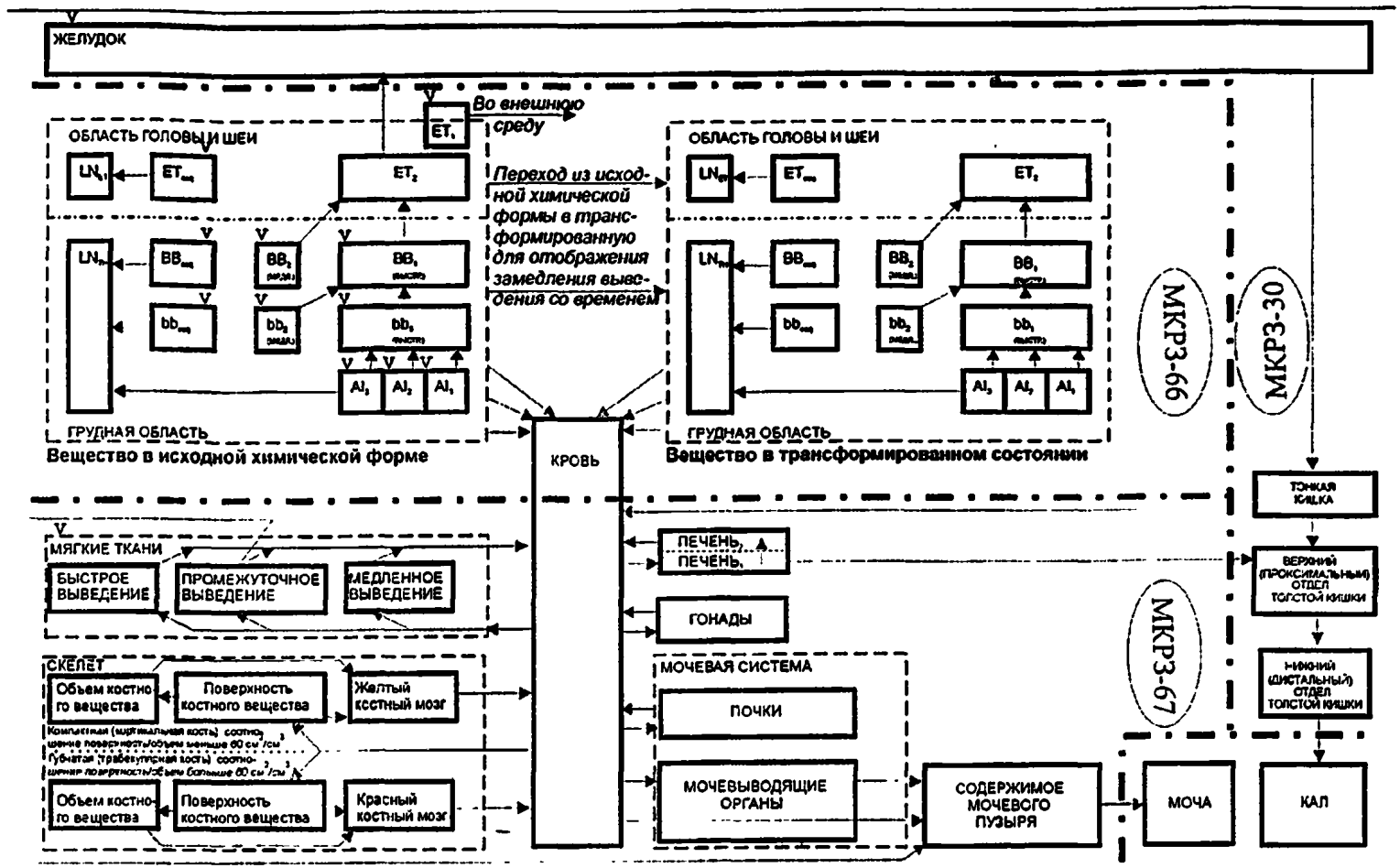


***Рис.1.** Модель поведения плутония в организме согласно Публикациям МКРЗ 30, 66, 67.*

ET_1 – наружный нос; ET_2 – полость носа, ротовая полость, глотка, гортань; BB – трахея, бронхи; bb – бронхиолы; AI_{123} – альвеолярно-интерстициальная область; LN_{ET} – лимфатические узлы головы и шеи; LN_{TH} – лимфатические узлы трахеи и легких. Нижний индекс «seq» в легочной модели обозначает радионуклид, связанный с тканями респираторного тракта, без индекса – находящийся в выстилающем поверхность респираторного тракта веществе и выносимый посредством мукоцилиарного клиренса. V – пути возможного поступления радионуклида в организм.

ческое обоснование. Стандартное геометрическое отклонение (β_g) этого распределения, наблюдаемое на практике, изменяется в интервале 2÷3, что соответствует различию между минимальным и максимальным наблюдаемым значением в 10–20 раз. Параметры, характеризующие условного человека (Публикация 23 МКРЗ), являются медианами соответствующих распределений. В связи с этим следует отметить, что в своих изданиях МКРЗ рекомендует, наряду со стандартными параметрами моделей, приведенными в соответствующих публикациях, использовать и индивидуальные, если в распоряжении имеется соответствующая достоверная информация.

В практике радиационной безопасности широко применяются так называемые **линейные камерные модели** транспорта радионуклидов в организме: система (организм) представляется в виде совокупности отделов (камер), выделяемых на основании анатомо-физиологических, биохимических и кинетических характеристик. Константы, характеризующие скорости переноса радионуклида между камерами могут быть постоянными или, в общем случае, зависеть от времени (что ранее выражалось степенными функциями удержания). В этом случае камеру, скорость выведения радионуклида из которой изменяется со временем, всегда можно представить в виде двух связанных между собой камер, скорости выведения из которых постоянны. Эта идеология принята в последних Публикациях МКРЗ. Такими моделями описывается поведение ингалированного радионуклида, осевшего в дыхательной системе, поступившего в желудочно-кишечный тракт или в системный кровоток с последующим перераспределением его между органами. В качестве примера на Рис.2 приведена современная модель поведения плутония в организме человека. Из представленной модели видно, что существуют три основных отдела, в которых может находиться радионуклид: дыхательная система, желудочно-кишечный тракт и экстрапульмонарная область. Барьерными органами в данном случае являются легкие, желудочно-кишечный тракт или (в случае раневого поступления) мягкие ткани. В легких химическое соединение, содержащее радионуклид, может реагировать с окружающей средой, и радионуклид может, следовательно, изменять химическую форму. Попавший в барьерный орган радионуклид частично или полностью попадает в системный кровоток и перераспределяется между органами депонирования в экстрапульмонарной области. Из органов депонирования радионуклид постепенно высвобождается обратно в кровь с последующим перераспределением и т. д. Иными словами, все органы депонирования связаны друг с другом через кровеносную систему. Такая совокупность связанных между собой камер описывается системой линейных дифференциальных уравнений с постоянными коэффициентами:

$$\frac{dx_i}{dt} = \sum_{j=1,j\neq i}^{N} r_{ji}x_j - x_i \cdot \sum_{j=1,j\neq i}^{N} r_{ij}, \quad i = 1,\ldots,N, \qquad (Б.1)$$

где x_i и x_j – функции от времени, описывающие содержание радионуклида в камерах i и j соответственно, r_{ij} – коэффициент переноса, имеющий смысл доли содержимого камеры i, переносимого за единицу времени в камеру j, а N – общее число камер в системе.

Коэффициенты переноса в совокупности образуют матрицу переноса [R] (коммуникационную матрицу). Таким образом, получается система обыкновенных дифференциальных уравнений с постоянными коэффициентами. Здесь же следует отметить, что получаемые в данном случае системы уравнений являются почти всегда разреженными (что особенно проявляется при увеличении порядка системы). Кроме того, элементы матрицы могут отличаться по величине на несколько порядков, т. е. система уравнений может быть «жесткой». Решение таких систем с помощью ЭВМ традиционными методами может приводить к значительным погрешностям, что приводит к необходимости использования специальных математических методов.

Учитывая вышеизложенное, можно сформулировать следующие основные требования к методикам **интерпретации** результатов измерений (т. е. к методикам выполнения расчетов поступления и доз облучения):

- в методике должен учитываться путь поступления радиоактивного вещества в организм;

• в методике должны учитываться физико-химические характеристики поступающего вещества;

• в методике необходимо учитывать темп и ритм поступления;

• модель поведения радиоактивного вещества (радионуклида) в организме, используемая в методике, должна быть достаточно обоснованной; лучше всего использовать модели, приведенные в соответствующих последних (на текущий год) Публикациях МКРЗ.

Приложение 3. Обеспечение индивидуального дозиметрического контроля

Виды индивидуального дозиметрического контроля

Для проведения индивидуального дозиметрического контроля в контролируемых условиях рекомендуются к использованию основные виды ИДК внутреннего облучения, приведенные в Табл.2.

Табл.2. *Виды индивидуального дозиметрического контроля персонала*

Вид ИДК	Условия применения
Информационный	Поступление радионуклида в неизвестные моменты времени в течение длительного периода времени (периода контроля), сравнимого с периодом полувыведения радионуклида из тела стандартного работника
Текущий	
Оперативный	Поступление радионуклида в известные моменты (периоды) времени в контролируемых условиях
Специальный	Поступление радионуклида в известные моменты (периоды) времени при радиационной аварии

Информационный ИДК *заключается в проведении инструментальных измерений с* целью оценки индивидуальных доз внутреннего облучения. Информационный ИДК носит выборочный характер и проводится по специальному плану (графику) для определения доз внутреннего облучения отдельных работников, индивидуальным дозам которых приписаны значения ОЭД, полученные с помощью ГДК, и рекомендуется к применению:

1) для контроля индивидуальных доз персонала в целях подтверждения правильности определения индивидуальных значений ОЭД;

2) для контроля определяемых индивидуальных доз женщин в возрасте до 45 лет в целях подтверждения выполнения п.3.1.8 Норм;

3) для оценки индивидуальных доз персонала, если отсутствуют систематические данные контроля радиационной обстановки и использование ГДК невозможно;

4) при введении в действие Регламента ДК на действующих и новых предприятиях или подразделениях, а также при введении новых технологических операций.

Основная цель использования информационного ИДК заключается в определении ОЭД в случаях, если:

• при использовании ГДК может изредка наблюдаться превышение значения УВК или установленный в Нормах уровень для ограничения облучения для женщин (1 мЗв в месяц);

• отсутствуют систематические результаты определения объемной активности на рабочих местах и проведение ГДК невозможно.

При приеме (переводе) нового работника на работу, связанную с обращением с открытыми источниками, определяется фоновая составляющая содержания в его органах (во всем теле) или в биопробах контролируемых на данном предприятии радионуклидов с использованием конкретных МВИ; доза внутреннего облучения не рассчитывается и в базу данных результатов измерений заносится полученный результат измерения активности в организме или в биопробе со специальной пометкой: входной контроль.

При информационном контроле количество обследуемых лиц всегда ограничивается представительной выборкой (критической группой), ориентировочно включающей:

1) до 30 % от полного числа работающих при N > 100 чел. (т. е. все за 3–4 ближайших ка-

лендарных года);

2) до 50 % при N = 10–100 чел. (т. е. все за 2–3 ближайших календарных года);

3) все, если N < 10 чел.

Отклонения от указанных здесь значений могут быть связаны со спецификой отдельных производств, выбранной периодичностью, возможностями БФЛ и т. п., но они не должны приводить к ухудшению информативности контроля с точки зрения выявления значимых случайных поступлений.

Результаты информационного ИДК совместно с данными контроля радиационной обстановки служат основанием для принятия решения о продолжении программы ГДК или введении текущего ИДК для данной группы работников.

Текущий ИДК заключается в проведении систематических инструментальных измерений с целью определения ОЭД, обусловленных поступлением радионуклидов в организм в неизвестные моменты (промежутки) времени. Текущий контроль является основным видом ИДК хронического внутреннего облучения в нормальных условиях эксплуатации ИИИ. Индивидуальные систематические измерения в рамках текущего ИДК проводятся в определенное время (не всегда соотнесенное с неизвестным заранее временем поступления) и с определенной периодичностью (например, несколько раз в год через постоянные интервалы времени) в зависимости от значения дозы и уровня ее неопределенности.

Оперативный ИДК проводится для определения индивидуальной дозы, полученной в результате поступления радионуклида в течение известного короткого промежутка времени при выполнении работником радиационно-опасных работ (по нарядам-допускам), связанных с возможностью повышенного поступления радиоактивных веществ в организм, включая работу в условиях планируемого повышенного облучения.

Специальный (аварийный) контроль. Проводится в случае возникновения аварии по специальным программам для определенных сценариев аварии. Цель этого вида контроля - получение информации для принятия медицинских решений на основании индивидуальной дозы облучения, полученной в течение известного короткого промежутка времени в условиях радиационной аварии. Выполняется обычно с использованием специальных методик для аварийных ситуаций. По окончании анализа результатов такого контроля дальнейший ИДК обычно осуществляется в рамках текущего или оперативного контроля.

Особым видом специального контроля является детальное обследование персонала в стационаре (с отрывом от производства) с применением различных медико-биологических методов, позволяющее определить дозы внутреннего облучения, в том числе и с учетом реальных физико-химических характеристик аэрозолей, возникших в результате аварии. Результаты такого обследования служат основанием для принятия решения о временном или постоянном выводе работника из условий воздействия ИИИ.

Приборное обеспечение

Прямой метод

В прямом методе ИДК используется измерительная аппаратура следующих типов:

1) Спектрометры (счетчики) излучения человека – СИЧ, включающие полупроводниковые или сцинтилляционные блоки детектирования, блоки питания и усиления импульсов, многоканальный анализатор импульсов и соответствующую защиту (защитные камеры, теневая защита и т. п.).

2) Радиометры или спектрометры для измерения активности радионуклидов в отдельных органах тела человека (например, йода в щитовидной железе или мочевом пузыре). Радиометры (спектрометры) включают в себя коллимированные сцинтилляционные (или иные) блоки детектирования, блоки питания, усиления и регистрации. Могут использоваться в совокупности с одноканальными или многоканальными анализаторами импульсов.

Помимо технического описания и инструкции по эксплуатации необходимо иметь:

- методику градуировки энергетической шкалы (для спектрометров);
- методику определения (для радиометров и спектрометров) чувствительности по актив-

ности с использованием соответствующих фантомов тела человека или отдельных органов и образцовых источников и смесей;

• способы и средства поверки указанных средств измерения.

Требования к стандартным фантомам, а также к образцовым источникам и смесям должны быть изложены в соответствующих МУ.

Косвенный метод

В косвенном методе используется измерительная аппаратура следующих типов:

1) Радиометры α- β-излучения, включающие детекторы, блоки питания, усиления, регистрации и соответствующую защиту (если необходимо).

2) Спектрометры α- β-излучения на основе ионизационных камер, пропорциональных счетчиков или полупроводниковых детекторов, включающие блоки питания и усиления, многоканальный анализатор импульсов.

3) Индивидуальные пробоотборники аэрозолей воздуха.

Помимо технического описания и инструкции по эксплуатации прибора необходимо иметь:

• методику градуировки указанных приборов с использованием соответствующих образцовых источников и смесей (способ приготовления образца активности радионуклида или смеси радионуклидов из образцовых источников и смесей в соответствии с требованиями МИ 2334);

• способы и средства поверки указанных средств измерения.

В косвенном методе применяются и другие, нерадиометрические методы и средства измерения, как например, флюориметрия, в том числе лазерная, масс-спектрометрия, анализ треков α-частиц и т. п.

Должны применяться средства измерения (СИ) утвержденного типа, прошедшие испытания и внесенные в Государственный реестр СИ. Используемые СИ должны периодически поверяться в установленном порядке.

Методическое обеспечение

Для обеспечения задач ИДК внутреннего облучения необходимо иметь два вида методик:

• методику выполнения измерений (МВИ) по определению активности (массы) радионуклида (или радионуклидов) с применением конкретных СИ;

• методику выполнения расчетов (МВР) – интерпретации результатов этих измерений в величинах поступления и ОЭД (должна входить в состав Регламента ДК).

В МВИ могут входить и отдельные способы, связанные с используемым прямым или косвенным методом. Например, это способы градуировки или калибровки СИ, способы приготовления образцов активности, способы подготовки пробы для измерения на данном приборе, включающие способ радиохимического анализа биопробы данного вида (например, моча, кал и т. п.) с выделением измеряемого (контролируемого) радионуклида (или радионуклидов).

При аттестации МВИ должны учитываться все погрешности, обусловленные как методом (в особенности для прямого метода), так и способами подготовки пробы для измерения (в косвенном методе), а также средствами измерения.

Общие требования к методикам выполнения расчетов приведены в разделе 7.3.

Приложение 4. Применение модели стандартного работника для дозиметрии внутреннего облучения

Доза внутреннего облучения определяется с помощью расчетных методов дозиметрии. Исходными данными для расчета являются результаты систематического определения содержания радионуклидов в организме человека или отдельных органах и системах, в биологических и физических пробах. Расчет поступления и дозы осуществляется с использованием ряда моделей (см. Приложение 2), включая

• модель барьерного органа, через который поступают радионуклиды (дыхательная система);

• модели биокинетики радионуклида в организме (удержание радионуклида в организме и его выведение);

• дозиметрические модели органов и систем человека (желудочно-кишечный тракт, костная система и др.).

Эти модели являются составными частями модели «стандартного работника» – воображаемого человека, обладающего 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 и использованные при определении значений допустимых уровней облучения, установленных в Нормах.

Изменение параметров модели стандартного работника допускается в исключительных случаях на основании проведения полномасштабных исследований, результаты которых опубликованы в научных периодических изданиях и одобрены Российской научной комиссией по радиационной защите.

Модели кинетики переноса частиц в барьерных органах и биокинетики радионуклидов в организме описывают их поведение для ингаляционного, алиментарного (с водой и пищей) и перкутанного (через поверхность неповрежденной кожи) путей поступления. Для ингаляционного пути поступления в моделях могут учитываться реальные физико-химические характеристики вдыхаемых аэрозолей (дисперсность и химическая форма поступающих соединений).

Интерпретация результатов измерений активности в величинах поступления и эффективной дозы

Существуют три основных пути поступления радионуклидов в организм человека: ингаляционный (с вдыхаемым воздухом), алиментарный (с пищей и водой) и перкутанный (через поверхность неповрежденной кожи). Для профессионалов основной путь - ингаляционный. Алиментарный путь поступления должен быть исключен административными мероприятиями (запрещение принимать пищу на рабочем месте и обязательное мытье рук при курении). В аварийных случаях поступление может происходить через поверхность поврежденной кожи или через раневые поверхности (поступление непосредственно в кровь в отсутствии барьерного органа). При интерпретации результатов измерений это необходимо учитывать, оценивая возможный вклад от неингаляционного поступления (см. Приложение 2). Эти вопросы должны рассматриваться в специальных МУ.

При интерпретации результатов измерений в величинах дозы, в зависимости от уровня доз, необходимо на первом этапе применять элементарную и стандартную модели определения индивидуальной дозы, а затем (в случаях превышения предела дозы) использовать специальную модель, учитывающую реальные условия облучения согласно п.3.1.6 Норм.

Допускается применение стандартных моделей для оценки поступления и первичной сортировки пострадавших в случаях аварийного поступления, когда предел дозы значительно превышается. Для более точной оценки дозы внутреннего облучения желательно получать реальные физико-химические характеристики аэрозолей, возникших в результате аварии и проводить оценки доз для органов депонирования, в том числе, и в единицах дозы, реализованной в органах и тканях за определенный период времени[7], например, с момента аварии и до момента обследования или за первый год после аварии. Эти положения должны быть отражены в отдельных МУ для аварийных ситуаций.

К числу входных данных МВР (методик выполнения расчетов – интерпретации результатов измерений) для определения поступления и дозы относятся:

• измеренные значения активности радионуклидов в пробе выделений или во всем теле

[7] Определение реализованной к определенному сроку дозы приведено в сноске 2 на стр.14.

(отдельном органе);

- характеристики дисперсности поступающих аэрозолей;
- тип соединений радионуклидов при ингаляции;
- характеристики ритма поступления.

Интерпретация результатов измерений активности радионуклидов, получаемых при проведении ИДК с использованием прямого или косвенного метода дозиметрии внутреннего облучения, должна осуществляться на основе соответствующих моделей биокинетики радионуклидов в организме человека (см. Приложение 2). Модели используют для прогноза величины активности радионуклида, содержащейся в тканях и органах и выводимую с различными продуктами экскреции в различные моменты времени после поступления. При решении прямой задачи можно рассчитать активность радионуклида в органах и системах, а также выводимую активность, в любые моменты времени. Решая обратную задачу, по измеренной величине активности в организме, отдельных органах или в выделениях (например, моча, кал), при известном времени поступления можно определить уровень поступления, а затем и дозу, зная дозовый коэффициент на единичное поступление. Решение этой задачи возможно только при заранее определенных допущениях (см. Приложение 2), которые должны быть оговорены в методиках расчета поступления и дозы. Это прежде всего касается вопросов, связанных с характером поступления во времени, его продолжительностью, временем между окончанием поступления и измерением активности с помощью инструментального метода.

Учитывая сложность проведения расчетов с использованием моделей, упомянутых в разделе 6.2, все расчеты поступления и дозы следует выполнять с использованием единого программного обеспечения, разработанного на основе моделей, установленных для стандартного работника (принятых в Нормах) для получения дозовых коэффициентов во всем диапазоне дисперсности аэрозолей (0,005–100 мкм) и всех типов соединений при ингаляции.

Источники неопределенности при оценке поступления и дозы

Неопределенность оценки поступления и дозы, возникающая при интерпретации результатов инструментальных измерений, обусловлена погрешностью этих измерений с помощью соответствующих МВИ и неопределенностью распространения результатов измерений и расчетов на реальный объект контроля, т. е. неопределенности за счет организации дозиметрического контроля, обусловленной его представительностью. При этом не учитываются неопределенности, принятых в обоснование Норм и используемых при контроле дозиметрических моделей и их параметров для стандартного работника.

Точность любых измерений зависит прежде всего от уровня измеряемой активности и от точности градуировки средств измерения, используемых при контроле.

Значение МИА для каждого измеряемого радионуклида рассчитывается по данным измерения фона и чувствительности детектирования при градуировке средства измерения и указывается в МВИ.

Для прямого метода наибольшие неопределенности могут возникать вследствие различий в геометрии измерения реального распределения радионуклида(ов) в организме от использованной при градуировке с помощью антропоморфных или иных моделирующих фантомов, что особенно сильно будет выражено при регистрации фотонов малых энергий. Указанная неопределенность не устраняется увеличением времени измерения.

Для косвенного метода точность измерения физических или биологических проб также зависит от геометрии измерения, но обычно счетная геометрия воспроизводится более точно, хотя при измерении малых активностей (порядка нескольких мБк) требуется увеличение времени измерения для обеспечения приемлемой погрешности.

Наибольшие неопределенности при оценке поступления и дозы связаны с представительностью данных контроля и прежде всего с его систематичностью.

Неопределенности могут возникать и за счет недостаточно точного знания реальных физико-химических характеристик поступающих при ингаляции аэрозолей. В этом случае осо-

бенно важно хорошо знать дисперсность частиц, влияющую на величины отложения в различных отделах дыхательной системы. Особенно это важно в случаях, когда значительная доля аэрозолей имеет АМАД менее 1 мкм, используемого для стандартных условий облучения. В этом случае может происходить существенная недооценка дозы.

Наблюдаются случаи, когда поступающий радионуклид может быть представлен не одним химическим соединением, а присутствовать в виде нескольких химических форм, что может привести как к недооценке дозы, так и к ее переоценке.

Особенности транспорта частиц в дыхательной системе и биокинетики радионуклида в организме для реальных физико-химических характеристик поступивших аэрозолей могут быть учтены с помощью исследований этих характеристик в случаях, когда при использовании стандартной модели определения индивидуальной дозы пределы поступления и дозы могут быть превышены.

При использовании косвенного метода значительные неопределенности могут возникать за счет временной вариабельности суточной экскреции радионуклида.

Неопределенности могут быть связаны и с принятыми при расчете поступления предположениями, касающимися ритма поступления (равномерное, совокупность ряда случайных неоднородных поступлений, однократное и т. п.). Например, при правильном выборе периода (интервала) сбора проб выделений или измерений на СИЧ, допущение, что поступление происходит в середине интервала контроля (а не в начале или в конце), может привести к тому, что расчетное поступление будет отличаться от реального не более, чем в два–три раза.

Неопределенности могут возникать, если при расчетах не учитывается возможность поступления радионуклида не только ингаляционным путем, но и перкутанным (как в случае с тритием) или даже алиментарным (например при курении).

При расчете поступления и дозы по данным контроля объемной активности радионуклидов на рабочем месте (при осуществлении ГДК) или выполнения прогнозных оценок (для принятия решения о введении ИДК) неопределенности возникают в силу тех же самых причин, к которым можно добавить:

- отличие индивидуальной объемной активности в зоне дыхания от данных стационарного пробоотбора при определении поступления по этим данным;
- отличие скорости дыхания при выполнении работ от стандартной величины ($2{,}4 \cdot 10^6$ л/год), принятой в Нормах;
- условия ношения средств индивидуальной защиты органов дыхания.

При использовании ГДК или ИДК необходимо свести указанные неопределенности к минимуму, например:

- определить дисперсный состав присутствующих на данном рабочем месте аэрозолей и тип соединения при ингаляции;
- по данным стационарного, индивидуального пробоотбора или другим данным (мазки из носа) определить наиболее вероятный ритм ингаляционного поступления;
- использовать наиболее эффективные методы контроля;
- увеличить число индивидуальных анализов выделений, используя суточные их количества и отбор проб в течение нескольких дней подряд;
- увеличить, если это возможно и целесообразно, частоту проведения контроля;
- использовать наиболее реалистичные фантомы при градуировке СИЧ;
- установить индивидуальные коэффициенты использования средств защиты органов дыхания и т. д.

В текстах МВИ и Регламентах ДК (МВР) должны содержаться соответствующие рекомендации, направленные на минимизацию указанных неопределенностей.

Приложение 5. Учет физико-химических характеристик аэрозолей

Для расчета значений годовой эффективной дозы внутреннего облучения по данным измерения объемной активности аэрозолей на рабочем месте требуется знать значения дозового коэффициента, связывающего ингаляционное поступление и дозу (Зв/Бк). Этот коэф-

фициент для каждого отдельного радионуклида сложным образом зависит от дисперсности аэрозолей и типа соединений радионуклида при ингаляции.

В случаях, когда дозы внутреннего облучения малы в сравнении пределом дозы и при этом доля аэрозолей с АМАД менее 1 мкм не превышает 10–20%, используются значения дозовых коэффициентов для стандартных условий облучения. Если оценки доз для стандартных условий сравнимы с пределом дозы или превышают его, детальные исследования физико-химических характеристик аэрозолей становятся обязательными.

На практике тип соединения при ингаляции и дисперсность поступающих аэрозолей не всегда являются строго неизменными даже для одного и того же производства или участка технологической цепочки. Поэтому следует регулярно получать подтверждения по указанным величинам, оценить которые можно с помощью специальных МУ с методикой их определения.

Радионуклидный состав аэрозолей

На рассматриваемом рабочем месте (участке) в организм персонала могут поступать одновременно несколько различных по своим характеристикам радионуклидов. Поэтому в целях адекватного планирования ИДК необходимо также знать и радионуклидный состав аэрозолей.

Определение радионуклидного состава аэрозолей необходимо для определения контролируемых при ИДК радионуклидов посредством установления дозового вклада каждого в суммарную ОЭД.

Знание радионуклидного состава аэрозолей является обязательным требованием, поскольку оно является определяющим при выборе метода ИДК (прямой, косвенный) при планировании ИДК и выборе соответствующих МВИ. Особенно это важно, когда в организм работника одновременно поступают несколько различных α-излучающих радионуклидов, например, плутоний и америций, уран и торий, и т. п.

Например, при планировании косвенного метода ИДК и радиометрических МВИ, знание вкладов в суммарную активность аэрозолей от неконтролируемых радионуклидов, позволяет выбрать МВИ с оптимальным вариантом способа радиохимического выделения контролируемого радионуклида в присутствии мешающих примесей.

При планировании прямого метода ИДК, знание радионуклидного состава и вкладов отдельных радионуклидов в суммарную дозу, позволит существенно упростить как программу измерения на СИЧ и обработки аппаратурных спектров (в МВИ), так и программу расчета поступления и ОЭД в методике интерпретации результатов измерений.

Методики определения радионуклидного состава должны быть аттестованы. Для оценочных расчетов ожидаемых поступлений достаточно знать соотношение активностей радионуклидов, входящих в состав аэрозолей.

Дисперсность аэрозолей

В современной модели дыхательной системы, используемой в Нормах, величина отложения частиц в процессе их транспорта в различных отделах (камерах) зависит от размера вдыхаемых частиц, параметров дыхания при различной рабочей нагрузке и рассматривается независящей от химической формы (типа) поступающего соединения радионуклида.

Параметры отложения в модели определены для аэродинамических (или термодинамических) диаметров частиц аэрозоля с размерами в широком диапазоне. В диапазоне диаметров частиц от 0,6 нм до 0,5 мкм дисперсность характеризуется активностным медианным термодинамическим диаметром (АМТД), а в диапазоне от 0,5 мкм до 100 мкм – активностным медианным аэродинамическим диаметром (АМАД).

Из известных методов определения дисперсности аэрозолей наибольшее распространение получили метод многослойных фильтров и метод многокаскадных импакторов. С помощью этих методов получают гистограммы распределения частиц аэрозолей по диаметрам и параметры этого распределения – значения АМТД и АМАД.

Методы определения дисперсности аэрозолей должны быть изложены в отдельных МУ,

которые предназначены для целей ДК внутреннего облучения при использовании специальной модели определения индивидуальных доз.

Основные требования к этим методам заключаются в обеспечении:

- надежной градуировки с помощью стандартизованного аэрозоля;
- достаточной чувствительности, позволяющей проводить измерения при малых значениях объемной активности (менее 1/20 $ДОА_{перс}$);
- адекватного способа интерпретации результатов измерения.

Тип химических соединений при ингаляции

В современной модели дыхательной системы человека очищение легких от отложившихся в них при вдыхании радиоактивных аэрозолей происходит посредством двух механизмов: механического переноса частиц в желудочно-кишечный тракт и постепенного растворения аэрозольных частиц с последующим переходом радионуклида в кровяное русло. В зависимости от скорости поступления радионуклида в кровь в Нормах все химические соединения подразделяются на три типа: Б – быстрый, П – промежуточный и М – медленный. Тип соединения радионуклидов при вдыхании определяется в соответствии с химической формой, в которой они находятся.

В модели принимается, что поступление в кровь не зависит от места отложения радионуклида в дыхательной системе, а зависит от химической формы соединения и характеризуется определенной скоростью растворения.

Для стандартных условий облучения в практике используются рекомендации по классификации соединений радионуклидов при ингаляции аэрозолей, указанные в приложении П-3 Норм, в соответствии с химическими соединениями, характерными для рассматриваемого технологического процесса.

Для определения типа соединений при ингаляции в случае использования специальной модели определения индивидуальной дозы применяются различные комбинации экспериментальных in vitro-тестов химической растворимости в модельных средах и in vivo – тестов на животных с использованием реальных промышленных аэрозолей.

В модели респираторной системы допускается изменение скорости перехода в кровь, поэтому в принципе даже рекомендуется получать и использовать константы перехода, специфические для данного поступающего соединения радионуклида.

Метод определения типа соединений при ингаляции аэрозолей должен быть изложен в отдельных МУ, которые предназначены для целей ДК внутреннего облучения при использовании специальной модели определения индивидуальных доз.

Выбор метода контроля

Выбор метода контроля зависит от многих факторов: вида контроля, контролируемых радионуклидов, ожидаемых уровней поступления, количества подлежащих контролю лиц, чувствительности МВИ, сложности и трудоемкости организации и проведения контроля, а также стоимости выполняемых работ. Соответствующие рекомендации вытекают из биокинетики конкретных радионуклидов в организме человека.

При использовании косвенного метода для целей информационного контроля можно применять данные по мазкам из носа, позволяющие оценить вариабельность поступления и служить хорошим обоснованием для принятия допущений в принимаемом алгоритме расчета поступления и дозы при контроле. Необходимо помнить, что этот способ позволяет лишь грубо оценить поступление за рабочую смену и лучше его применять в сочетании с использованием индивидуальных пробоотборников. Измерения проб мочи и кала при информационном (входном) контроле позволяют получить начальные фоновые показатели.

Текущий контроль проводится чаще всего с использованием проб мочи, а для оперативного контроля пробы мочи не всегда обеспечивают получение надежных результатов и лучше использовать пробы кала, мазки из носа (с указанной оговоркой) или индивидуальные пробоотборники.

При специальном (аварийном) контроле необходимо одновременно использовать пробы

мочи и кала, что позволяет оценить тип поступившего соединения и возможные отклонения от применяемых стандартных моделей. Ценная информация о типе соединений при ингаляции может быть получена при измерениях проб крови.

При использовании прямого метода для информационного контроля возможно применение простейших сцинтилляционных СИЧ, тогда как для текущего и оперативного контроля необходимо применять более усложненные варианты таких установок.

Если обеспечивается достаточная для целей контроля чувствительность, при контроле α-излучающих радионуклидов возможно применение соответствующих СИЧ (например, для измерения ^{241}Am).

Приложение 6. Ориентировочный перечень γ-излучающих радионуклидов, контролируемых прямым методом

Табл.3. Ориентировочный перечень γ-излучающих радионуклидов, контролируемых прямым методом

Радионуклид	Период полураспада, $T_{физ}$	Класс соединений	Период полувыведения, $T_{эфф}^{(*1)}$, *сут*	Дозовый коэффициент, $e(\tau)_{U,G}^{внутр}$ *Зв/Бк*	Предел годового поступления, ПГП, *Бк/год*	Допустимая объемная активность, ДОА, *Бк/м³*
^{51}Cr	27,7 сут	М	20	3,6–11	5,6+8	2,2+5
^{54}Mn	312 сут	П	40/80	1,5–9	1,3+7	5,3+3
^{59}Fe	44,5 сут	П	5/50$^{(*3)}$	3,5–9	5,7+6	2,3+3
^{57}Co	271 сут	М	60/190	9,4–10	2,1+7	8,5+3
^{58}Co	70,8 сут	М	40/60	2,0–9	1,0+7	4,0+3
^{60}Co	5,27 лет	М	70/400	2,9–8	6,9+5	2,8+2
^{95}Zr	64,0 сут	П	25/40	4,5–9	4,4+6	1,8+3
^{95}Nb	35,1 сут	М	25	1,6–9	1,3+7	5,0+3
^{103}Ru	39,3 сут	М	30	2,8–9	7,1+6	2,9+3
^{106}Ru	1,01 лет	М	50/200	6,2–8	3,2+5	1,3+2
^{110m}Ag	250 сут	М	50/175	1,2–8	1,7+6	6,7+2
^{124}Sb	60,2 сут	П	30	6,1–9	3,3+6	1,3+3
^{125}Sb	2,77 лет	П	50/100	4,5–9	4,4+6	1,8+3
^{131}I	8,04 сут	Б	8$^{(*2)}$	7,6–9	2,6+6	1,1+3
^{133}I	0,867 сут	Б	1$^{(*2)}$	1,5–9	1,3+7	5,3+3
^{134}Cs	2,06 лет	Б	100$^{(*3)}$	6,8–9	2,9+6	1,2+3
^{137}Cs	30,0 лет	Б	100$^{(*3)}$	4,8–9	4,2+6	1,7+3
^{140}Ba	12,7 сут	Б	2$^{(*3)}$	1,0–9	2,0+7	8,0+3
^{141}Ce	32,5 сут	М	30	3,6–9	5,6+6	2,2+3
^{144}Ce	284 сут	М	50/200	4,9–8	4,1+5	1,6+2

Примечания:

$^{(*1)}$ – эффективный период полувыведения радионуклида из легких в различные периоды времени после однократного поступления (от 1 до 10 суток / от 10 суток до τ);

$^{(*2)}$ – выведение из щитовидной железы;

$^{(*3)}$ – выведение из всего тела.

Приложение 7. Минимальные измеряемые уровни активности радионуклидов в организме человека и его выделениях

Приведенные ниже значения минимальной измеряемой активности (МИА или MDA – minimum detectable amount/activity) взяты из проекта американского стандарта ANSI №

13.30-94 «Рабочие критерии для радиобиологического анализа». Представляемые оценки значений МИА позволяют сравнить возможности применения различных методик прямого и косвенного методов дозиметрии внутреннего облучения при проведении индивидуального дозиметрического контроля.

Табл.4. Минимальные измеряемые уровни активности радионуклидов при проведении прямых измерений.

Нуклид	Орган	МИА
^{241}Am	Легкие	26 Бк (0,7 нКи)
^{234Th}	Легкие	110 Бк (3 нКи)
^{235}U	Легкие	7,4 Бк (0,2 нКи)
Продукты деления и активации	Легкие	740 Бк/А* (20 нКи/А*)
Продукты деления и активации	Все тело	740 Бк/А*(20 нКи/А*)
Радионуклиды в щитовидной железе	Щитовидная железа	740 Бк/А*(20нКи/А*)

Примечание: А* – квантовый выход.
Например, значение МИА для цезия-137 – 740 Бк/0,85 = 890 Бк (24 нКи).

Табл.5. Минимальные измеряемые уровни активности радионуклидов в моче и кале при проведении радиохимического анализа.

Объект, вид излучения и энергия	Радионуклид	МИА
Моча, β-излучение, средняя энергия менее 100 кэВ	^{3}H	370 Бк/л (10 нКи/л)
	^{14}C	370 Бк/л (10 нКи/л)
	^{35}S	370 Бк/л (10 нКи/л)
	^{147}Pm	0,37 Бк/л (10 пКи/л)
	^{210}Pb	0,19 Бк/л (5 пКи/л)
	^{228}Ra	0,19 Бк/л (5 пКи/л)
	^{241}Pu	0,19 Бк/л (5 пКи/л)
Моча, β-излучение, средняя энергия более 100 кэВ	^{32}P	0,74 Бк/л (20 пКи/л)
	^{89,90}Sr	0,74 Бк/л (20 пКи/л)
	^{131}I	3,7 Бк/л (100 пКи/л)
Моча, α-излучение, специальный анализ	^{210}Po	3,7 мБк/л (0,1 пКи/л)
	^{226}Ra	3,7 мБк/л (0,1 пКи/л)
	^{228,230,232}T	3,7 мБк/л (0,1 пКи/л)
	^{234,235,238}U	2,2 мБк/л (0,06 пКи/л)
	^{237}Np	2,2 мБк/л (0,06 пКи/л)
	^{238,239,240}P	2,2 мБк/л (0,06 пКи/л)
	^{241}Am	2,2 мБк/л (0,06 пКи/л)
	^{242,244}Cm	2,2 мБк/л (0,06 пКи/л)
Кал, α-излучение, специальный анализ	^{228,230,232}Th	37 мБк/проба (1пКи/проба)
	^{234,235,238}U	37 мБк/проба (1пКи/проба)
	^{238,239,240}Pu	37 мБк/проба (1пКи/проба)
	^{241}Am	37 мБк/проба (1пКи/проба)
Кал, β-излучение, специальный анализ	^{89,90}Sr	0,74 Бк/проба (20пКи/проба)

Приложение 8. Дополнительная литература по дозиметрии внутреннего облучения

1. ICRP. Limits for Intakes of Radionuclides by Workers. ICRP Publication 30. Supplement to Pt.1. Ann. ICRP 3(1–4). Oxford: Pergamon Press, 1979.

2. ICRP. Limits for Intakes of Radionuclides by Workers. ICRP Publication 30. Supplement to Pt.2. Ann. ICRP 5(1–6). Oxford: Pergamon Press, 1981.

3. ICRP. Limits for Intakes of Radionuclides by Workers. ICRP Publication 30. Supplement to Pt.3. Ann. ICRP 7(1–3). Oxford: Pergamon Press, 1982.

4. Осанов Д.П., Лихтарев И.А. Дозиметрия излучений инкорпорированных радиоактивных веществ. М.: Атомиздат, 1977.

5. Голутвина М.М., Абрамов Ю.В. Контроль за поступлением радиоактивных веществ в организм человека и их содержанием. М.: Энергоатомиздат, 1989.

6. Дозиметрический и радиометрический контроль (сб. статей). М.: Энергоатомиздат, 1981.

7. Тищенко Н.Ф. Охрана атмосферного воздуха. Расчет содержания вредных веществ и их распределения в воздухе. Справ. М.: Химия, 1991.

8. Соболев И.А., Коренков И.П., Хомчик Л.М., Проказова Л.М. Охрана окружающей среды при обезвреживании радиоактивных отходов. М.: Энергоатомиздат, 1989.

9. Арефьева З.С., Бадьин В.И., Гаврилин Ю.И. и др. Руководство по оценке доз облучения щитовидной железы при поступлении радиоактивных изотопов йода в организм человека. М.: Энергоатомиздат, 1988.

10. Боголапов Н.В., Кащенко Н.И., Константинов И.Е. и др. Метод исследования дисперсного состава радиоактивных аэрозолей в приземном слое воздуха. Вопросы дозиметрии и защиты от излучений. Вып.14., с.136-139. М.: Атомиздат, 1975.

11. Метрологическое обеспечение безопасности труда. Справочник. Т.1–2. М.: Изд-во стандартов, 1989.

12. Berard P., Cavadore D., Harduin J.C. Inter-Laboratory comparisons: determination of actinides in excreta. Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 1995, V.197, № 2, pp.357-368.

13. Hui T.E., Loesch R.M., Raddatz C. et al., An Internal Dosimetry Intercomparison Study. Health Physics, 1994, V.67, № 3, pp.217-225.

14. Anderson D.H. Compartmental Modeling and Tracer Kinetics: Lecture Notes in Biomathematics. № 50. Berlin: Springer-Verlag, 1983.

15. Jacquez J.A. Compartmental Analysis in Biology and Medicine. New York: Elsevier, 1972.

16. Общие принципы радиационного контроля облучения лиц, работающих с источниками ионизирующих излучений. Публикация 35 МКРЗ. М.: Энергоатомиздат, 1985.

17. Каталог основных понятий Российской системы предупреждения и действий в чрезвычайных ситуациях. М., 1993.

18. Бадьин В.И., Ермилов А.П., Маргулис У.Я., Хрущ В.Т. Роль статистических закономерностей при оценке внутреннего облучения. Изотопы в СССР. 1978. Вып. 52–53, с.61–66.

19. Корелина Н.Ф., Лихтарев И.А., Репин В.С. Общее аналитическое решение основной задачи косвенной дозиметрии. Изотопы в СССР. 1987. Вып. 1(1), с.124–127.

20. Остромогильский А.Х., Анохин Ю.А. Логнормальное распределение и его использование для оценки изменений концентраций загрязняющих веществ в компонентах природной среды. Проблемы экологического мониторинга и моделирования экосистем. Т. VI, с.183-189.

21. Радионуклидная диагностика. Под. ред. Ф.М.Лясса. М.: Медицина, 1983.

22. Ракитский Ю.В., Устинов С.М., Черноруцкий И.Г. Численные методы решения жестких систем. М.: Наука, 1979.

23. Стариченко В.И., Любашевский Н.М., Попов Б.В. Индивидуальная изменчивость метаболизма остеотропных токсических веществ. Екатеринбург: Наука, 1993.

Методики измерений, рекомендуемые для использования при ИДК внутреннего облучения

24. МУК 2.6.1.***-98. Углерод-14. Определение активности в газообразных выбросах пред-

приятий ядерно-топливного цикла. Свидетельство МА МВИ ИБФ 34/1-97.

25. Торий. Определение в моче в присутствии плутония и обогащенного урана. Свидетельство МА МВИ ИБФ 3/16-88.

26. Методика приготовления из образцового радиоактивного раствора (ОРР) образца активности радионуклида Pu-239 в твердотельном источнике α-излучения. Свидетельство МА ИБФ 4/16-88 и 68/19-97.

27. Сумма трансурановых элементов. Радиохимический метод определения в моче. Свидетельство МА МВИ ИБФ 19/16-89.

28. Плутоний. Уран. Америций. Экстракционно-хроматографический метод определения активности в кале. Свидетельство МА МВИ ИБФ 30/16-90.

29. МУК 2.6.1.0***-2000. Естественный уран. Лазерно-люминесцентный метод определения в моче. Свидетельство МА МВИ ИБФ 42/16-92 и 98/16-2000.

30. МУК 2.6.1.012-92. Естественный уран. Экстракционно-хроматографический метод определения в кале. Свидетельство МА МВИ ИБФ 38/16-92.

31. МУК 2.6.1.001-95. Плутоний. Радиометрия. Экстракционный метод определения активности в костной ткани. Свидетельство МА МВИ ИБФ 48/16-94.

32. МУК 2.6.1.001-96. Плутоний. Радиометрия. Экстракционный метод определения активности в легочной ткани. Свидетельство МА МВИ ИБФ 63/16-95.

33. МУК 2.6.1 07-97. Плутоний. Уран. Радиометрия. Экстракционный метод определения активности в моче. Свидетельство МА МВИ ИБФ 65/16-96.

34. Р 5.2.003-97. Руководство по эксплуатации программно-реализованной системы автоматизированного учета контролируемого персонала. Федеральное управление «Медбиоэкстрем», ГНЦ РФ-ИБФ, Утв. Зам. Главного госуд. санит. врача РФ 20.05.97.

35. МУК 2.6.1.001-99. Уран. Радиометрия. Экстракционно-хроматографический метод определения активности в моче. Методика выполнения измерений, Свидетельство МА МВИ 93/16-98 и 95/16-98.

36. ГНЦ РФ-ИБФ СТП 2.6.1.018-99. Цезий-137. Спектрометрический метод определения в теле человека. Методика выполнения измерений. Свидетельство ИБФ МА МВИ 97/4-99, ИБФ МА СИ 73/18-99.

37. МУК 2.6.1.***-2000. Америций. Плутоний. Радиометрия. Экстракционно-хроматографический метод определения активности в моче. Методика выполнения измерений. Свидетельство ИБФ А МВИ 99/16-2000.

Приложение 9. Список исполнителей

ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЙ КОНТРОЛЬ ПРОФЕССИОНАЛЬНОГО ВНУТРЕННЕГО ОБЛУЧЕНИЯ. ОБЩИЕ ТРЕБОВАНИЯ.

Методические указания

Руководители работы:
ГНЦ РФ «Институт биофизики», к.т.н., с.н.с. О.А. Кочетков
ГНЦ РФ «Институт биофизики»2, к.т.н., с.н.с. В.И. Попов

Исполнители:
ГНЦ РФ «Институт биофизики», к.т.н., с.н.с. О.А. Кочетков
ГНЦ РФ «Институт биофизики», к.т.н., с.н.с. В.И. Попов
РНЦ «Курчатовский институт», к.ф-м.н. В.А. Кутьков
ГНЦ РФ «Институт биофизики», к.б.н. Б.А. Кухта
ГНЦ РФ «Институт биофизики», к.т.н. Ю.В. Абрамов
ГНЦ РФ «Институт биофизики», к.т.н. А.А. Молоканов
ГНЦ РФ «Институт биофизики», д.т.н., профессор Ю.С. Степанов

gost.e-ecolog.ru