Государственное санитарно-эпидемиологическое нормирование

Российской Федерации

2.6.5. Атомная энергетика и промышленность

Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в условиях планируемого облучения. Общие требования

Методические указания

МУ 2.6.5.028 – 2016

Издание официальное

Москва
2016

gost.e-ecolog.ru

1. Разработаны Федеральным медицинским биофизическим центром им. А.И. Бурназяна ФМБА России (д.т.н. Клочков В.Н. – руководитель разработки, к.т.н. Абрамов Ю.В., к.т.н. Кочетков О.А., к.т.н. Молоканов А.А.), НИЦ «Курчатовский институт (к.ф.-м.н. Кутьков В.А.), НПП «Доза» (к.т.н. Нурлыбаев К.), Госкорпорацией «Росатом» (к.т.н. Панфилов А.П., Усольцев В.Ю.), ФГУП «ВНИИФТРИ» (д.т.н., профессор Ярына В.П.), АО «СНИИП» (д.т.н., профессор Б.В. Поленов)

2. Рекомендованы к утверждению Подкомиссией по государственному санитарно-эпидемиологическому нормированию ФМБА России (протокол от 18 мая 2016 № 05/2016).

3. Утверждены заместителем руководителя ФМБА России, главным государственным санитарным врачом ФМБА России В.В. Романовым 18 мая 2016 г.

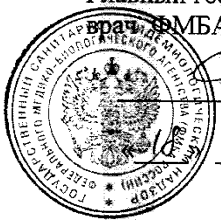
4. Дата введения в действие – с момента утверждения.

5. С введением настоящего документа отменяются МУ 2.6.1.16–00. Методические указания. Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения. Общие требования.

Содержание

1. Общие положения 4
2. Цель контроля профессионального облучения 6
3. Нормируемые величины профессионального облучения 7
4. Операционные величины дозиметрического контроля 8
5. Содержание контроля профессионального облучения 11
6. Определение индивидуальной дозы профессионального облучения 14
6.1. Общие требования к процедуре определения индивидуальной дозы профессионального облучения 14
6.2. Определение индивидуальной дозы посредством дозиметрического контроля рабочих мест 16
6.3. Определение индивидуальной дозы посредством индивидуального дозиметрического контроля 20
7. Требования к метрологическому, аппаратурному и методическому обеспечению дозиметрического контроля 22
8. Организация контроля облучения персонала группы А 24
8.1. Общая организация дозиметрического контроля 24
8.2. Проведение контроля внешнего облучения 24
8.3. Проведение контроля внутреннего облучения 25
8.4. Исключение фоновой составляющей 26
9. Сохранение информации об облучении персонала 26
Приложение 1 (информационное). Термины и определения 28
Приложение 2 (справочное). Величины, используемые в дозиметрическом контроле 89
Приложение 3 (информационное). Условные обозначения и сокращения 93
Приложение 4 (справочное). Технические требования к средствам измерения операционных величин 95
Приложение 5 (справочное). Порядок учета фона 103
Приложение 6 (информационное). Библиографические данные 105
Приложение 7 (информационное). Список исполнителей 108

УТВЕРЖДАЮ
Заместитель руководителя Федерального медико-биологического агентства,
Главный государственный санитарный врач ФМБА России



_____ В.В. Романов
_____ 2016 г.

Дата введения – с даты утверждения

2.6.5. Атомная энергетика и промышленность

Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в условиях планируемого облучения. Общие требования

Методические указания

МУ 2.6.5.028–2016

1. Общие положения

1.1. Настоящие методические указания (далее – МУ) развивают и конкретизируют общие требования к организации и проведению дозиметрического контроля облучения персонала, установленные в Нормах радиационной безопасности НРБ-99/2009 и Основных санитарных правилах обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ-99/2010.

1.2. В НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010 четко разграничены требования к обеспечению радиационной безопасности персонала в условиях планируемого облучения при обращении с источниками ионизирующего излучения (далее – ИИИ) и в случае радиационной аварии, когда контроль над ИИИ временно утерян.

1.3. Настоящие МУ предназначены для использования руководителями и специалистами предприятий Госкорпорации «Росатом» при организации контроля профессионального облучения в условиях планируемого облучения при обращении с ИИИ, а также руководителями и специалистами

Региональных (Межрегиональных) управлений и Центров гигиены и эпидемиологии ФМБА России при проведении надзорных мероприятий.

МУ предназначены для использования при разработке и использовании методов, средств и регламентирующих документов по дозиметрическому контролю персонала для приборного, методического и метрологического обеспечения радиационного контроля в организациях Госкорпорации «Росатом».

1.4. Настоящие МУ устанавливают общие требования к процедурам определения индивидуальной эффективной и эквивалентной дозы внешнего и внутреннего облучения персонала предприятий и организаций Госкорпорации «Росатом», работающего с ИИИ в условиях планируемого облучения.

Настоящими МУ:

- регламентировано содержание контроля профессионального облучения;
- систематизирована номенклатура нормируемых величин профессионального облучения и установлена взаимосвязь нормируемых величин с измеряемыми величинами радиационного контроля внешнего и внутреннего облучения персонала;
- установлены операционные величины дозиметрического контроля;
- регламентированы общие требования к методологии определения индивидуальной дозы профессионального облучения;
- сформулированы общие требования к метрологическому обеспечению индивидуального дозиметрического контроля;
- сформулированы общие требования и принципы организации, планирования и проведения дозиметрического контроля со стандартизацией основных положений системы контроля индивидуальной дозы облучения персонала;
- регламентированы общие требования к сохранению информации об облучении персонала.

1.5. В настоящих МУ установлены общие требования к процедуре определения индивидуальной эффективной и эквивалентной дозы и общие принципы организации контроля профессионального облучения в условиях планируемого облучения. Требования к контролю дозы внешнего облучения персонала и требования к контролю дозы внутреннего облучения персонала конкретизированы в других документах.

Требования к методам определения дозы и организации соответствующего контроля при аварийном облучении определяются отдельными методическими документами.

1.6. В Приложении 1 систематизированы основные термины в области обеспечения радиационной безопасности, введенные как в российских нормативно-правовых и инструктивно-методических документах, так и в международных документах.

Объяснения величин и терминов, используемых в системе дозиметрического контроля персонала, приведены в Приложении 2.

Используемые в настоящих МУ условные обозначения и сокращения приведены в Приложении 3.

2. Цель контроля профессионального облучения

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

- в получении информации о радиационной обстановке в помещениях и на рабочих местах радиационного объекта;
- в получении информации о значении дозы облучения персонала.

2.2. Целью дозиметрического контроля является достоверное определение дозы облучения персонала для определения соответствия условий труда требованиям НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010 и подтверждения того, что радиационная безопасность персонала обеспечена должным образом, а техногенные ИИИ находятся под контролем.

2.3. В условиях планируемого облучения при обращении с ИИИ результатом контроля профессионального облучения является консервативная оценка в терминах индивидуальной дозы нормируемых величин облучения персонала, регламентированных в НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010. Индивидуальная доза облучения принимается равной дозе облучения «стандартного работника», который находился бы в тех же производственных условиях и выполнял бы те же работы с ИИИ, что и данный индивид. Значение индивидуальной дозы приписывается данному индивиду по результатам контроля операционных величин внешнего и внутреннего облучения.

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

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

Применение настоящих МУ при соблюдении преемственности общих требований к дозиметрическому контролю обеспечивает:

- использование в практике радиационного контроля современной системы дозиметрических величин;
- получение достоверной информации об индивидуальной дозе облучения персонала;
- получение достоверной информации о соблюдении требований НРБ-99/2009;

- контроль обеспечения радиационной безопасности персонала, отвечающего требованиям в этой области, выработанным международным сообществом.

3. Нормируемые величины профессионального облучения

3.1. Для обеспечения радиационной безопасности в организации, производственная деятельность которой заключается в обращении с техногенными ИИИ, персонал организации делится на две группы. Согласно НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010, к персоналу группы А относятся лица, работающие с техногенными ИИИ. Лица, работающие на радиационном объекте или на территории его санитарно-защитной зоны и находящиеся в сфере воздействия техногенных ИИИ, относятся к персоналу группы Б.

3.2. Для обеспечения защиты детей, которые могут родиться у работницы, в НРБ-99/2009 (п. 3.1.8) из персонала группы А выделены женщины в возрасте до 45 лет, для профессионального облучения которых установлены дополнительные ограничения.

3.3. Согласно пп. 3.1.2, 3.1.4, 3.1.6 и 3.1.8 НРБ-99/2009 в случае облучения персонала группы А в нормальных условиях эксплуатации ИИИ нормируются дозиметрические величины, представленные в таблице 1.

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

Таблица 1 – Значения пределов нормируемых величин облучения персонала группы А в нормальных условиях эксплуатации ИИИ

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

3.4. Значения годовой дозы облучения студентов и учащихся старше 16 лет, проходящих профессиональное обучение с использованием ИИИ, не должны превышать значений, установленных для персонала группы Б.

3.5. Согласно пп. 3.1.2 и 3.1.3 НРБ-99/2009 указанные в таблице 1 значения нормируемых величин характеризуют воздействие техногенных ИИИ (одного из компонентов техногенно измененного радиационного природного фона) на работника вследствие его производственной деятельности в условиях планируемого облучения при обращении с ИИИ и не включают в себя:

- дозу природного облучения, обусловленную природным радиационном фоном в месте расположения радиационного объекта;
- дозу медицинского облучения;
- дозу вследствие радиационных аварий.

4. Операционные величины дозиметрического контроля

4.1. НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010 предписывают контролировать облучение персонала техногенными ИИИ в единицах нормируемых величин, являющихся мерой ущерба от воздействия излучения на человека (эффективная доза, эквивалентная доза облучения органа или ткани, ожидаемая эффективная доза) и не поддающихся непосредственному измерению.

В настоящих МУ для соблюдения указанных требований НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010 установлены операционные величины, однозначно определяемые через физические характеристики поля излучения в точке, максимально возможно приближенные к нормируемым величинам в условиях планируемого облучения и предназначенные для консервативной оценки нормируемых величин.

4.2. При измерении операционных величин, характеризующих эквивалентную дозу внешнего облучения отдельных органов или тканей, для которых согласно Таблице 1 установлены пределы доз, за значение операционной величины принимается среднее значение дозы в чувствительном объеме органа или ткани. Параметры соответствующих чувствительных объемов приведены в таблице 2. Химический состав облучаемой ткани следует принимать равным составу тканеэквивалентного вещества (Приложение 1).

Таблица 2 – Параметры чувствительных объемов для определения значений операционных величин, характеризующих эквивалентную дозу облучения отдельных органов или тканей

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

4.3. Для целей индивидуального дозиметрического контроля (далее – ИДК) внешнего облучения применяются следующие операционные величины:

- при определении эффективной дозы – индивидуальный эквивалент дозы, $H_P(10)$;
- при определении эквивалентной дозы в хрусталике глаза – индивидуальный эквивалент дозы, $H_P(3)$;
- при определении эквивалентной дозы в коже, кистях и стопах – индивидуальный эквивалент дозы, $H_P(0,07)$.

Единицей индивидуального эквивалента дозы является зиверт (Зв, мЗв, мкЗв).

Соответствие между нормируемыми и операционными величинами, используемыми в ИДК, представлено в таблице 3.

Таблица 3 – Соответствие между нормируемыми и операционными величинами при проведении ИДК

Нормируемая величина	**Операционная величина**	**Положение индивидуального дозиметра**	***d*, мм**	**Условное обозначение**

Эффективная доза внешнего облучения	Индивидуальный эквивалент дозы $H_P(10)$	На нагрудном кармане спецодежды либо внутри него	10	$H_P(10)$
Эквивалентная доза внешнего облучения кожи	Индивидуальный эквивалент дозы $H_P(0,07)$	Непосредственно на поверхности наиболее облучаемого участка кожи	0,07	$H_P(0,07)$
Эквивалентная доза внешнего облучения кистей и стоп	Индивидуальный эквивалент дозы $H_P(0,07)$	На поверхности кистей и стоп	0,07	$H_P(0,07)$
Эквивалентная доза внешнего облучения хрусталика глаза	Индивидуальный эквивалент дозы $H_P(3)$	На лицевой части головы	3	$H_P(3)$
Эквивалентная доза на поверхности нижней части области живота женщины	Индивидуальный эквивалент дозы $H_P(10)$	На соответствующем месте поверх спец-одежды	10	$H_P(10)$

Примечание. d – глубина биологической ткани (Приложение 1, термин 372).

4.4. По согласованию с территориальными органами исполнительной власти, уполномоченными осуществлять федеральный государственный санитарно-эпидемиологический надзор, за значение эквивалентной дозы на поверхности нижней части области живота женщины можно принять показания индивидуального дозиметра, носимого на нагрудном кармане спецодежды либо внутри него.

4.5. Для целей дозиметрического контроля рабочего места (далее – ДКРМ) путем длительного контроля полей излучения применяются следующие операционные величины:

- при определении эффективной дозы внешнего облучения – амбиентный эквивалент дозы, $H^*(10)$;
- при определении эквивалентной дозы в хрусталике глаза – направленный эквивалент дозы $H'(3,\Omega)$.
- при определении эквивалентной дозы в коже, кистях и стопах – направленный эквивалент дозы $H'(0,07,\Omega)$.

Единицей амбиентного и направленного эквивалента дозы является зиверт (Зв, мЗв, мкЗв).

4.6. При оперативном контроле полей излучения для целей ДКРМ применяются следующие производные величины от операционных величин (таблица 4):

Таблица 4 – Производные величины от операционных величин при ДКРМ

Нормируемая величина	Производная величина от операционной величины, используемая для расчеты дозы и сопоставления с нормируемой величиной	Условное обозначение
Эффективная доза внешнего облучения	Мощность амбиентного эквивалента дозы	$\dot{H}^*(10)$
Эквивалентная доза внешнего облучения на поверхности нижней части области живота женщин	Мощность амбиентного эквивалента дозы	$\dot{H}^*(10)$
Эквивалентная доза внешнего облучения хрусталика глаза	Мощность направленного эквивалента дозы	$\dot{H}'(3,\Omega)$
Эквивалентная доза внешнего облучения кожи, кистей и стоп	Мощность направленного эквивалента дозы	$\dot{H}'(0{,}07,\Omega)$

Примечание. Смысл величины Ω указан в Приложении 1 (термин 374).

Единицей мощности амбиентного и направленного эквивалента дозы является зиверт/час (Зв/ч, мЗв/ч, мкЗв/ч).

4.7. Для дозиметрического контроля внутреннего облучения операционные величины не установлены.

Система оценки дозы от поступления радионуклидов основана на расчете поступления радионуклида по данным прямых измерений активности радионуклидов, содержащихся в организме, с помощью СИЧ или внешних измерительных устройств или посредством косвенных измерений радиоактивности в моче, кале, а также в воздухе или других пробах окружающей среды.

Более подробно этот вопрос рассмотрен в соответствующих методических документах по контролю внутреннего облучения (МУ 2.6.1.065-2014).

4.8. Измерение (определение) операционных величин регламентируется в отдельных методиках радиационного контроля, включающих методики измерений (далее – МИ) и методики выполнения расчетов (далее – МВР).

5. Содержание контроля профессионального облучения

5.1. Контроль дозы профессионального облучения проводится для персонала групп А и Б. Контроль индивидуальной эффективной и эквивалентной дозы, соответствующей нормируемым величинам из таблицы 1, проводится независимо.

5.2. В соответствии с п. 3.13.2 ОСПОРБ-99/2010, индивидуальный дозиметрический контроль проводится с целью определения годовой дозы

облучения персонала и является обязательным для персонала группы А, включая прикомандированных лиц и персонал привлеченных организаций.

ИДК облучения персонала группы А в зависимости от характера проводимых работ включает:

5.2.1. ИДК внешнего облучения с применением индивидуальных дозиметров, заключающийся в определении индивидуального эквивалента дозы облучения работника или отдельных органов и тканей (кожные покровы, хрусталик глаза, кисти и стопы) с помощью учетных (накопительных) дозиметров за определенный промежуток времени;

5.2.2. Контроль индивидуальной дозы внутреннего облучения с помощью спектрометра (счетчика) излучения человека (далее – СИЧ) или биофизических методов контроля биосубстратов для определения индивидуального поступления радионуклидов в организм каждого работника, при этом определение индивидуальной дозы внутреннего облучения работника проводится по специальным методикам на основании данных об индивидуальном содержании радионуклидов в организме каждого работника;

5.2.3. ИДК по результатам ДКРМ, включающий измерение мощности дозы внешнего облучения или плотности потока ионизирующих частиц, уровней загрязнения поверхностей рабочей зоны, объемной активности радиоактивных аэрозолей, газов и паров в воздухе рабочей зоны, а также времени пребывания работника в этих условиях.

5.4. Объем и характер дозиметрического контроля устанавливается по согласованию с территориальными органами исполнительной власти, уполномоченными осуществлять федеральный государственный санитарно-эпидемиологический надзор в зависимости от радиационной обстановки и характера выполняемых персоналом работ.

По результатам ИДК должно быть определено значение годовой эффективной дозы работника и определены (при необходимости) значения годовой эквивалентной дозы облучения кожи, хрусталика глаза, кистей и стоп работника.

В случае установления неисправности, сбое показаний индивидуальных дозиметров внешнего облучения или их утери доза внешнего облучения работника за период контроля должна быть восстановлена с помощью ДКРМ.

5.5. При организации и проведении дозиметрического контроля внешнего облучения персонала вводятся следующие виды контроля:

- текущий контроль применяют в качестве основного контроля при длительном облучении при нормальных условиях эксплуатации ИИИ;
- оперативный контроль применяют в качестве дополнительного к текущему контролю при выполнении работ по дозиметрическому наряду (распоряжению), при изменении технологии, вводе в действие нового оборудования и при других возможных изменениях радиационной

обстановки в нормальных условиях эксплуатации ИИИ, а также в качестве основного вида контроля при планируемом повышенном облучении.

5.6. Контроль внешнего облучения персонала группы А (включая прикомандированных лиц и персонал привлеченных организаций) осуществляется:

- во время выполнения работ в зоне контролируемого доступа путем ИДК с использованием учетных (например, термолюминесцентных) дозиметров для определения индивидуального эквивалента дозы $H_P(10)$;
- во время выполнения радиационно-опасных работ по дозиметрическому наряду (распоряжению) в зоне контролируемого доступа путем ИДК с использованием учетных (например, термолюминесцентных) дозиметров для определения индивидуального эквивалента дозы $H_P(10)$ и ИДК с использованием оперативных (например, прямопоказывающих электронных) дозиметров для определения индивидуального эквивалента дозы $H_P(10)$, снабженных дополнительными функциями сигнализации при превышении установленного уровня дозы или мощности дозы;
- для женщин в возрасте до 45 лет из персонала группы А при пребывании в зоне контролируемого доступа является обязательным ношение дополнительного дозиметра индивидуального эквивалента дозы $H_p(10)$ на поверхности нижней части живота (за исключением случаев, указанных в п. 4.4).

5.6. Для контроля облучения персонала группы А, включая прикомандированных лиц и персонал привлеченных организаций, в нормальных условиях эксплуатации ИИИ устанавливаются уровни введения ИДК ($У_{ВК}$) с использованием индивидуальных дозиметров, размещаемых согласно таблице 3 (для контроля внешнего облучения), и уровни введения ИДК с использованием СИЧ и методов контроля биосубстратов (для контроля внутреннего облучения).

ИДК, проводимый с помощью индивидуальных дозиметров, методов СИЧ и биофизического контроля биосубстратов, используется для определения дозы облучения персонала группы А в условиях нормальной эксплуатации ИИИ, если по имеющимся данным значение годовой дозы облучения на рабочем месте превышает или по прогнозу может превысить $У_{ВК}$.

$У_{ВК}$ для контроля эффективной дозы внешнего фотонного облучения не устанавливается. Для всего персонала группы А является обязательным ношение индивидуальных дозиметров фотонного облучения в течение всего времени нахождения в зоне контролируемого доступа.

Если по имеющимся данным значение годовой дозы облучения работника на всех его рабочих местах не превышает или по прогнозу не может превысить $У_{ВК}$, то по согласованию с территориальными органами исполнительной власти, уполномоченными осуществлять федеральный

государственный санитарно-эпидемиологический надзор, ИДК может осуществляться путем проведения ДКРМ, по результатам которого проводится определение индивидуальной дозы облучения каждого работника. Значения индивидуальной дозы облучения каждого работника, рассчитанные по результатам дозиметрического контроля рабочих мест, регистрируются и хранятся в установленном порядке.

Критерии введения ИДК приведены в таблице 5.

Таблица 5 – Критерии введения ИДК с помощью индивидуальных дозиметров (для контроля внешнего облучения), методов СИЧ и контроля биосубстратов (для контроля внутреннего облучения)

Контролируемая величина	**$У_{ВК}$, мЗв**
Годовая эффективная доза внешнего облучения любым излучением, кроме фотонного	1
Годовая эффективная доза внутреннего облучения	1- 5*
Годовая эквивалентная доза облучения хрусталика глаза, кожи, кистей и стоп	20
Значение $У_{ВК}$ устанавливают в диапазоне 1-5 мЗв, исходя из специфики предприятия и достигнутого уровня радиационной безопасности.	

5.7. Дозу профессионального облучения персонала группы Б определяют путем проведения ДКРМ. В случае целесообразности также допускается постановка отдельных работников группы Б на индивидуальный дозиметрический контроль.

5.8. Организация ИДК персонала при облучении за счет отдельных радионуклидов, определяемых методами биофизического контроля (например, плутоний, уран, тритий и др.), устанавливается отдельными методическими документами.

6. Определение индивидуальной дозы профессионального облучения

6.1. Общие требования к процедуре определения индивидуальной дозы профессионального облучения

6.1.1. Определение индивидуальной дозы по результатам систематических измерений является задачей интерпретации результатов контроля дозы облучения работника, полученной в течение периода контроля и обусловленной воздействием источников внутреннего и внешнего облучения.

Для целей контроля профессионального облучения период контроля определяется как:

промежуток времени между последовательными измерениями значений производных величин от операционных величин в рабочем помещении (на рабочих местах) при проведении ДКРМ;

- промежуток времени накопления дозы учетным индивидуальным дозиметром при измерении значений операционных величин при проведении ИДК;
- промежуток времени между последовательными измерениями при определении дозы внутреннего облучения.

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

Значения эффективной дозы внешнего и внутреннего облучения, характеризующие облучение работника в условиях нормальной эксплуатации ИИИ в течение периода контроля, определяются:

- посредством ДКРМ согласно требованиям раздела 6.2 настоящих МУ; либо
- посредством ИДК согласно требованиям раздела 6.3 настоящих МУ.

Выбор метода контроля регламентирован требованиями раздела 4 настоящих МУ.

6.1.3. Индивидуальная годовая эффективная доза E внешнего облучения работника характеризуется значением годового индивидуального эквивалента дозы $H_p(10)$, который равен сумме значений индивидуальных эквивалентов дозы $Hp_i(10)$, приписанных работнику за периоды t_i дозиметрического контроля в течение года.

Индивидуальная годовая эквивалентная доза внешнего облучения кожи, кистей и стоп работника характеризуется значением годового индивидуального эквивалента дозы $H_p(0,07)$, который равен сумме значений индивидуальных эквивалентов дозы $Hp_i(0,07)$, приписанных работнику за периоды t_i дозиметрического контроля в течение года.

Индивидуальная годовая эквивалентная доза внешнего облучения хрусталика глаза работника характеризуется значением годового индивидуального эквивалента дозы $H_p(3)$, который равен сумме значений индивидуальных эквивалентов дозы $Hp_i(3)$, приписанных работнику за периоды t_i дозиметрического контроля в течение года.

Ожидаемая эффективная годовая доза внутреннего облучения определяется в соответствии с МУ 2.6.1.065-2014.

6.1.4. Значение усредненной за любые последовательные 5 лет индивидуальной годовой эффективной дозы рассчитывают по следующей формуле:

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

где: А – календарный год относительно которого определяется эффективная доза;

$\overline{E_A}$ – индивидуальная годовая эффективная доза, отнесенная к календарному году A и усредненная за последовательные 5 лет.

6.1.5. Значение индивидуальной эффективной дозы, накопленной за период трудовой деятельности (50 лет), рассчитывают по следующей формуле:

$$E(50)_A = \sum_{i=A-50}^{A} E_i, \quad (2)$$

где: E_i – индивидуальная годовая эффективная доза, полученная за i-й год;

$E(50)_A$ – отнесенная к календарному году A накопленная за период трудовой деятельности индивидуальная эффективная доза.

6.1.6. Значения индивидуальной эквивалентной дозы облучения отдельных органов и тканей, контроль которых необходимо осуществлять согласно требованиям НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010, определяют путем применения индивидуальных дозиметров или путем проведения ДКРМ. Выбор метода контроля регламентирован требованиями раздела 4 настоящих МУ.

6.1.7. Если характер выполняемых на рабочем месте операций либо использование средств индивидуальных защиты исключают неравномерное (локальное) облучение органа или ткани, когда отношение значений численных значений эквивалентной дозы облучения органа или ткани к эффективной дозе внешнего облучения не превосходит 3/2, то за значение эквивалентной дозы облучения соответствующего органа или ткани допускается принять значение индивидуальной эффективной дозы внешнего облучения.

6.2. Определение индивидуальной дозы посредством дозиметрического контроля рабочих мест

6.2.1. ДКРМ заключается в измерениях значений операционных величин для контроля радиационной обстановки в рабочих помещениях (на рабочих местах) и/или энергетического распределения плотности потока $\varphi(ER)$, частиц R-го вида (нейтроны, фотоны, электроны) на рабочем месте. При наличии необходимых данных и программных средств плотность потока частиц может быть получена путем расчетов с использованием соответствующих программ (кодов).

6.2.2. При наличии данных контроля мощности амбиентного эквивалента дозы на рабочих местах за значение эффективной дозы внешнего облучения $E^{внеш}$, мЗв, следует принимать:

$$E^{внеш} = 0{,}001 \times \sum_{k} \dot{H}^{*}(10)_{k} \times \Delta t_{k}, \quad (3)$$

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

0,001 – коэффициент, учитывающий соотношение 1 мкЗв = 0,001 мЗв.

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

$$E^{внеш} = 3{,}6 \times 10^{6} \sum_{R,E_R,k} \varphi(E_R)_k \times e(E_R)^{внеш} \times \Delta t_k = 0{,}012 \times \sum_{R,E_R,k} \frac{\varphi(E_R)_k}{ДПП(E_R)} \Delta t_k, \quad (4)$$

где: Δt_k – длительность выполнения k-ой операции работником в течение контролируемого периода в часах при средней плотности потока $\varphi(E_R)_k$ частиц R-го типа с энергией E_R, част./(см^2×с). Единица плотности потока – част./(см^2×с);

$e(E_R)^{внеш}$ – эффективная доза внешнего облучения на единичный флюенс частиц R-го типа с энергией E_R при облучении параллельным пучком в передне-задней геометрии (ПЗ-геометрии), Зв×см^2;

$ДПП(E_R)$ – среднегодовая допустимая плотность потока частиц R-го типа с энергией E_R при облучении в ПЗ-геометрии, част./(см^2×с).

3,6·10^6 – коэффициент, учитывающий соотношения: 1 час = 3600 с, 1 Зв = 1000 мЗв.

0,012 – коэффициент, устанавливающий расчетное значение предела дозы за час: 20 мЗв/год за 1700 часов (20/1700=0,01176)

Для фотонов с энергиями 0,01-10,0 МэВ и нейтронов с энергиями от тепловой и до 20 МэВ значения $e(E_R)^{внеш}$ и $ДПП(E_R)$ приведены в табл. 8.5 и 8.8 НРБ-99/2009 соответственно. Для фотонов и нейтронов с энергиями вне указанного диапазона, а также для иных излучений значения $e(E_R)^{внеш}$ определяются отдельными методическими документами. Если для вычисления взвешивающих коэффициентов излучения для нейтронов требуется непрерывная функция, то следует использовать следующее приближение, где E_n – энергия нейтронов, МэВ:

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

Для типов и энергий излучений, не включенных в соответствующую таблицу НРБ-99/2009, значение величины W_R следует принимать равным среднему значению коэффициента качества $\bar{k}$ излучения на глубине 10 мм в шаровом фантоме МКРЕ.

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

$$E^{внутр} = 1{,}4 \times 10^3 \sum_{U,G,k} (C_{U,G})_k \times e(\tau)^{внутр}_{U,G} \times \Delta t_k = 0{,}012 \times \sum_{U,G,k} \frac{(C_{U,G})_k}{ДОА_{U,G}} \Delta t_k , \qquad (6)$$

где: Δt_k – длительность выполнения k-ой операции работником в течение контролируемого периода в часах при средней объемной активности $(C_{U,G})_k$ соединения типа G радионуклида U непосредственно в зоне дыхания при выполнении этой операции, Бк/м^3;

$e(\tau)^{внутр}_{U,G}$ – ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения на единичное поступление соединения радионуклида U, которое при ингаляции следует отнести к типу G, Зв/Бк;

$ДОА_{U,G}$ – допустимая объемная активность соединений радионуклида U, которые при ингаляции следует отнести к типу G, Бк/м^3.

$1{,}4 \cdot 10^3$ – коэффициент, учитывающий скорость дыхания стандартного работника, м^3/час; (2400 м^3/1700 ч = 1,4) и соотношение 1 Зв = 10^3 мЗв

0,012 – коэффициент, устанавливающий расчетное значение предела дозы за час: 20 мЗв/год за 1700 часов (20/1700=0,01176)

Значения $e(\tau)_{U,G}$ и $ДОА_{U,G}$ для стандартных условий внутреннего облучения приведены в Приложении П-1 к НРБ-99/2009.

Определение $(C_{U,G})_k$ проводится на основании измерения объемной активности радионуклидов непосредственно в зоне дыхания.

В случае, когда измерения объемной активности радионуклидов проводятся в рабочем помещении, при определении $(C_{U,G})_k$ следует учитывать возможную пространственную и временную неоднородность аэрозольного поля согласно отдельным методическим документам.

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

6.2.5. Распределение соединений элементов по типам при ингаляции аэрозолей приведено в Приложении П-3 НРБ-99/2009. Если неизвестна химическая форма соединения, в котором радионуклид находится в твердой фазе аэрозоля, для расчета по формуле (6) следует использовать максимальное значение дозового коэффициента для данного радионуклида из Приложения П-1 к НРБ-99/2009.

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

$$E^{внутр} = 0{,}012 \times \sum_k \left[\frac{(ЭРОА_{\text{Rn}})_k}{1200} + \frac{(ЭРОА_{\text{Tn}})_k}{270} \right] \Delta t_k , \quad (7)$$

где: Δt_k – длительность выполнения k-ой операции работником в течение контролируемого периода в часах при средней объемной активности радона $(ЭРОА_{Rn})_k$ или торона $(ЭРОА_{Tn})_k$ при выполнении этой операции, Бк/м^3.

0,012 – коэффициент, устанавливающий расчетное значение предела дозы за час: 20 мЗв/год за 1700 часов (20/1700=0,01176)

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

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

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

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

$$H_T = 0{,}001 \times \sum_k \dot{H}^*(d_T)_k \times \Delta t_k , \quad (8)$$

где Δt_k – длительность выполнения k-ой операции работником в течение соответствующего контролируемого периода в часах при мощности соответствующего амбиентного эквивалента дозы, мкЗв/ч, согласно 5.2;

0,001 – коэффициент, учитывающий соотношение: 1 мкЗв = 0,001 мЗв.

6.2.8. За значение эквивалентной дозы в хрусталике глаза и в коже H_T, мЗв, при наличии данных об энергетическом распределении плотности потока фотонов и электронов, получаемых путем измерений или расчетов, следует принимать:

$$H_T = 3{,}6 \times 10^6 \sum_{R,E_R,k} \varphi(E_R)_k \times h(E_R)_T^{внеш} \times \Delta t_k = M_T \times \sum_{R,E_R,k} \frac{\varphi(E_R)_k}{ДПП(E_R)_T} \Delta t_k , \quad (9)$$

где: Δt_k – длительность выполнения k-ой операции работником в течение контролируемого периода в часах при средней плотности потока $\varphi(E_R)$ частиц R-го типа с энергией E_R, част./(см^2×с);

$h(E_R)_T^{внеш}$ – эквивалентная доза в органе или ткани T на единичный флюенс частиц R-го типа с энергией E_R в передне-задней геометрии (ПЗ-геометрии), Зв×см^2;
$ДПП(E_R)_T$ – допустимая плотность потока частиц R-го типа с энергией E_R при облучении в ПЗ-геометрии органа или ткани T (табл. 8.2, 8.3, 8.6 и 8.7 НРБ-99/2009 для электронов, фотонов и нейтронов, соответственно), част./(см^2×с);
$M_{ХРУСТАЛИК}$=0,09; $M_{КОЖА}$=0,29.
3,6·10^6 – коэффициент, учитывающий соотношения: 1 час = 3600 с, 1 Зв = 1000 мЗв.

Для электронов, фотонов и нейтронов значения $h(E_R)_T^{внеш}$ и $ДПП(E_R)_T$ приведены в табл. 8.2, 8.3, 8.6 и 8.7 НРБ-99/2009. Для электронов, фотонов и нейтронов с энергиями вне диапазона табличных значений, а также для иных излучений значения $h(E_R)_T^{внеш}$ определяются отдельными методическими документами. Если для вычисления взвешивающих коэффициентов излучения для нейтронов требуется непрерывная функция, то следует использовать приближение (5). Для типов и энергий излучений, не включенных в соответствующую таблицу НРБ-99/2009, значение величины W_R следует принимать равным среднему значению коэффициента качества $\bar{k}$ излучения на глубине 10 мм в шаровом фантоме МКРЕ.

6.3. Определение индивидуальной дозы посредством индивидуального дозиметрического контроля

6.3.1. ИДК внешнего облучения заключается в определении значений эффективной и эквивалентной дозы внешнего облучения на основании результатов измерений операционных величин с помощью индивидуальных дозиметров внешнего облучения.

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

- систематических измерений содержания радионуклидов в теле человека или в его отдельных органах с помощью СИЧ (гамма-излучающие радионуклиды) с использованием функции выведения радионуклида из всего тела или его отдельных органов;
- систематических измерений выведения радионуклидов из тела человека с помощью биофизических методов (альфа-, бета-излучающие радионуклиды) с использованием функции удержания радионуклида в теле человека;
- систематических измерений (за время выполнения работ) объема вдыхаемого воздуха и объемной активности РН в рабочей зоне дыхания работника с помощью стационарных (переносных) приборов

контроля радиоактивных аэрозолей и с учетом применяемых средств индивидуальной защиты.

6.3.3. За значение эффективной дозы внешнего облучения следует принимать:

$$E^{внеш}=F\times H_P(10), \qquad (10)$$

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

При равномерном облучении человека любым ионизирующим излучением за исключением нейтронов с энергиями от 1 эВ до 30 кэВ и фотонов с энергиями менее 20 кэВ, значение коэффициента F в соотношении (10) следует принимать равным 1[1].

В случае, когда вклад нейтронов или фотонов указанных энергий в эффективную дозу превышает 50 %, а также в случае неравномерного облучения тела человека, когда отношение максимальной плотности потока излучения, падающего на торс, к средней превышает 2,0, значение коэффициента F в соотношении (10) устанавливается в специальных моделях дозиметрического контроля согласно отдельным методическим документам.

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

$$E^{внутр}=1000\times\sum_{U,G}\Pi_{U,G}\times e(\tau)^{внутр}_{U,G}, \qquad (11)$$

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

$e(\tau)^{внутр}_{U,G}$ – ожидаемая эффективная доза (дозовый коэффициент) на единичное поступление соединения радионуклида U, которое при ингаляции следует отнести к типу G, Зв/Бк.

1000 – коэффициент, учитывающий соотношение 1 Зв = 1000 мЗв.

Значения дозовых коэффициентов для стандартного аэрозоля приведены в Приложении П-1 к НРБ-99/2009. Согласно п. 3.1.6 НРБ-99/2009 в случае поступления в организм аэрозолей со свойствами, отличными от стандартных, определение дозовых коэффициентов проводится согласно отдельным методическим документам.

---

[1] Для конкретных условий облучения при наличии доказательной базы по согласованию с федеральным органом исполнительной власти, уполномоченными осуществлять федеральный государственный санитарно-эпидемиологический надзор, может быть принято значение коэффициента F, отличное от 1.

6.3.5. За значение эквивалентной дозы внешнего облучения органов и тканей (H_T) следует принимать значения соответствующих операционных величин ИДК, условия определения которых соответствуют требованиям:

$$H_{КОЖА} = H_P(0,07) \quad (12)$$
$$H_{СТОПЫ\ И\ КИСТИ} = H_P(0,07)$$
$$H_{ХРУСТАЛИК} = H_P(3)$$
$$H_{НИЗ\ ЖИВОТА} = H_P(10)$$

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

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

- для контроля дозы облучения персонала должны применяться средства измерений (СИ) утвержденного типа (прошедшие испытания и внесенные в Государственный реестр СИ) и периодически поверяемые в установленном порядке;
- методики измерений (МИ) и методики выполнения расчетов (МВР), предназначенные для радиационного (дозиметрического) контроля, входят в состав методики радиационного контроля (далее – МРК); МРК должны удовлетворять требованиям ГОСТ 8.638-2013 и МИ 2453-2000, быть аттестованы и зарегистрированы в Федеральном информационном фонде по обеспечению единства измерений в установленном порядке;
- службы радиационного объекта, осуществляющие радиационный контроль, должны быть аккредитованы в установленном порядке.

Технические требования к средствам измерения операционных величин, перечень стандартов, устанавливающих эти требования и необходимые комментарии, представлены в Приложении 4.

7.2. Определение дозы внешнего облучения персонала проводят на основании результатов измерения операционной величины. За оценку нормируемой величины следует принимать результат измерения или расчета по результату измерения соответствующей операционной величины.

Определение дозы внутреннего облучения персонала осуществляется в соответствии с методиками измерения физических величин, являющихся характеристиками источников внутреннего облучения человека, и методиками выполнения расчетов, интерпретирующих результаты указанных измерений в нормируемых величинах.

Итоговое значение дозы, определенное по результатам измерения операционной величины или в результате расчета по результату измерения

соответствующей операционной величины, является консервативной оценкой нормируемой величины (эффективная или эквивалентная доза).

7.3. Результат определения значения дозы должен содержать:

- значение искомой величины Q, основанное на измерении или расчете по результатам измерения;
- оценку неопределенности значения искомой величины U для доверительной вероятности P=0,95.

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

- неопределенности измерений, обусловленные погрешностями средств измерений;
- статистическую неопределенность измерений;
- неопределенность распространения результатов измерений или расчетов на реальный объект контроля (неопределенность, обусловленная представительностью контроля и условиями его выполнения).

При оценке неопределенности значения искомой величины не следует учитывать неопределенности принятых в обоснование НРБ-99/2009 и используемых в радиационном контроле дозиметрических моделей и их параметров, характеризующих стандартного работника.

7.5. Конкретные алгоритмы определения значения дозы и оценки неопределенности должны регламентироваться методикой радиационного контроля и входящими в ее состав методиками выполнения расчетов.

7.6. При суммировании значений (например, для определения дозы, полученной в течение нескольких периодов контроля) следует руководствоваться стандартными правилами суммирования:

$$Q = \sum_k Q_k ,$$

$$U = \sqrt{\sum_k U_k^2} ,$$

где k – индекс для обозначения частного результата.

7.7. В документы по учету индивидуальной дозы облучения работника следует вносить измеренное или рассчитанное значение дозы Q.

Оценка неопределенности U наряду со значением Q и информацией об условиях измерений отражается в протоколах измерений.

7.8. Оценка неопределенности U используется для принятия решений о необходимости дополнительных процедур по уточнению индивидуальной дозы работника и мероприятий по ограничению его облучения. Порядок принятия решений представлен в МУ 2.6.5.026-2016 «Дозиметрический

контроль внешнего профессионального облучения. Общие требования» и в МУ 2.6.1.065-2014 «Дозиметрический контроль профессионального внутреннего облучения. Общие требования».

8. Организация контроля облучения персонала группы А

8.1. Общая организация дозиметрического контроля

8.1.1. Дозиметрический контроль персонала должен осуществляться на всех предприятиях, где имеются источники излучения, попадающие под требования НРБ -99/2009. Совокупность процедур и их последовательность при проведении дозиметрического контроля определяются порядком (программой, планом, регламентом) дозиметрического контроля, согласованным с территориальными органами исполнительной власти, уполномоченными осуществлять федеральный государственный санитарно-эпидемиологический надзор.

8.1.2. Порядок установления контрольных уровней (далее – КУ) определяется ОСПОРБ-99/2010. Значения КУ устанавливаются таким образом, чтобы было гарантировано непревышение основных дозовых пределов. Целями установления КУ являются гарантированное непревышение основных дозовых пределов, планомерное уменьшение облучения персонала и населения, предотвращение радиоактивного загрязнения окружающей среды.

При установлении КУ учитывается:

- достигнутый уровень радиационной безопасности и защиты персонала и населения;
- облучение всеми подлежащими контролю ИИИ;
- возможная погрешность методов контроля.

8.1.3. Порядок (программа, план, регламент) дозиметрического контроля включает:

- определение групп персонала, для которых вводится ИДК внешнего облучения с использованием дозиметров, размещаемых согласно таблице 3, или методов контроля внутреннего облучения, включая измерения на СИЧ и биофизический контроль биосубстратов, и групп персонала, для которых проводится ИДК по результатам ДКРМ;
- последовательность проведения ИДК с использованием дозиметров или методов контроля внутреннего облучения;
- последовательность проведения ДКРМ;
- перечень действий при превышении установленных на радиационном объекте контрольных уровней.

8.2. Проведение контроля внешнего облучения

8.2.1. Принятие решения о введении ИДК внешнего облучения с применением индивидуальных дозиметров регламентировано требованиями раздела 4 и основывается на результатах прогнозного определения дозы

облучения по элементарной модели определения доз, опирающейся на данные дозиметрического контроля.

8.2.2. ИДК внешнего облучения с применением индивидуальных дозиметров вводится также на время освоения новых технологических операций и операций, для которых отсутствуют систематические данные контроля радиационной обстановки, с целью сопоставления доз облучения персонала, получаемых путем проведения ИДК с применением дозиметров, размещаемых на теле работника, и ДКРМ.

8.2.3. ИДК внешнего облучения проводится согласно МУ 2.6.5.028-2016, МУ 2.6.5.037-2016 и отдельным МУ по определению индивидуальной эффективной дозы нейтронного излучения.

8.3. Проведение контроля внутреннего облучения

8.3.1. Основными задачами, решаемыми при индивидуальной дозиметрическом контроле внутреннего облучения персонала группы А, являются:

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

8.3.2. Согласно требованиям раздела 4 индивидуальный контроль внутреннего облучения персонала группы А с применением методов СИЧ или биофизических методов вводится для работников, для которых по данным систематического контроля радиационной обстановки на рабочих местах ингаляционное поступление радиоактивных аэрозолей в течение года может привести к облучению с ожидаемой эффективной дозой, превышающей $У_{ВК}$.

8.3.3. Индивидуальный контроль внутреннего облучения с применением методов СИЧ или биофизических методов вводится также на период освоения новых технологических операций с целью сопоставления доз облучения персонала, получаемых путем проведения ДКРМ и методов дозиметрии внутреннего облучения (СИЧ, биофизические методы).

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

Индивидуальное поступление радионуклида определяется путем расчета по данным:

- систематических измерений содержания радионуклидов в теле человека или в его отдельных органах с помощью СИЧ (гамма-излучающие радионуклиды) с использованием функции выведения радионуклида из всего тела или его отдельных органов;
- систематических измерений выведения радионуклидов из тела человека с помощью биофизических методов (альфа-, бета-

излучающие радионуклиды) с использованием функции удержания радионуклида в теле человека;

- систематических измерений за время выполнения работ объема вдыхаемого воздуха и объемной активности радионуклида в нем непосредственно в зоне дыхания работника с помощью индивидуального пробоотборника радиоактивных аэрозолей и с учетом применяемых средств индивидуальной защиты.

8.3.5. Общие требования к планированию, организации и проведению дозиметрического контроля внутреннего облучения изложены в МУ 2.6.1.065-2014 «Дозиметрический контроль профессионального внутреннего облучения. Общие требования» и в МУ по контролю дозы облучения при ингаляции отдельных радионуклидов.

8.4. Исключение фоновой составляющей

8.4.1. НРБ-99/2009 (п. 3.1.3) устанавливают, что основные пределы дозы облучения не включают в себя дозу от природного и медицинского облучения, а также дозу вследствие радиационных аварий. На эти виды облучения устанавливаются специальные ограничения.

Индивидуальный дозиметрический контроль медицинского облучения и дозиметрический контроль облучения вследствие радиационных аварий проводится согласно отдельным МУ.

8.4.2. Из результатов индивидуального дозиметрического контроля персонала следует вычесть составляющую, обусловленную природным фоном, если это не осуществляется автоматически приборами или не обеспечено методиками измерений.

Доза за счет природного фона должна вычитаться из результатов измерений амбиентного эквивалента дозы облучения фотонами, а также из результатов измерения направленного эквивалента дозы облучения хрусталика глаза, кожных покровов, кистей и стоп.

Порядок учета фона представлен в Приложении 5.

8.4.3. Необходимость включения в дозу профессионального облучения доз, обусловленных радоном и тороном, и порядок их учета устанавливаются отдельными документами, согласованными с ФМБА России.

8.4.4. Необходимость учета фоновой составляющей при определении дозы внутреннего облучения и порядок учета устанавливаются отдельными документами.

9. Сохранение информации об облучении персонала

9.1. Сохранение информации об облучении персонала групп А и Б включает создание и хранение индивидуальных записей об облучении каждого работника.

9.2. Результаты дозиметрического контроля оформляют в форме индивидуальных записей об облучении работника в течение контролируемого периода.

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

- идентификационная информация об индивидууме и его профессиональной деятельности;
- индивидуальная доза облучения (эффективная и эквивалентная) согласно разделу 3, полученная в течение периода контроля и календарного года (в соответствующем случае – в течение месячного периода);
- информация относительно облучения работника:
  - за период трудовой деятельности в данной организации, предшествовавший введению НРБ-99 и ОСПОРБ-99;
  - за период трудовой деятельности, предшествовавший поступлению на работу в данную организацию;
  - за период прикомандирования к другим организациям;
  - в результате радиационных аварий и планированного повышенного облучения.

9.4. Индивидуальные записи об облучении работника периодически обновляются в течение контролируемого периода (в электронном архиве) и по его окончании хранятся на бумажных и электронных носителях.

9.5. Сроки хранения индивидуальных записей об облучении работника устанавливаются в соответствии с требованиями раздела 3.13 ОСПОРБ-99/2010.

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

Приложение 1 (информационное). Термины и определения

В настоящем документе использованы термины и определения, установленные Федеральными законами, НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010, а также следующие термины и определения:

1. **Авария:** Любое непреднамеренное событие, включая ошибку в работе, неисправность оборудования или другие неполадки, реальные или потенциальные, последствия которого не могут игнорироваться с точки зрения защиты или безопасности. [П1.1].

2. **Авария запроектная максимальная:** Авария установки с наихудшими последствиями, которую по соглашению следует предвидеть при разработке защитных мероприятий на стадии проектирования. [П1.2].

3. **Авария запроектная:** авария, вызванная не учитываемыми исходными событиями отклонений от нормальной эксплуатации и проектных аварий. [П1.3].

4. **Авария проектная:** Авария, для которой проектом определены исходные события и конечные состояния и предусмотрены системы безопасности, обеспечивающие с учетом принципа единичного отказа систем безопасности или одной независимой от исходного события ошибки персонала ограничение ее последствий установленными для таких аварий пределами (50 мЗв – для персонала и 5 мЗв – для населения). [П1.3, П1.4, П1.5].

5. **Авария радиационная:** Потеря управления источником ионизирующего излучения, вызванная неисправностью оборудования, неправильными действиями работников (персонала), стихийными бедствиями или иными причинами, которая могла привести или привела к облучению людей выше установленных норм или к радиоактивному загрязнению окружающей среды. [П1.6, П1.7].

6. **Авария ядерная:** Авария, связанная:
   - с образованием критической массы при переработке, транспортировании и хранении ядерно-опасного делящегося материала;
   - с повреждением в ядерной установке элементов, содержащих ядерное топливо, и (или) с выходом радиоактивных веществ или ионизирующего излучения выше установленных пределов, вызванных нарушением контроля и управления цепной ядерной реакцией деления, нарушением теплоотвода от элементов, содержащих ядерное топливо, а также с образованием

критической массы при перегрузке ядерного топлива. [П1.4].

7. **Аккредитация лаборатории радиационного контроля (ЛРК):** Официальное подтверждение уполномоченным органом технической компетенции ЛРК. [П1.8].

8. **Аккредитация в национальной системе аккредитации:** Подтверждение национальным органом по аккредитации соответствия юридического лица или индивидуального предпринимателя критериям аккредитации, являющееся официальным свидетельством компетентности юридического лица или индивидуального предпринимателя осуществлять деятельность в определенной области аккредитации. [П1.9].

9. **Активность (А):** Мера радиоактивности какого-либо количества радионуклида, находящегося в данном энергетическом состоянии в данный момент времени:

   $A = \frac{dN}{dt}$, где

   dN – ожидаемое число спонтанных ядерных превращений из данного энергетического состояния, происходящих за промежуток времени dt. Единицей активности является беккерель (Бк). Использовавшаяся ранее внесистемная единица кюри (Ки) составляет $3{,}7 \cdot 10^{10}$ Бк. [П1.7].

10. **Активностный медианный аэродинамический диаметр (АМАД)** – см. **Диаметр аэродинамический медианный по активности, АМАД.**

11. **Активность минимальная детектируемая (МДА):** Минимальное количество радиоактивности в пробе, создающее такую скорость счета, которая в присутствии определенного фонового шума с вероятностью 95 % не сможет быть создана этим шумом. [П1.10].

12. **Активность минимально значимая (МЗА):** Активность открытого источника ионизирующего излучения в помещении или на рабочем месте, при превышении которой требуется разрешение органов исполнительной власти, уполномоченных осуществлять государственный санитарно-эпидемиологический надзор, на использование этого источника, если при этом также превышено значение минимально значимой удельной активности. [П1.7].

13. **Активность минимально значимая удельная (МЗУА):** Удельная активность открытого источника ионизирующего излучения в помещении или на рабочем месте, при превышении которой требуется разрешение органов исполнительной власти, уполномоченных осуществлять государственный санитарно-

эпидемиологический надзор, на использование этого источника, если при этом также превышено значение минимально значимой активности. [П1.7].

14. **Активность объемная допустимая (ДОА):** Допустимый предел концентрации активности в воздухе определенного радионуклида, рассчитанный таким образом, что у условного человека, вдыхающего воздух с постоянным загрязнением на уровне ДОА при выполнении легкой физической работы в течение рабочего года, поступление данного радионуклида будет соответствовать пределу годового поступления. Единица ДОА – Бк/м^3. [П1.7, П1.11, П1.30].

15. **Активность объемная эквивалентная равновесная (ЭРОА) дочерних продуктов изотопов радона – ^{222}Rn и ^{220}Rn**: Взвешенная сумма объемных активностей короткоживущих дочерних продуктов изотопов радона – ^{218}Po (RaA); ^{214}Pb (RaB); ^{214}Bi (RaC); ^{212}Pb (ThB); ^{212}Bi (ThC) соответственно:

$$(ЭРОА)_{Rn} = 0{,}10\ A_{RaA} + 0{,}52 A_{RaB} + 0{,}38 A_{RaC}$$

$$(ЭРОА)_{Tn} = 0{,}91\ A_{ThB} + 0{,}09 A_{ThC}$$

где A_i – объемные активности дочерних продуктов изотопов радона. [П1.7].

16. **Активность радионуклида в источнике (А)**: Отношение числа спонтанных ядерных переходов dN из определенного энергетического состояния ядра радионуклида в источнике ионизирующего излучения за интервал времени dt, к этому интервалу

$$A = \frac{dN}{dt}$$

Единица активности – беккерель (Бк). [П1.7, П1.12, П1.38].

17. **Активность радионуклида в источнике объемная (A_V)**: Отношение активности радионуклида A в источнике ионизирующего излучения к объему источника V

$$A_V = \frac{A}{V}$$

Единица – Бк·м$^{-3}$. [П1.12, П1.38].

18. **Активность радионуклида в источнике поверхностная (A_S)**: Отношение активности радионуклида A в плоском источнике ионизирующего излучения к площади источника S

$$A_S = \frac{A}{S}$$

Единица – Бк·м$^{-2}$.

[П1.12, П1.38]

Примечание. Неактивные части подложки источника в площадь S не включают.

19. **Активность радионуклида в источнике удельная (A_m)**: Отношение активности радионуклида A в источнике ионизирующего излучения к массе источника m

$$A_m = \frac{A}{m},$$

Единица – Бк·кг$^{-1}$. [П1.12, П1.38].

20. **Активность суммарная (общая) альфа- или бета- (A_Σ)** (используют условно) радионуклидов в источнике: Отношение числа dN_Σ альфа- или бета-частиц, испускаемых всеми радионуклидами в источнике ионизирующего излучения за интервал времени dt, к этому интервалу времени:

$A_\Sigma = dN_\Sigma / dt,$

$A_\Sigma = \sum A_i \eta_i,$

где A_i – активность i-го радионуклида в источнике;

η_i – абсолютная интенсивность (эмиссия) частиц соответствующего вида при распаде i-го радионуклида.

Единица суммарной активности – Бк.

21. **Активность эффективная ($A_{эф}$)** радионуклидов в источнике: Сумма активностей A_i отдельных радионуклидов в источнике ионизирующего излучения с взвешивающими коэффициентами C_i, учитывающими те или иные эффекты воздействия радионуклидов:

$A_{эф} = \sum C_i A_i$.

Единица эффективной активности – Бк.

Примечание. Примеры: эффективная удельная активность строительных материалов; эквивалентная равновесная объемная активность (ЭРОА) радона.

22. **Аппаратура контроля радиационной обстановки (аппаратура КРО)**: Совокупность технических средств, предназначенных для контроля радиационных параметров. [Вводится впервые]

23. **Атомный номер эффективный:** Средневзвешенный атомный номер компонентов материала. [П1.2].

Примечание. Взвешивание может быть выполнено в зависимости от взаимодействия, представляющего интерес, например фотоэффект или выход тормозного излучения.

24. **Аэродинамический диаметр частицы аэрозоля** – см. **Диаметр частицы аэродинамический.**

25. **Аэрозоль радиоактивный:** Аэрозоль, в дисперсную фазу которого входят радионуклиды. [Вводится впервые].

26. **Аэрозоль:** Взвесь твердых или жидких частиц в газообразной среде. [П1.12, П1.38].

Примечания
1. Диаметр частиц обычно находится в пределах от нескольких нанометров до 10 мкм.
2. Взвешенные частицы составляют дисперсную фазу аэрозоля.
3. Газообразная среда составляет дисперсионную фазу аэрозоля.

27. **Барьер физический:** Инженерное сооружение, техническое средство или часть конструкции ИИИ, ограничивающие распространение ионизирующего излучения и (или) радиоактивных веществ в окружающую среду. [П1.3].
Примечание. Примером физического барьера радионуклидного источника ионизирующего излучения является, в частности, матрица радиоактивного вещества, капсула, радиационно-защитный контейнер, экран, лабиринт, каньон, стены. Примером физического барьера ядерной установки является, в частности, топливная матрица, корпус реактора, биологическая защита, защитная оболочка.

28. **Безопасность ИИИ:** Свойство ИИИ при нормальной эксплуатации, отклонениях от нормальной эксплуатации и проектных авариях ограничивать радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду соответствующими пределами. [П1.3].

29. **Безопасность населения радиационная:** Состояние защищенности настоящего и будущего поколений людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующего излучения. [П1.6, П1.7].

30. **Бокс радиационно-защитный с перчатками:** Герметичный бокс, оборудованный перчатками и предназначенный для работы с токсичными или радиоактивными материалами. [П1.2].

31. **Величина контролируемая**: Величина, подлежащая измерению или определению по результатам измерений для данного вида радиационного контроля. [П1.8].

32. **Величина нормируемая:** Величина, являющаяся мерой ущерба (вреда) от воздействия ионизирующего излучения на человека и его потомков и предназначенная для определения пределов и допустимых уровней облучения человека. [Вводится впервые].

33. **Величина операционная:** Величина, используемая в РК для оценки обычно сложно определяемой контролируемой (нормируемой) величины; операционная величина однозначно определяется через характеристики источника ионизирующего излучения или поля излучения для стандартных условий и возможно приближена по смыслу к соответствующей контролируемой величине. [П1.8].
Примечание. Операционная величина предназначена для консервативной оценки этой величины при дозиметрическом контроле.

34. **Вещество радиоактивное (РВ):** Вещество в любом агрегатном состоянии, содержащее радионуклиды с активностью, на которые

распространяются требования НРБ-99/2009. [NRB99]. Не относящееся к ядерным материалам вещество, испускающее ионизирующее излучение [П1.13].

35. **Вещество тканеэквивалентное:** Вещество, имеющее массовый химический состав, эквивалентный составу мягкой биологической ткани: 76,2 % – кислород, 11,1 % – углерод, 10,1 % – водород и 2,6 % – азот. [П1.14].

36. **Вмешательство:** Деятельность, направленная на уменьшение вероятности, либо дозы, либо неблагоприятных последствий облучения населения при радиационных авариях, при обнаружении радиоактивных загрязнений объектов окружающей среды или повышенных уровней природного облучения на территориях, в зданиях и сооружениях. [П1.7.].

37. **Вред радиационный** – см. **Ущерб радиационный**.

38. **Выброс**: Поступление вещества (смеси веществ) в газообразном и (или) аэрозольном состоянии в окружающую среду (атмосферу) из источников выбросов. [П1.15].
Примечание. Источник выброса – любое техническое устройство (например, труба), из которого выбрасывается в атмосферу загрязняющее вещество.

39. **Выбросы или сбросы радиоактивные:** Радиоактивные вещества, образующиеся в какой-либо практической деятельности, которые выбрасываются в окружающую среду в виде газов, аэрозолей, жидкостей или твердых веществ. [Вводится впервые].

40. **Выпадения радиоактивные:** Переносимый воздухом радиоактивный материал, отложившийся на поверхности почвы. [П1.2].

41. **Высота выброса эффективная:** Сумма геометрической высоты источника и дополнительного подъема выброса за счет динамических и термических факторов. [Вводится впервые].

42. **Геометрия поля излучения:** Виды наиболее вероятных полей излучения, падающих на тело человека: изотропное (2π или 4π) поле излучения и параллельный пучок излучения, падающего на тело спереди (передне-задняя (ПЗ) геометрия). [Вводится впервые].

43. **Группа критическая:** Группа лиц из населения (не менее 10 чел.), однородная по одному или нескольким признакам – полу, возрасту, социальным или профессиональным условиям, месту проживания, рациону питания, которая подвергается наибольшему радиационному воздействию по данному пути облучения от данного источника

ионизирующего излучения. [П1.7].

44. **Дезактивация:** Удаление радиоактивного загрязнения с какой-либо поверхности или из какой-либо среды, или его снижение. [П1.7].

45. **Дезактивируемость испытуемого материала:** Среднее значение коэффициента дезактивации после 4-го цикла загрязнение-дезактивация, определенное по стандартной методике. [П1.16].

46. **Дезактивируемость:** Возможность дезактивации поверхности данного материала. [П1.2].

47. **Депонирование:** Начальные процессы, определяющие, какое количество материала, содержащегося во вдыхаемом воздухе, остается в дыхательных путях после выдоха. Депонирование материала может происходить во время как вдоха, так и выдоха. [П1.17].

48. **Детектор ионизирующего излучения:** Элемент средства измерения, предназначенный для преобразования энергии излучения в такую форму, которая пригодна для регистрации или измерения. [П1.2].

49. **Диаметр аэродинамический медианный по активности (АМАД):** Такое значение аэродинамического диаметра, при котором 50 % присутствующей в воздухе активности в данном аэрозоле связано с частицами меньшего размера, чем АМАД, а 50 % активности связано с частицами большего размера, чем АМАД. [П1.17].
Примечание. Предполагается, что распределение частиц по активности является логарифмически нормальным.

50. **Диаметр термодинамический медианный по активности (АМТД):** Такое значение термодинамического диаметра частиц дисперсной фазы радиоактивного аэрозоля, при котором 50 % активности указанного аэрозоля приходится на частицы, имеющие диаметр меньше, чем АМТД, а 50 % – на частицы, имеющие термодинамический диаметр больше, чем АМТД. [П1.17].
Примечание. Предполагается, что распределение частиц по активности является логарифмически нормальным.

51. **Диаметр частицы (аэрозоля) аэродинамический:** Диаметр сферической частицы единичной плотности, имеющей такую же скорость при осаждении в воздухе, как и наблюдаемая частица. [П1.11].
Примечания
1. Аэродинамический диаметр частицы с эквивалентным геометрическим диаметром d_g и плотностью ρ, г/см^3, равен $d_{ae} = d_g \times \sqrt{\rho / \chi}$, где χ – единичная

плотность, χ=1,0 г/см^3.
2. Используется, когда депонирование зависит преимущественно от инерционного и гравитационного осаждения (обычно когда аэродинамический диаметр частицы больше приблизительно 0,5 мкм).

52. **Диаметр частицы (аэрозоля) термодинамический:** Диаметр сферической частицы единичной плотности, имеющей такой же коэффициент диффузии, как и наблюдаемая частица. [П1.11]
Примечания
1. Термодинамический диаметр частицы равен эквивалентному геометрическому диаметру частицы.
2. Используется, когда депонирование зависит преимущественно от диффузии (обычно когда термодинамический меньше приблизительно 0,5 мкм).

53. **Доза:**
Мера энергии, которая передана ионизирующим излучением мишени. Поглощенная доза, ожидаемая эквивалентная доза, ожидаемая эффективная доза, эффективная доза, эквивалентная доза или доза на орган в зависимости от контекста. [П1.1].
Примечания
1. Для специальной цели доза должна быть соответственно квалифицирована.
2. Следует различать дозиметрические величины, характеризующие физические свойства поля излучения (керма, поглощенная доза в точке, эквивалент дозы), и величины, характеризующие облучение человека в поле излучения (поглощенная и эквивалентная доза в органе или ткани, эффективная доза). Относящиеся к облучению человека величины характеризуют воздействие поля излучения на стандартного человека.

54. **Доза аварийная:** Доза облучения, обусловленная радиационной аварией. [Вводится впервые].

55. **Доза амбиентная** – см. **Эквивалент дозы амбиентный.**

56. **Доза в органе или ткани взвешенная по ОБЭ (AD_T)**: Произведение поглощенной дозы в органе или ткани на коэффициент ОБЭ излучения, характеризующего развитие детерминированного эффекта в рассматриваемом органе

$$AD_T = \sum_R D_{T,R} \times RBE_{T,R},$$

где $D_{T,R}$ – поглощенная доза излучения R в органе или ткани T, $RBE_{T,R}$ – коэффициент ОБЭ излучения R, характеризующего развитие детерминированного эффекта в рассматриваемом органе (T). Единица взвешенной по ОБЭ поглощенной дозы – Дж/кг. Специальное наименование единицы взвешенной по ОБЭ поглощенной дозы – грей (Гр). [П1.1].
Примечания
1. Характеризует облучение органа или ткани в теле стандартного человека для целей оценки риска возникновения детерминированных эффектов облучения.
2. Взвешенная по ОБЭ поглощенная доза предназначена для учета различий в биологической эффективности в индуцировании детерминированных эффектов при воздействии на органы и ткани стандартного человека излучения различного качества.

3. Взвешенные по ОБЭ дозы любого излучения в определенном органе или ткани можно сравнивать непосредственно.

57. **Доза в органе или ткани средняя поглощенная ($D_{T.R}$)**: Отношение поглощенной дозы D в элементе массы dm определенного органа или ткани человека к массе m_T этого органа или ткани

$$D_{T.R} = \frac{\int_{m_T} D dm}{m_T}$$

Единица – Дж·кг$^{-1}$.

Специальное название единицы средней поглощенной дозы в органе или ткани – грей (Гр). [П1.7, П1.12, П1.38].

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

$h_{t.r} = W_R D_{T.R}$,

Единица – Дж·кг$^{-1}$.

Специальное название единицы эквивалентной дозы в органе или ткани – зиверт (Зв).

Примечание. При взаимодействии с органом или тканью различных видов излучения, отличающихся взвешивающими коэффициентами, эквивалентная доза определяется как сумма эквивалентных доз для этих видов излучения

$$H_T = \sum_R H_{T.R}$$

[П1.7, П1.12, П1.38].

59. **Доза в органе или ткани эквивалентная годовая:** Сумма эквивалентной дозы внешнего облучения органа или ткани, полученной за календарный год, и ожидаемой эквивалентной дозы внутреннего облучения органа или ткани, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год. Специальное название единицы годовой эффективной дозы – зиверт (Зв). [П1.7].

60. **Доза в органе или ткани эквивалентная, ожидаемая при внутреннем облучении ($H_T(\tau)$)**: Эквивалентная доза за время τ, прошедшее после времени t_0 поступления радиоактивных веществ в организм

$$H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} \dot{H}_T(t) dt$$

где $\dot{H}_T(t)$ – мощность эквивалентной дозы к моменту времени t в органе или ткани;

Значение τ следует принять равным 50 годам для взрослых и (70-t_0) – для детей (лиц моложе 20 лет).

Единица эквивалентной дозы, ожидаемой при внутреннем облучении, – Дж·кг$^{-1}$.
Специальное название единицы эквивалентной дозы, ожидаемой при внутреннем облучении, – зиверт (Зв). [П1.7, П1.12, П1.38].

61. **Доза граничная:** Заблаговременно введенное значение **индивидуальной** дозы от данного источника ионизирующего излучения, которое используется в ситуациях планируемого облучения в качестве одного из параметров для оптимизации защиты и безопасности применительно к данному источнику и служит в качестве граничного значения для определения диапазона вариантов в процессе оптимизации. [П1.1].

Примечания
1. В случае профессионального облучения граничная индивидуальная доза, получаемая работниками, устанавливается и применяется зарегистрированными лицами и лицензиатами для определения диапазона вариантов в процессе оптимизации защиты и безопасности применительно к данному источнику.

2. В случае облучения населения граничная доза – это значение, связанное с данным источником, установленное или одобренное правительством или регулирующим органом, при этом учитываются значения дозы облучения от всех контролируемых источников.

3. Граничная доза по каждому конкретному источнику имеет своей целью, среди прочего, обеспечивать уверенность в том, что совокупность доз, получаемых при запланированной эксплуатации всех контролируемых источников, остается в рамках предела дозы.

4. В случае медицинского облучения граничная доза – это значение, связанное с данным источником, которое применяется в процессе оптимизации защиты лиц, обеспечивающих уход и комфортные условия для пациентов, подвергающихся радиологическим процедурам, и защиты добровольцев, подвергающихся облучению в рамках программы биомедицинских исследований.

5. Аналогом граничной дозы является квота.

62. **Доза ОБЭ-взвешенная** – см. **Доза в органе или ткани взвешенная по ОБЭ.**

63. **Доза поглощенная (D):** Энергия ионизирующего излучения, переданная веществу

$$D = \frac{d\bar{e}}{dm},$$

где:
$d\bar{e}$ – средняя энергия, переданная ионизирующим излучением веществу, находящемуся в элементарном объеме,
dm – масса вещества в этом объеме.
Энергия может быть усреднена по любому определенному объему, и в этом случае средняя доза будет равна полной энергии, переданной объему, деленной на массу этого объема.

Единица – Дж×кг$^{-1.}$
Специальное название единицы поглощенной дозы – грей (Гр). Использовавшаяся ранее внесистемная единица рад равна 0,01 Гр. [П1.7, П1.12, П1.38].

64. **Доза предотвращаемая:** Прогнозируемая доза вследствие радиационной аварии, которая может быть предотвращена защитными мероприятиями. [П1.7].

65. **Доза фотонного излучения экспозиционная (X)**: Отношение суммарного заряда dQ всех ионов одного знака, созданных в воздухе при условии, когда все электроны и позитроны, освобожденные фотонами в элементарном объеме воздуха с массой dm, полностью остановились в воздухе, к массе воздуха в этом объеме

$$X = \frac{dQ}{dm}$$

Единица – Кл·кг$^{-1}$. [П1.12, П1.38].

66. **Доза эквивалентная в органе или ткани индивидуальная:** 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. [Вводится впервые].

67. **Доза эквивалентная** – см. **Доза в органе или ткани эквивалентная**

68. **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 собой сумму произведений эквивалентной дозы в органах и тканях на соответствующие взвешивающие коэффициенты:

$$E = \sum_T W_T \times H_T$$

где H_T – эквивалентная доза в органе или ткани T;
W_T – взвешивающий коэффициент для органа или ткани T.
Единица эффективной дозы – Дж/кг.
Специальная единица эффективной дозы – зиверт (Зв). [П1.7].

69. **Доза эффективная годовая:** Сумма эффективной дозы внешнего облучения, полученной за календарный год, и ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год. Специальная единица годовой эффективной дозы – зиверт (Зв). [П1.7].

70. **Доза эффективная индивидуальная:** Эффективная доза, которая была бы получена стандартным работником, если бы он находился в тех же производственных условиях и выполнял те же работы с источником ионизирующего излучения, что и данный индивид. Значение индивидуальной дозы приписывается индивиду по результатам дозиметрического контроля. [Вводится впервые].

71. **Доза эффективная коллективная:** Мера коллективного риска возникновения стохастических эффектов облучения; она равна сумме индивидуальных эффективных доз.
Специальная единица эффективной коллективной дозы – человеко-зиверт (чел.-Зв). [П1.7].

72. **Доза эффективная, ожидаемая при внутреннем облучении (ОЭД, E(τ)):** Величина, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения всего тела человека и отдельных его органов и тканей с учетом их радиочувствительности. Она представляет собой сумму произведений ожидаемой эквивалентной дозы в органах и тканях на соответствующие взвешивающие коэффициенты:
$$E(\tau) = \sum_T W_T \times H_T(\tau)$$
Единица ожидаемой эффективной дозы – Дж/кг.
Специальная единица ожидаемой эффективной дозы – зиверт (Зв). [П1.7].

73. **Дозиметр индивидуальный оперативный**: Прямопоказывающее средство измерения, применяемое в индивидуальном дозиметрическом контроле для оперативного контроля операционных величин, используемых для оценки нормируемой величины – эффективной дозы, либо эквивалентной дозы облучения органа или ткани. [Вводится впервые].

74. **Дозиметр индивидуальный учетный (дозиметр накопительный):** Пассивное средство измерения, осуществляющее при проведении ИДК накопление в течение периода контроля результатов измерения операционной величины, для ее последующей регистрации в качестве дозы облучения для целей официального заключения о полученных значениях нормируемой величины – эффективной дозы либо эквивалентной дозы облучения органа или ткани. [Вводится впервые].

75. **Дозиметр индивидуальный**: Измеритель дозы или дозиметр, носимый на туловище или на конечности тела человека, предназначенный для измерения индивидуального эквивалента дозы

Hp(10), Hp(3), Hp(0,07), получаемой человеком. [П1.12, П1.38].

76. **Дозиметр**: Прибор, объединяющий функции измерителя дозы и мощности дозы. [П1.12 RMG78].

77. **Дозиметр аварийный:** Прибор, объединяющий функции измерителя дозы и мощности дозы, обусловленной радиационной аварией. [Вводится впервые].

78. **Загрязнение радиоактивное:** Присутствие радиоактивных веществ на поверхности, внутри материала, в воздухе, в теле человека или в другом месте, в количестве, превышающем уровни, установленные НРБ-99/2009. [П1.7].

79. **Загрязнение радиоактивное поверхности неснимаемое (фиксированное):** Радиоактивные вещества, которые не переносятся при контакте на другие предметы и не удаляются при дезактивации. [П1.7].

80. **Загрязнение радиоактивное поверхности снимаемое (нефиксированное):** Радиоактивные вещества, которые переносятся при контакте на другие предметы и удаляются при дезактивации. [П1.7].

81. **Заключение санитарно-эпидемиологическое:** Документ, удостоверяющий соответствие (несоответствие) санитарным правилам факторов среды обитания, хозяйственной и иной деятельности, продукции, работ и услуг, а также проектов нормативных актов, эксплуатационной документации. [П1.18].

82. **Захват электронный:** Ядерное превращение, при котором ядро захватывает орбитальный электрон, при этом происходит изменение атомного числа ядер на минус единицу, а массовое число не изменяется. [П1.2].

83. **Захоронение отходов радиоактивных:** Безопасное размещение радиоактивных отходов без намерения последующего их извлечения. [П1.7].

84. **Защита биологическая:** Защита, основное назначение которой – ослабить ионизирующее излучение до допустимого уровня. [П1.2].

85. **Защита и безопасность:** Защита людей от облучения в результате воздействия ионизирующего излучения или радиоактивных веществ и безопасность источников ионизирующего излучения, включая

средства обеспечения такой защиты и безопасности, а также средства предотвращения аварий и смягчения последствий аварий в случае, если они происходят. [П1.1].

Примечания

1. Для целей норм по безопасности «защита и безопасность» включают защиту людей от ионизирующего излучения и радиационную безопасность; это понятие не включает аспекты безопасности, не связанные с излучениями.
2. Защита и безопасность охватывают как радиационные риски при обычных обстоятельствах, так и радиационные риски, являющиеся следствием инцидентов, а также другие возможные непосредственные последствия утраты контроля над активной зоной ядерного реактора, ядерной цепной реакцией или любым другим источником ионизирующего излучения.
3. Меры по обеспечению безопасности включают меры по предотвращению инцидентов и смягчению последствий инцидентов, если таковые имеют место.

86. **Защита физическая:** Методы и меры, используемые для предупреждения неразрешенного изъятия ядерного материала или для обнаружения такого изъятия, если оно совершено. [П1.2].

87. **Зона дыхания:** Пространство, ограниченное сферой радиуса 50 см от лица работающего человека. [Вводится впервые].

88. **Зона контролируемого доступа:** производственные помещения и участки территории радиационного объекта, в которых осуществляется обращение с техногенными ИИИ и радиоактивными веществами и на персонал группы А могут воздействовать радиационные факторы. [П1.19].

При проведении работ I класса в зоне контролируемого доступа помещения разделяются на три зоны:

1-я зона – необслуживаемые помещения, где размещаются технологическое оборудование и коммуникации, являющиеся основными источниками ионизирующего излучения и радиоактивного загрязнения. Пребывание персонала в необслуживаемых помещениях при работающем технологическом оборудовании не допускается;

2-я зона – помещения временного пребывания персонала, предназначенные для ремонта оборудования, других работ, связанных с вскрытием технологического оборудования, размещения узлов загрузки и выгрузки радиоактивных веществ, временного хранения сырья, готовой продукции и радиоактивных отходов;

3-я зона – помещения постоянного пребывания персонала.

Работы I класса должны проводиться в отдельном здании или изолированной части здания с отдельным входом только через санпропускник. [П1.18].

89. **Зона наблюдения:** Территория за пределами санитарно-защитной зоны радиационного объекта, на которой проводится радиационный контроль. [П1.6, П1.7].

90. **Зона планирования защитных мероприятий:** Зона возможного радиационного воздействия при запроектных авариях на радиационном объекте, в границах которой планируются мероприятия по защите населения. За пределами этой зоны для запроектных аварий не требуется проведение мероприятий по защите населения. [П1.19].

91. **Зона планирования мероприятий по обязательной эвакуации населения:** Территория прогнозируемого облучения при запроектных авариях, в границах которой в начальном периоде радиационной аварии может быть достигнут или превышен верхний уровень дозового критерия по обязательной эвакуации критической группы населения, установленный действующими нормами радиационной безопасности. [П1.20].

92. **Зона рабочая:** Выделенная в процессе планирования ДКРМ часть производственной площади радиационного объекта, характеризуемая однородными условиями облучения, формируемыми технологией производственного процесса. [Вводится впервые].

93. **Зона радиационной аварии:** Территория, на которой установлен факт радиационной аварии. [П1.7].

94. **Зона санитарно-защитная:** Территория вокруг радиационного объекта, за пределами которой уровень облучения населения за счет нормальной эксплуатации радиационного объекта не превышает установленную для него квоту. В санитарно-защитной зоне запрещается постоянное и временное проживание людей, вводится режим ограничения хозяйственной деятельности и проводится радиационный контроль. [П1.6, П1.7].

95. **Зона свободного доступа:** территория промышленной площадки, здания и сооружения радиационного объекта, где не осуществляется обращение с техногенными ИИИ и радиоактивными веществами и находятся рабочие места персонала группы Б. [П1.39].

96. **Излучение альфа-**: Корпускулярное излучение, состоящее из альфа-частиц, испускаемых в процессе ядерных превращений. [П1.12].

97. **Излучение бета-**: Корпускулярное излучение, состоящее из отрицательно заряженных электронов или позитронов, возникающее при радиоактивном распаде ядер. [П1.12].

98. **Излучение гамма-**: Фотонное излучение, возникающее в процессе

ядерных превращений или при аннигиляции частиц. [П1.38].

99. **Излучение импульсное**: Излучение, длительность которого много меньше времени наблюдения. [П1.12].

100. **Излучение ионизирующее**: Излучение, взаимодействие которого со средой приводит к образованию ионов разных знаков. [П1.6, П1.38].

101. **Излучение ионизирующее изотропное**: Излучение, все направления распространения которого равноценны. [П1.12].

102. **Излучение ионизирующее моноэнергетическое**: Излучение, состоящее из фотонов одинаковой энергии или частиц одного вида, имеющих одинаковую кинетическую энергию. [П1.12].

103. **Излучение ионизирующее направленное**: Излучение с выделенным направлением распространения. [П1.12].

104. **Излучение ионизирующее немоноэнергетическое**: Излучение, состоящее из фотонов различной энергии или частиц одного вида, имеющих различную кинетическую энергию. [П1.12].

105. **Излучение ионизирующее смешанное**: Излучение, состоящее из частиц различного вида или из частиц и фотонов. [П1.12].

106. **Излучение косвенно ионизирующее**: Излучение, состоящее из незаряженных частиц, взаимодействие которых со средой приводит к возникновению заряженных частиц, способных непосредственно вызвать ионизацию. [П1.2, П1.12].
Примечание. К косвенно ионизирующим частицам и квантам относятся нейтроны и фотоны.

107. **Излучение непосредственно ионизирующее**: Излучение, состоящее из заряженных частиц, кинетическая энергия которых достаточна для ионизации при столкновении с атомами вещества. [П1.2, П1.12].
Примечание. К непосредственно ионизирующим частицам относятся заряженные частицы.

108. **Излучение непрерывное**: Излучение, длительность которого больше времени наблюдения. [П1.12].

109. **Излучение рентгеновское**: Фотонное излучение, состоящее из тормозного и характеристического излучений. [П1.12].

110. **Излучение сильнопроникающее:** как правило, к сильнопроникающему излучению относятся фотоны с энергией более

12 кэВ, электроны с энергией более 2 МэВ и нейтроны. [П1.1].

111. **Излучение слабопроникающее:** как правило, к слабопроникающему излучению относятся фотоны с энергией менее 12 кэВ, электроны с энергией менее 2 МэВ и тяжелые заряженные частицы, такие как протоны и альфа-частицы. [П1.1].

112. **Излучение тормозное**: Фотонное излучение с непрерывным энергетическим спектром, возникающее при уменьшении кинетической энергии заряженных частиц. [П1.12].

113. **Излучение фотонное**: Электромагнитное косвенно ионизирующее излучение. [П1.12].

114. **Излучение характеристическое**: Фотонное излучение с дискретным энергетическим спектром, возникающее при изменении энергетического состояния электронов атома. [П1.12].

115. **Измерения радиационные (измерения ионизирующих излучений):** Измерения величин и параметров, характеризующих источники ионизирующего излучения и поля ионизирующего излучения, а также облучение объектов (включая биологические). [П1.8].

116. **Измеритель дозы**: Прибор, предназначенный для измерения дозы: экспозиционной, поглощенной в воздухе, воде, ткани; эквивалентной, индивидуального, амбиентного и направленного эквивалента дозы, кермы в воздухе. [П1.12].

117. **Измеритель мощности дозы**: Прибор, предназначенный для измерения мощности дозы. [П1.12].

118. **Изомерный переход:** Переход ядра из изомерного состояния (метастабильного) в более низкое энергетическое состояние, обычно основное, ядра, сопровождаемое гамма-излучением, при этом атомное и массовое число ядер не изменяются. [П1.2].

119. **Индикатор ионизирующего излучения**: Устройство, не являющееся средством измерения, отображающее изменение какого-либо радиационного параметра контролируемого технического процесса или объекта посредством светового или звукового сигнала или аналоговой индикации в форме, удобной для непосредственного восприятия человеком. [П1.12].

120. **Источник альфа-излучения радиометрический эталонный**:

Закрытый радиометрический источник унифицированной конструкции на металлической подложке со стойким герметизирующим покрытием, являющийся мерой альфа-излучения, а в отдельных случаях мерой активности радионуклидов, предназначенный для поверки средств измерений. [П1.12].

121. **Источник бета-излучения радиометрический эталонный**: Закрытый радиометрический источник унифицированной конструкции на металлической подложке со стойким герметизирующим покрытием, являющийся мерой бета-излучения, а в отдельных случаях, мерой активности радионуклидов, предназначенный для поверки средств измерений. [П1.12].

122. **Источник бета-излучения радионуклидный дозиметрический**: Закрытый радионуклидный источник, предназначенный для использования в качестве меры мощности поглощенной дозы бета-излучения в установленной геометрии. [П1.12].

123. **Источник гамма-излучения спектрометрический эталонный**: Закрытый радионуклидный точечный источник унифицированной конструкции, предназначенный для использования в качестве меры активности радионуклидов, а с использованием табличных данных схем распада нуклида – в качестве меры потока фотонов определенной энергии. [П1.12].

124. **Источник излучения природный:** Источник ионизирующего излучения природного происхождения, на который распространяется действие НРБ-99/2009. [П1.7].

125. **Источник излучения техногенный:** Источник ионизирующего излучения, специально созданный для его полезного применения или являющийся побочным продуктом этой деятельности. [П1.7].

126. **Источник ионизирующего излучения (ИИИ)**: Радиоактивное вещество или устройство, испускающее или способное испускать ионизирующее излучение, на которое распространяется действие НРБ-99/2009. [П1.7].

127. **Источник нейтронов радионуклидный (α-n)**: Радионуклидный источник нейтронов, в котором нейтроны образуются в результате ядерных реакций взаимодействия альфа-излучения радиоактивного препарата с нерадиоактивным материалом мишени. [П1.12].

128. **Источник нейтронов радионуклидный спонтанного деления**: Радионуклидный источник нейтронов, в котором нейтроны

образуются в результате актов спонтанного деления ядер радиоактивного препарата. [П1.12].

129. **Источник нейтронов радионуклидный фотонейтронный**: Радионуклидный источник нейтронов, в котором нейтроны образуются в результате ядерных реакций взаимодействия гамма-излучения радиоактивного препарата с нерадиоактивным материалом мишени. [П1.12].

130. **Источник объемный (проба, образец)**: Непереработанная проба промышленной или окружающей среды или источник, имитирующий пробу среды. [П1.12].

131. **Источник опасный:** Источник ионизирующего излучения, который, если он не находится под должным контролем, может приводить к облучению людей, достаточному для возникновения тяжелых детерминированных эффектов. [П1.21].

132. **Источник радиационный:** Не относящиеся к ядерным установкам комплексы, установки, аппараты, оборудование и изделия, в которых содержатся радиоактивные вещества или генерируется ионизирующее излучение. [П1.3].

133. **Источник радионуклидный закрытый**: Радионуклидный источник ионизирующего излучения, устройство которого исключает поступление содержащихся в нем радионуклидов в окружающую среду в условиях применения и износа, на которые он рассчитан. [П1.7].

134. **Источник радионуклидный открытый**: Радионуклидный источник ионизирующего излучения, при использовании которого возможно поступление содержащихся в нем радионуклидов в окружающую среду. [П1.7].

135. **Источник радионуклидный радиометрический**: Радионуклидный источник ионизирующего излучения, предназначенный для использования в качестве меры активности, потока или плотности потока частиц или фотонов. [П1.12].

136. **Источник радионуклидный точечный**: Радионуклидный источник ионизирующего излучения, линейными размерами активной части которого можно пренебрегать по сравнению с расстоянием до устройства, с помощью которого проводят измерения. [П1.12].

137. **Источник радионуклидный эталонный**: Радионуклидный источник ионизирующего излучения унифицированной конструкции,

являющийся мерой одной или нескольких физических величин, предназначенный для передачи размера единиц однотипным источникам или для градуировки и поверки приборов. [П1.12].

138. **Источник радионуклидный**: Радиоактивное вещество в определенном конструктивном оформлении – на подложке, в капсуле, ампуле, кювете. [П1.12].

139. **Источник специального назначения радионуклидный эталонный**: Закрытый радионуклидный источник ионизирующего излучения узкого целевого назначения, отличающийся от унифицированных источников, предназначенный для градуировки средств измерений при испытаниях. [П1.12].

140. **Источник фотонного излучения радионуклидный дозиметрический**: Закрытый радионуклидный источник, предназначенный для использования в качестве меры мощности кермы в воздухе (мощности экспозиционной дозы) рентгеновского и/или гамма-излучения в установленной геометрии измерения. [П1.12].

141. **Категория радиационного объекта:** Характеристика объекта по степени его потенциальной радиационной опасности для населения и персонала в условиях возможной максимальной для данного объекта радиационной аварии.

Потенциальная опасность радиационного объекта определяется его возможным радиационным воздействием на население и персонал при радиационной аварии.

Потенциально более опасными являются радиационные объекты, в результате деятельности которых при аварии возможно облучение не только работников объекта, но и населения. Наименее опасными радиационными объектами являются те, где исключена возможность облучения лиц, не относящихся к персоналу.

По потенциальной радиационной опасности устанавливается четыре категории объектов:

К I категории относятся радиационные объекты, при аварии на которых возможно их радиационное воздействие на население и могут потребоваться меры по его защите.

Во II категории объектов радиационное воздействие при аварии ограничивается территорией санитарно-защитной зоны.

К III категории относятся объекты, радиационное воздействие при аварии которых ограничивается территорией объекта.

К IV категории относятся объекты, радиационное воздействие от которых при аварии ограничивается помещениями, где проводятся работы с источниками излучения. [П1.18].

142. **Категория радионуклидного источника:** Характеристика радионуклидного источника по потенциальной радиационной опасности для человека, определяющая все организационные и технические меры по обеспечению безопасности радионуклидного источника, планируемые и реализуемые при эксплуатации радионуклидного источника. [П1.3, П1.21, П1.22].

Примечание. Границы опасности радионуклидного источника:

Категория 1 A/D > 1000 Чрезвычайно опасно для человека;

Категория 2 10 < A/D < 1000 Очень опасно для человека;

Категория 3 1<A/D< 10 Опасно для человека;

Категория 4 0,01 < A/D < 1 Опасность для человека маловероятна;

Категория 5 A/D < 0,01 Опасность для человека очень маловероятна.

Здесь A – активность радионуклида в источнике;

D – опасное количество радионуклида

143. **Квота:** Часть предела дозы, установленная для ограничения облучения населения от конкретного техногенного источника ионизирующего излучения и пути облучения (внешнее, поступление с водой, пищей и воздухом). [П1.18].

См. синоним **Доза граничная**.

144. **Керма (К)**: Отношение суммы первоначальных кинетических энергий всех заряженных ионизирующих частиц dE_{tr} возникающих под действием косвенно ионизирующего излучения в элементарном объеме специального вещества, к массе dm этого вещества

$$K = \frac{dE_{tr}}{dm}$$

Единица – Дж·кг$^{-1}$.

Специальное название единицы кермы – грей (Гр).

[П1.12].

Примечания

В качестве специального вещества применяют:

воздух – для фотонного излучения;

биологическую ткань – для косвенно ионизирующего излучения, используемого в медицине и биологии;

любой подходящий материал – при изучении радиационных эффектов.

2. Для ионизирующего излучения, состоящего из незаряженных частиц, распределенных по энергиям,

$$K = \int \Phi_E \left(\frac{\mu_{tr}}{\rho} \right) dE ,$$

где Φ_E – распределение флюенса незаряженных частиц по энергиям в диапазоне от E до $E+dE$;

$\frac{\mu_{tr}}{\rho}$ – массовый коэффициент передачи энергии в материале для незаряженных частиц с энергией E.

145. **Керма воздушная:** Значение кермы для воздуха. [П1.1, П1.11].
Примечание. Хорошее приблизительное числовое совпадение между воздушной кермой в греях и поглощенной дозой в воздухе в греях существует в условиях равновесия заряженных частиц.

146. **Керма удельная:** Керма на единицу флюенса частиц. [П1.11, П1.23]
Примечание. Удельная керма равна произведению $E(\mu_{tr}/\rho)$, где E – энергия косвенно ионизирующего излучения, исключая энергию покоя, и μ_{tr}/ρ – массовый коэффициент передачи энергии.

147. **Керма-эквивалент источника ионизирующего излучения:** Мощность воздушной кермы фотонного излучения с энергией фотонов больше заданного порогового значения δ точечного изотропно-излучающего источника, находящегося в вакууме, на расстоянии *l* от источника, умноженная на квадрат расстояния:

$K_\delta = \dot{K}_\delta \cdot l^2$ [П1.24].

148. **Класс работ:** Характеристика работ с открытыми источниками ионизирующего излучения по степени потенциальной опасности для персонала, определяющая требования по радиационной безопасности в зависимости от радиотоксичности и активности нуклидов. [П1.18].

149. **Количество радионуклида опасное (D-величина радионуклида):** Такое количество радиоактивного вещества (в единицах активности для отдельного радионуклида), которое могло бы привести к тяжелым детерминированным эффектам для набора наиболее типичных сценариев и путей облучения в случае потери контроля над радиоактивным веществом. [П1.39].

150. **Контролируемый радиационный параметр:** Физическая величина, измеряемая при радиационном контроле и характеризующая источник или поле ионизирующего излучения радиоактивного образца или взаимодействие ионизирующего излучения с веществом. [Вводится впервые].

151. **Контроль дозиметрический:** Получение информации о дозе облучения людей с целью оценки соблюдения основных дозовых пределов. [Вводится впервые].

152. **Контроль дозиметрический индивидуальный:** Контроль облучения персонала, заключающийся в определении индивидуальной дозы облучения работника на основании
    - результатов индивидуальных измерений характеристик облучения работника, и/или
    - результатов оценки индивидуального поступления радионуклидов в организм каждого работника, и/или

- на основании результатов дозиметрического контроля рабочего места (ДКРМ) с учетом времени пребывания работника на рабочем месте (рабочих местах).

[Вводится впервые]

153. **Контроль дозиметрический рабочих мест (ДКРМ):** Систематическое измерение характеристик радиационной обстановки в рабочем помещении (на рабочих местах). Используется для дозиметрического конроля облучения персонала с учетом времени пребывания работника на рабочем месте (рабочих местах). [Вводится впервые].

154. **Контроль дозиметрический текущий** – индивидуальный дозиметрический контроль для целей официального заключения о полученных значениях нормируемой величины – эффективной дозы либо эквивалентной дозы облучения органа или ткани. [П1.25].

155. **Контроль дозиметрический оперативный:** Индивидуальный дозиметрический контроль для оперативного контроля операционных величин, используемых для оценки нормируемой величины – эффективной дозы либо эквивалентной дозы облучения органа или ткани. [П1.25].

156. **Контроль дозиметрический рутинный:** Вид дозиметрического контроля, который осуществляется при постоянной работе персонала с ИИИ и имеет своей целью демонстрацию того, что условия эксплуатации ИИИ стабильно нормальные и уровни индивидуальной ожидаемой дозы внутреннего облучения не превышают значений установленных показателей (контрольных значений). [П1.25].

157. **Контроль дозиметрический специальный:** Вид дозиметрического контроля персонала, который осуществляется для количественной оценки значимого облучения, последовавшего в результате предполагаемого или действительного события, выходящего за рамки нормального. [П1.25].

158. **Контроль дозиметрический операционный:** Вид дозиметрического контроля персонала, который проводят для получения информации относительно отдельной производственной операции, совершаемой в ограниченный отрезок времени, или после проведения модификации оборудования или производственного процесса. [П1.25].

159. **Контроль дозиметрический подтверждающий:** Вид дозиметрического контроля персонала, который проводят, используя ИДК, для определения дозы облучения представительной группы персонала с целью подтверждения уровня облучения работников на

рабочих местах, не требующих обязательного введения ИДК. [П1.25].

160. **Контроль радиационный (РК):** Радиационные измерения, выполняемые для контролируемого объекта[2] с целью определения степени соблюдения требований установленных норм (включая непревышение установленных уровней) или с целью наблюдения за состоянием объекта. [П1.8]
Примечание. Включает в себя дозиметрический и радиометрический контроль.

161. **Контроль радиометрический:** Прямое или расчетное определение содержания радионуклидов в воздухе, в воде, в пищевых продуктах, строительных материалах, в теле, отдельных тканях человека, на поверхности кожных покровов, одежды, обуви, на других поверхностях и в средах, измерение флюенса и мощности флюенса ионизирующего излучения, а также расчетное определение поступления радионуклидов в организм человека. [Вводится впервые].

162. **Контроль регулирующий:** Любая форма контроля или регулирования, применяемого регулирующим органом в отношении установок или видов деятельности по причинам, связанным с обеспечением радиационной защиты или безопасности или сохранности источников ионизирующего излучения. [П1.22].

163. **Контроль с отбором проб:** Способ получения информации о контролируемом параметре, при котором в установленном порядке происходит предварительный отбор и (или) подготовка пробы (отбор жидкости в кювету, прокачивание воздуха через фильтр, выпаривание, концентрирование, радиохимическое выделение нуклида и т.п.). [Вводится впервые].

164. **Концепция глубокоэшелонированной защиты:** Концепция обеспечения безопасности ИИИ, основанная на применении системы физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду, а также системы организационных и технических мер по обеспечению их целостности и эффективности. [П1.3].

165. **Коэффициент дезактивации:** Коэффициент дезактивации поверхности – отношение начального значения радиоактивного загрязнения поверхности к его конечному значению, достигнутому в результате процесса дезактивации.
[П1.16, П1.26].

---

[2] Объекты окружающей среды, сырье, материалы, изделия, продукты, отходы производства, процессы, условия проживания и производственной деятельности и пр.

166. **Коэффициент качества излучения средний ($\overline{Q}$):** Функция полной линейной передачи энергии излучения в воде, L, в точке в биологической ткани, которая определена МКРЗ как

$$\overline{Q} = \frac{1}{D}\int_{L=0}^{\infty} Q(L) D_L dL ,$$

где D – поглощенная доза в данной точке, D_L – распределение D по полной линейной передаче энергии L в рассматриваемой точке, Q(L) – коэффициент качества как функция L.

Коэффициент качества излучения является

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

где *L* выражена в кэВ/мкм.
Интегрирование проводится по D_L, обусловленной всеми заряженными частицами, исключая их вторичные электроны. [П1.27].

167. **Коэффициенты взвешивающие для отдельных видов излучения при расчете эквивалентной дозы (W_R):** Используемые в радиационной защите множители поглощенной дозы, учитывающие относительную эффективность различных видов излучения в индуцировании биологических эффектов. [П1.7]
Примечание. Все значения относятся к излучению, падающему на тело, а в случае внутреннего облучения – испускаемому при ядерном превращении.

168. **Коэффициенты взвешивающие для тканей и органов при расчете эффективной дозы (W_T):** Множители эквивалентной дозы в органах и тканях, используемые в радиационной защите для учета различной чувствительности разных органов и тканей в возникновении стохастических эффектов радиации. [П1.7]
Примечание. При расчетах учитывать, что «Остальное» включает надпочечники, головной мозг, экстраторокальный отдел органов дыхания, тонкий кишечник, почки, мышечную ткань, поджелудочную железу, селезенку, вилочковую железу и матку. В тех исключительных случаях, когда один из перечисленных органов или тканей получает эквивалентную дозу, превышающую самую большую дозу, полученную любым из двенадцати органов или тканей, для которых определены взвешивающие коэффициенты, следует приписать этому органу или ткани взвешивающий коэффициент, равный 0,025, а оставшимся органам или тканям из рубрики «Остальное» приписать суммарный коэффициент, равный 0,025.

169. **Культура безопасности:** Применительно к организациям и физическим лицам означает совокупность характеристик и отношений, которые устанавливают, что вопросам защиты и безопасности уделяется внимание, соответствующее их значимости. [П1.3].

170. **Лаборатория радиационного контроля (ЛРК):** Обобщенное наименование измерительных и испытательных лабораторий (центров, служб, постов) или их подразделений, выполняющих радиационные измерения. [П1.8].

171. **Лицензия:** Юридический документ, выдаваемый **регулирующим органом,** который дает **официальное разрешение** на выполнение конкретных видов работ, связанных с **установкой или деятельностью**. [П1.1]

Примечания
1. **Лицензия** – это результат процесса выдачи официального разрешения, а практическая деятельность при наличии действующей лицензии – это разрешенная практическая деятельность.
2. **Официальное разрешение** может иметь другие формы, такие как **регистрация.**
3. Лицензиат – это лицо или организация, несущие общую ответственность за **установку** или **деятельность.**

172. **Лицо из состава населения:** Для целей защиты и безопасности в широком смысле – любое лицо, входящее в состав населения, за исключением лиц, подвергающихся профессиональному или медицинскому облучению. Для целей проверки соблюдения годового предела дозы в отношении облучения населения таким лицом является репрезентативное лицо. [П1.1].

173. **Материал тканеэквивалентный** – см. **Вещество тканеэквивалентное**.

174. **Материалы ядерные:** Материалы, содержащие или способные воспроизвести делящиеся (расщепляющиеся) ядерные вещества. [П1.13].

175. **Мера защитная:** Мера, принимаемая в целях устранения или снижения доз, которые в противном случае могут быть получены в ситуациях аварийного облучения или ситуациях существующего облучения. [П1.1].

176. **Место рабочее индивидуальное (для данного работника):** Перечень рабочих помещений (рабочих зон) с указанием (доли) времени пребывания в них данного работника, определяемого исходя из его производственных обязанностей в течение календарного года. [П1.25].

177. **Место рабочее:** Место постоянного или временного пребывания персонала для выполнения производственных функций в условиях воздействия ионизирующего излучения. [П1.7].

178. **Метод 2π-счета в большом пропорциональном счетчике**: Метод измерения внешнего излучения (потока частиц) альфа- или бета-источников с помощью пропорционального газоразрядного 2π-счетчика с большой чувствительной поверхностью, при котором источник устанавливают вместо окна счетчика. [П1.38].

179. **Метод 4π(2π) α-γ совпадений**: Метод совпадений, используемый для измерений активности альфа-гамма-излучающих нуклидов в источниках, при котором для регистрации альфа-частиц применяется пропорциональный газоразрядный или сцинтилляционный 4π-счетчик (или 2π-счетчик). [П1.38].

180. **Метод 4πα-счета**: Метод измерения активности альфа-излучающих нуклидов в источнике, при котором источник альфа-излучения на тонкой электропроводящей пленке-подложке помещают внутрь чувствительного объема пропорционального газоразрядного 4π-счетчика. [П1.38].

181. **Метод 4πβ-γ совпадений**: Метод совпадений, используемый для измерений активности бета-гамма-излучающих нуклидов в источниках, при котором для регистрации бета-частиц применяют пропорциональный газоразрядный или сцинтилляционный 4π-счетчик. [П1.38].

182. **Метод 4πβ-счета**: Метод измерения активности бета-излучающих нуклидов в источнике, при котором источник бета-излучения на тонкой электропроводящей пленке-подложке помещают внутрь чувствительного объема пропорционального газоразрядного 4π-счетчика. [П1.38].

183. **Метод 4πγ-счета**: Метод измерения активности гамма-излучающих радионуклидов в источниках, заключающийся в помещении источника в колодец сцинтилляционного детектора больших размеров для обеспечения высокой эффективности регистрации излучения. [П1.38].

184. **Метод α-счета в определенном телесном угле**: Метод измерения активности источников альфа-излучающих нуклидов, осуществляемый в вакууме с помощью альфа-счетчика, регистрирующего частицы, испускаемые источником внутри телесного угла, заданного диафрагмой и расстоянием от входного окна счетчика до источника. [П1.38].

185. **Метод активации**: Метод измерения плотности потока нейтронов, основанный на измерении активности радионуклида, образовавшегося в результате взаимодействия нейтронов с материалом детектора. [П1.38].

186. **Метод внутреннего газового наполнения**: Метод измерения активности или удельной активности газообразного радионуклидного образца путем его введения в рабочий газ газоразрядного пропорционального счетчика или системы счетчиков разной длины и последующего счета импульсов регистрации частиц. [П1.38].

187. **Метод градуированного γ-спектрометра**: Метод измерения активности радионуклидов в источнике ионизирующего излучения (образце, пробе) с помощью γ-спектрометра, градуированного в единицах активности радионуклидов. [П1.38].

188. **Метод градуированной ионизационной камеры**: Метод измерения активности радионуклидов в унифицированных образцах (ампулах) с помощью ионизационной камеры, отградуированной для этих нуклидов. [П1.38].

189. **Метод жидкого сцинтилляционного счетчика**: Метод измерения удельной активности растворов альфа- и бета-излучающих нуклидов, заключающийся во введении аликвоты раствора в жидкий сцинтиллятор и последующем измерении скорости счета импульсов сцинтилляционного счетчика с экстраполяцией результатов к эффективности счетчика, равной 1. [П1.38].

190. **Метод замедлителя**: Метод измерения потока нейтронов, основанный на регистрации тепловых нейтронов, образовавшихся в результате замедления быстрых нейтронов, испущенных из источника, помещенного в протяженный замедлитель. [П1.38].

191. **Метод индикаторно-экстраполяционный**: Метод измерения активности электронно-захватных или «чистых» бета-излучающих радионуклидов в растворах, заключающийся во введении в растворы радионуклида – метки в виде аликвоты эталонного раствора бета-гамма-излучающего нуклида и последующем применении метода 4πβ-γ совпадений с экстраполяцией результатов к эффективности бета-счетчика, равной 1. [П1.38].

192. **Метод интегрирования пространственного распределения плотности потока нейтронов**: Метод измерения потока нейтронов радионуклидных источников, основанный на измерении и последующем интегрировании пространственного распределения плотности потока нейтронов. [П1.38].

193. **Метод ионизационный**: Метод, основанный на измерении ионизационного эффекта, возникающего в веществе чувствительного объема ионизационного детектора под воздействием ионизирующего излучения. [П1.38].

194. **Метод калориметрический**: Метод измерения активности нуклида в образце, ампуле, основанный на измерении в калориметре тепловой энергии полного поглощения частиц и фотонов с использованием табличного значения средней энергии на распад для измеряемого радионуклида. [П1.38].

195. **Метод осколков деления**: Метод измерения плотности потока нейтронов, основанный на измерении числа осколков деления, образующихся под воздействием нейтронов в ионизационной камере с известным количеством делящегося материала. [П1.38].

196. **Метод протонов отдачи**: Метод измерения плотности потока нейтронов, основанный на измерении числа протонов, образовавшихся в результате упругого рассеяния нейтронов на ядрах материала водородосодержащего детектора. [П1.38].

197. **Метод регистрации сопутствующих частиц**: Метод измерения потока нейтронов, основанный на измерении числа заряженных частиц, образующихся в ядерных реакциях одновременно с нейтронами. [П1.38].

198. **Метод совпадений**: Метод измерения активности радионуклида в источнике ионизирующего излучения, применяемый для радионуклидов, испускающих при распаде одновременно два вида частиц или фотонов, и основанный на счете импульсов от двух детекторов в каждом канале раздельно и импульсов, совпадающих по времени. [П1.38].

199. **Метод спектрометрический**: Метод, основанный на измерении распределения измеряемой характеристики ионизирующего излучения, обычно энергии частиц или фотонов, по заданному параметру. [П1.38].

200. **Метод сцинтилляционный**: Метод измерений, основанный на регистрации световых вспышек – сцинтилляций, возникающих в сцинтилляционном детекторе под воздействием ионизирующего излучения. [П1.38].

201. **Метод счета ионизирующих частиц**: Метод, основанный на измерении числа отдельных актов взаимодействия ионизирующих частиц с веществом чувствительного объема детектора. [П1.38].

202. **Метод термолюминесцентный**: Метод измерения, основанный на измерении люминесценции при термостимулированном высвобождении энергии, возникающей в люминофоре под воздействием ионизирующего излучения. [П1.38].

203. **Метод фотографический**: Метод, основанный на измерении изменения оптической плотности светочувствительного материала под воздействием ионизирующего излучения. [П1.38].

204. **Метод фотолюминесцентный**: Метод, основанный на измерении люминесценции детектора при фотостимулированном освобождении энергии, возникающей в люминофоре под воздействием ионизирующего излучения. [П1.38].

205. **Метод химический**: Метод, основанный на измерении концентрации продуктов радиационно-химических реакций в химическом детекторе под воздействием ионизирующего облучения. [П1.38].

206. **Метод ядерных реакций**: Метод, основанный на измерении активности радионуклидов или числа и/или энергии ионизирующих частиц, образующихся в результате ядерной реакции между ионизирующим излучением и веществом чувствительного объема детектора. [П1.38]

207. **Методика (выполнения) измерений (МИ):** Установленная логическая последовательность операций и правил при измерении, выполнение которых обеспечивает получение результатов измерений с гарантированной точностью в соответствии с принятым методом измерений. [П1.12]
Примечание. Обычно методика измерений регламентируется каким-либо нормативно-техническим документом.

208. **Методика радиационного контроля**: Установленная совокупность операций и правил выполнения радиационных измерений и обработки их результатов для контролируемого объекта, необходимых для получения полной и адекватной измерительной информации о состоянии объекта в соответствии с требованиями нормативных документов. [П1.8].

209. **Монитор ионизирующего излучения**: Средство измерений, предназначенное для контроля изменения радиационных параметров окружающей среды и техногенных источников ионизирующего излучения. [П1.1238].

210. **Мониторинг (контроль)**: Измерение уровня дозы, мощности дозы или активности для оценки или контроля облучения в результате

воздействия излучений или радиоактивных веществ, а также интерпретация результатов измерений. [П1.1].

Примечания

1. Слово «измерение» применяется здесь в довольно широком смысле. Под «измерением» дозы часто подразумевается измерение значения эквивалента дозы, представляющего (т.е. заменяющего) значение дозы, непосредственное измерение которой невозможно. Кроме того, в качестве предварительной меры при измерении может применяться отбор проб.
2. Измерения могут включать измерение уровней излучения, объемной активности, загрязнения, активности или индивидуальной дозы. Результаты таких измерений могут использоваться для оценки радиационной опасности или реальной или прогнозируемой дозы облучения.
3. Мониторинг можно классифицировать двумя разными способами: в зависимости от того, где проводятся измерения – индивидуальный мониторинг (индивидуальный дозиметрический контроль), мониторинг рабочего места, мониторинг источника ионизирующего излучения и мониторинг окружающей среды, а также по цели мониторинга – текущий мониторинг (контроль), мониторинг (контроль), связанный с выполнением конкретного задания, и специальный мониторинг (контроль).

211. **Мониторинг индивидуальный дозиметрический:** Мониторинг с использованием измерений, осуществляемых индивидуальными приборами (устройствами), которые носят работники, или измерений количеств радиоактивного материала, находящегося у них в организме или на их теле, или измерений радиоактивного материала, выводимого из организма работников. [П1.1].

Примечание. Как правило, в отличие от мониторинга рабочего места.

212. **Мониторинг источника ионизирующего излучения:** Измерение активности выбросов радиоактивного материала в окружающую среду или мощностей внешней дозы от источников, имеющих отношение к установке или деятельности. [П1.1].

Примечание. Противопоставляется мониторингу окружающей среды.

213. **Мониторинг окружающей среды:** Измерение мощности дозы внешнего облучения от источников ионизирующего излучения в окружающей среде или концентраций радионуклидов в экологических средах. [П1.1].

Примечание. Противопоставляется мониторингу источника.

214. **Мониторинг рабочего места:** Мониторинг (контроль) с проведением измерений в конкретных условиях рабочего места. [П1.1].

Примечание. Как правило, противопоставляется индивидуальному мониторингу.

215. **Мощность амбиентного эквивалента дозы (H*(d))**: Отношение приращения амбиентного эквивалента дозы $dH^*(d)$ за интервал времени dt к этому интервалу

$$\dot{H}^*(d) = \frac{dH^*(d)}{dt}$$

Единица – Зв·с$^{-1}$. [П1.38].

216. **Мощность дозы:** Доза облучения за единицу времени (секунду, минуту, час). [П1.7].

217. **Мощность эквивалента дозы** ($\dot{H}$): Отношение приращения эквивалента дозы dH за интервал времени dt к этому интервалу

$$\dot{H} = \frac{dH}{dt}$$

Единица – $Зв \cdot с^{-1}$. [П1.38].

218. **Нагрузка рабочая генерирующего аппарата за год:** Значение заряда (количества электричества), протекающего через трубку генерирующего аппарата в течение года. [Вводится впервые].

219. **Население:** Все лица, включая персонал вне работы с источниками ионизирующего излучения. [П1.7].

220. **Нарушение нормальной эксплуатации ИИИ:** Нарушение в работе ИИИ, при котором произошло нарушение установленных эксплуатационных пределов и условий. Одновременно могут быть нарушены и другие установленные проектом пределы и условия, включая пределы безопасной эксплуатации. [П1.3].

221. **Наряд (дозиметрический наряд):** Задание на производство работы, оформленное на специальном бланке установленной формы и определяющее содержание, место работы, время ее начала и окончания, условия безопасного проведения, состав бригады и лиц, ответственных за безопасное выполнение работы. [П1.28].
По нарядам выполняются радиационно-опасные работы, требующие подготовки рабочего места и ограничения их продолжительности, при выполнении которых индивидуальные дозы облучения могут превысить 0,2 мЗв.
Небольшие по объему работы, не требующие подготовки рабочего места (снятие показаний с приборов, осмотр оборудования, производство переключений, выполнение измерений, отбор проб и т.д.), при выполнении которых индивидуальные дозы облучения не должны превысить 0,2 мЗв, выполняются по распоряжениям.

222. **Неопределенность измерений (контроля):** Характеристика точности измерений искомой величины с помощью данного СИ и МВИ, определяющая разброс возможных при данном измерении значений, которые могли бы быть обоснованно приписаны измеряемой величине; оценивается как интервал вокруг измеренного значения величины, внутри которого с заданной вероятностью

находится ее истинное значение (расширенная неопределенность). [П1.8].

Примечания

1. При РК для оценки результатов используется доверительная вероятность P=0,95 (коэффициент охвата K=2).

2. Неопределенность измерений может выражаться как абсолютная (в единицах измеряемой величины) и как относительная (по отношению к измеренному значению величины).

223. **Номер атомный эффективный:** Средневзвешенное атомных номеров компонентов материала. [П1.2].

Примечание. Взвешивание может быть проведено разным способом в зависимости от представляющего интерес взаимодействия, например для фотоэлектрического эффекта или тормозного излучения.

224. **Номер атомный:** Число протонов, содержащихся в атомном ядре. [П1.11].

Примечания

1. Z=A-N, где A – общее число нуклонов, а N – число нейтронов в этом атомном ядре.

2. Нуклид – общее название атомов с определенным количеством протонов и нейтронов. Нуклиды с одинаковым атомным номером Z называются изотопами.

3. Атомный номер в периодической таблице равен атомному номеру Z.

225. **Нормирование радиационное:** Установление санитарных правил, норм, гигиенических нормативов, правил радиационной безопасности, государственных стандартов, строительных норм и правил, правил охраны труда, распорядительных, инструктивных, методических и иных документов по радиационной безопасности. [Вводится впервые].

226. **Обеспечение качества:** Планируемые и систематические действия, необходимые для обеспечения работы медицинского рентгенорадиологического оборудования и выполнения процедур на уровне, удовлетворяющем установленным медико-техническим требованиям. [П1.18].

227. **Обеспечение качества:** Совокупность планируемых и систематически проводимых мероприятий, необходимых для создания уверенности в том, что изделие или услуга удовлетворяет определенным требованиям качества. [П1.2].

Примечания

1. Обеспечение качества не будет полным, если установленные требования к качеству не отражают полностью потребности потребителя.

2. Эффективность обеспечения качества обычно требует постоянной оценки факторов, влияющих на соответствие проекта или технических условий своему назначению, а также проверок производства, монтажа и проведения механического контроля. Создание доверия может требовать представление доказательств.

3. На предприятии обеспечение качества служит инструментом управления. При заключении контракта обеспечение качества создает атмосферу доверия к поставщику.

228. **Облучение аварийное:** Облучение в результате радиационной аварии. [П1.7].

229. **Облучение аварийное:** Одна из ситуаций облучения – когда облучение носит непредвиденный характер, например когда непредвиденное облучение происходит при плановой работе или в результате злонамеренных действий, требующих немедленного реагирования. [П1.29].

230. **Облучение внешнее:** Облучение органов и тканей человека в результате воздействия излучения, падающего на тело. [П1.11].

231. **Облучение внутреннее:** Облучение органов и тканей человека в результате поступления радионуклидов в организм человека. [П1.11].

232. **Облучение длительное** – см. **Облучение хроническое**.

233. **Облучение кратковременное** – см. **Облучение острое.**

234. **Облучение медицинское:** Облучение ионизирующим излучением, которому подвергаются [П1.7]:
а) пациенты при прохождении ими диагностических или терапевтических медицинских процедур;
б) лица (за исключением медицинского персонала), которые сознательно и добровольно помогают в уходе за пациентами в больнице или дома;
в) лица, проходящие медицинские обследования в связи с профессиональной деятельностью или в рамках медико-юридических процедур; и
г) лица, участвующие в медицинских профилактических обследованиях и медико-биологических исследованиях.

235. **Облучение населения:** Облучение лиц из населения в результате воздействия источников ионизирующего излучения в ситуациях запланированного облучения, ситуациях аварийного облучения и ситуациях существующего облучения, кроме любого профессионального облучения или медицинского облучения. [П1.1].

236. **Облучение острое (кратковременное):** Облучение, полученное в течение короткого периода времени. [П1.30].
Примечания
1. Обычно этот термин употребляется в случае облучения достаточно короткой продолжительности, при котором возникающие в результате дозы могут рассматриваться как мгновенные (например, полученные в течение менее одного часа).
2. Как правило, данный термин имеет значение, противоположное значению термина «хроническое облучение».

237. **Облучение планируемое:** Одна из ситуаций облучения – когда пуск и эксплуатация источников излучения были заранее спланированы. Ситуации облучения такого типа включают в себя используемую ранее категорию «практики».
Ситуации аварийного облучения, когда облучение носит непредвиденный характер, например когда непредвиденное облучение происходит при плановой работе или в результате злонамеренных действий, требующих немедленного реагирования.
Ситуации существующего облучения, когда облучение уже происходит ко времени принятия решения об установлении над ним контроля, например когда происходит облучение, обусловленное естественным фоном. [П1.29].

238. **Облучение планируемое повышенное:** Планируемое облучение персонала в дозе, превышающей установленные основные пределы доз, с целью предупреждения развития радиационной аварии или ограничения ее последствий. [П1.7].

239. **Облучение потенциальное:** Облучение, которого нельзя ожидать с абсолютной уверенностью, но которое может иметь место в результате аварии с источником ионизирующего излучения либо события или последовательности событий гипотетического характера, включая отказы оборудования и ошибки во время эксплуатации. [П1.7].

240. **Облучение природное:** Облучение, которое обусловлено природными источниками ионизирующего излучения. [П1.7].

241. **Облучение производственное:** Облучение работников от всех техногенных и природных источников ионизирующего излучения в процессе производственной деятельности. [П1.7].

242. **Облучение профессиональное:** Облучение персонала в процессе его работы с техногенными источниками ионизирующего излучения. [П1.7].

243. **Облучение существующее:** Одна из ситуаций облучения – когда облучение уже происходит ко времени принятия решения об установлении над ним контроля, например когда происходит облучение, обусловленное естественным фоном. [П1.29].

244. **Облучение тела локальное:** Облучение в результате воздействия ионизирующего излучения на локальный участок тела человека. [П1.11].

245. **Облучение тела общее:** Облучение в результате воздействия ионизирующего излучения на все тело человека. [П1.11].

246. **Облучение техногенное:** Облучение от техногенных источников ионизирующего излучения как в нормальных, так и в аварийных условиях, за исключением медицинского облучения пациентов. [П1.7].

247. **Облучение хроническое (внутреннее):** Облучение, обусловленное регулярным (ежесменным) поступлением радионуклидов в организм работника в результате постоянного загрязнения воздуха рабочих помещений, средний уровень которого определяют в процессе дозиметрического контроля рабочих мест. [П1.25].

248. **Облучение хроническое:** Облучение, полученное на протяжении длительного времени. [П1.30].
Примечания
1. Прилагательное «хроническое» характеризует только продолжительность облучения и никоим образом не отражает значения доз.
2. Облучение, которое является слишком длительным для того, чтобы оно могло быть охарактеризовано как острое облучение. Обычно этот термин употребляется в случае продолжающегося на протяжении многих лет облучения от долгоживущих радионуклидов в окружающей среде.
3. Термин имеет значение, противоположное значению термина «острое облучение».

249. **Облучение:** Воздействие на человека ионизирующего излучения. [П1.7].

250. **Облученные тепловыделяющие сборки ядерного реактора:** Облученные в ядерном реакторе и извлеченные из него тепловыделяющие сборки, содержащие отработавшее ядерное топливо. [П1.13].

251. **Обращение с источником ионизирующего излучения:** Все виды административной и эксплуатационной деятельности, связанной с изготовлением, поставкой, получением, хранением, использованием, передачей, импортом, экспортом, перевозкой, техническим обслуживанием или захоронением ИИИ. [П1.22].

252. **Обращение с отходами радиоактивными:** Все виды деятельности, связанные со сбором, транспортированием, переработкой, хранением и захоронением радиоактивных отходов. [П1.7].

253. **Обстановка радиационная:** Совокупность радиационных факторов в пространстве и во времени, способных воздействовать на функционирование (использование) объекта, вызвать облучение персонала. [П1.31].

254. **Объект использования атомной энергии (ОИАЭ):** Ядерная установка, радиационный источник, пункт хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранилище радиоактивных отходов. [П1.32].

255. **Объект радиационный**: Физический объект (сооружение, здание, огороженный комплекс зданий), где осуществляется обращение с техногенными источниками ионизирующего излучения. [П1.7].

256. **Оператор:** Любая организация или любое лицо, которые подают заявление на получение официального разрешения или получили официальное разрешение и/или несут ответственность за обеспечение ядерной безопасности, радиационной безопасности, безопасности радиоактивных отходов или безопасности перевозки при осуществлении деятельности или в отношении любых ядерных установок или источников ионизирующего излучения. В их число входят, в частности, частные лица, государственные (правительственные) органы, грузоотправители или перевозчики, лицензиаты, лечебные учреждения, лица, обслуживающие свое собственное предприятие, и т.д. [П1.30].

Примечания
1. Термин «оператор» иногда употребляется для обозначения лиц, относящихся к эксплуатационному персоналу. Если он применяется в таком смысле, во избежание возможной путаницы следует проявлять особую осторожность.
2. Под оператором подразумеваются лица, которые либо непосредственно осуществляют контроль над установкой или деятельностью во время использования источника (такие как рентгенологи или перевозчики), либо в случае источника, не находящегося под контролем (как, например, утерянного или незаконно изъятого источника или возвращающегося в атмосферу спутника), лица, которые несли ответственность за данный источник до того, как над ним был утрачен контроль.
3. Синоним термина «эксплуатирующая организация».

257. **Организация эксплуатирующая:** Организация, созданная в соответствии с законодательством Российской Федерации и признанная в порядке и на условиях, установленных Правительством Российской Федерации, соответствующим органом управления использованием атомной энергии пригодной эксплуатировать ядерную установку, радиационный источник или пункт хранения и осуществлять собственными силами или с привлечением других организаций деятельность по размещению, проектированию, сооружению, эксплуатации и выводу из эксплуатации ядерной установки, радиационного источника или пункта хранения, а также деятельность по обращению с ядерными материалами и радиоактивными веществами. Для осуществления указанных видов деятельности эксплуатирующая организация должна иметь разрешения (лицензии), выданные соответствующими органами

государственного регулирования безопасности, на право ведения работ в области использования атомной энергии. [П1.13].
Примечание. Синоним термина «эксплуатирующая организация».

258. **Освобождение от контроля:** Отмена регулирующим органом регулирующего контроля радиоактивного материала или радиоактивных предметов, используемых в практической деятельности, в отношении которой направлено уведомление, или в официально разрешенной практической деятельности. [П1.1]
Примечание. Отмена контроля в данном контексте относится к контролю, применяемому в целях радиационной защиты.

259. **Отходы радиоактивные (РАО):** Не подлежащие дальнейшему использованию материалы и вещества, а также оборудование, изделия (в том числе отработавшие источники ионизирующего излучения), содержание радионуклидов в которых превышает уровни, установленные в соответствии с критериями, установленными Правительством Российской Федерации. [П1.7, П1.13].
Дополнение. К радиоактивным отходам относятся не предназначенные для дальнейшего использования вещества в любом агрегатном состоянии, в которых сумма отношений удельных активностей радионуклидов к их МЗУА превышает 1. [П1.18].

260. **Паспорт радиационно-гигиенический организации:** Документ, характеризующий состояние радиационной безопасности в организации и содержащий рекомендации по его улучшению. [П1.18].

261. **Паспорт радиационно-гигиенический территории:** Документ, характеризующий состояние радиационной безопасности населения территории и содержащий рекомендации по его улучшению. [П1.18].

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

$$L = \frac{d\bar{\varepsilon}}{dl},$$

где $d\bar{\varepsilon}$ означает полную среднюю энергию, теряемую заряженной частицей во всех столкновениях с электронами.
Единица ЛПЭ – кэВ/мкм.
Если не определяется иное, через ЛПЭ (*L*) обозначают полную передачу энергии заряженной частицей в воде. [П1.38].

263. **Переселение:** Не имеющие экстренного характера вывоз или массовое перемещение людей с загрязненной территории (зоны) с

целью предотвращения хронического облучения. [П1.30]

Примечания

1. Переселение является одной из долгосрочных защитных мер. Оно может быть продолжением срочных защитных мер эвакуации.
2. Переселение считается переселением на постоянное жительство, если его продолжительность превышает один или два года и возвращение не предусматривается; в противном случае оно квалифицируется как временное переселение.

264. **Период биологического полувыведения ($T_б$):** Время, в течение которого количество материала в данной ткани, данном органе или данной части тела (или в любой другой конкретной биоте) уменьшается в два раза в результате биологических процессов. [П1.30].

265. **Период контроля:** Промежуток времени между последовательными измерениями характеристик радиационной обстановки в рабочем помещении (на рабочих местах) при проведении ДКРМ; либо между последовательными индивидуальными измерениями характеристик облучения каждого работника при проведении индивидуального дозиметрического контроля. [Вводится впервые].

266. **Период радиоактивного полураспада ($T_{1/2}$):** Время, в течение которого число ядер радионуклида в результате радиоактивного распада уменьшается в два раза. [П1.23].

Период радиоактивного полураспада связан с постоянной распада λ соотношением

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} = \frac{0{,}693}{\lambda}$$

267. **Период физического полураспада** – см. **Период радиоактивного полураспада.**

268. **Период эффективного полувыведения ($T_э$):** Время, в течение которого активность радионуклида в данном месте уменьшается в два раза в результате всех связанных процессов. [П1.30].

Примечание. Применительно к радионуклидам в теле человека вследствие объединенного действия радиоактивного распада и биологического выведения:

$$T_e = \frac{T_b \times T_{1/2}}{T_b + T_{1/2}},$$

где T_b — период полувыведения;

$T_{1/2}$ — период радиоактивного полураспада.

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

(группа Б). [П1.7].

270. **План аварийных мероприятий:** Описание целей, политики и концепции операций по реагированию на аварийную ситуацию, а также структуры, полномочий и обязанностей для систематического, координированного и эффективного реагирования. План аварийных мероприятий служит в качестве основы для разработки других планов, процедур и контрольных списков. [П1.1].

271. **Плотность потока частиц (фотонов) (φ)**: Отношение числа частиц (фотонов) *dN,* пересекающих заданную поверхность за интервал времени dt, к площади этой поверхности *dS* и временному интервалу:

$$\varphi = \frac{dN}{dS \cdot dt}$$

Единица – $м^{-2} \cdot с^{-1}$. [П1.11, П1.23, П1.38].

Примечания

1. Обычно слово «частица» заменяют названием определенной элементарной частицы, например скорость флюенса нейтронов.
2. Внесистемная единица плотности потока частиц – част./($см^2 \times с$).

272. **Плотность потока энергии** ($\dot{\psi}$): Отношение изменения флюенса энергии $d\psi$ за интервал времени dt к этому интервалу

$$\dot{\psi} = \frac{d\psi}{dt} = \frac{d^2E}{dtdS}$$

Единица – $Вт \cdot м^{-2}$. [П1.38].

273. **Повреждение радиационное:** Ухудшение физических или химических свойств материала в результате его облучения [П1.2].

274. **Погрешность контроля безусловно приемлемая:** Назначаемая компетентным органом неопределенность контроля, в пределах которой допустимо отличие измеренного (рассчитанного по измерениям) значения контролируемой величины от значения контрольного уровня для признания соответствия установленным требованиям.

275. **Поле ионизирующего излучения импульсное:** Поле ионизирующего излучения, не являющееся непрерывным (статическим). [П1.32].

276. **Поле ионизирующего излучения непрерывное (статическое):** Применительно к индивидуальной дозиметрии и к дозиметрии рабочих мест – поле ионизирующего излучения с мощностью дозы в рассматриваемой точке пространства с постоянным (неизменным) значением в течение более 10 с, если пренебречь процессами

включения и выключения. [П1.32].

277. **Поле ионизирующего излучения растянутое и выровненное:** Гипотетическое растянутое поле ионизирующего излучения, в котором произведено выравнивание излучения таким образом, чтобы оно было направлено против радиус-вектора Ω, установленного для сферы МКРЕ. В растянутом и выровненном поле излучения флюенс и его энергетическое распределение являются такими же, как и в растянутом поле, но флюенс является однонаправленным. В этом гипотетическом поле излучения шар МКРЕ облучается равномерно с одного направления, а флюенс этого поля равен интегралу углового дифференциального флюенса по всем направлениям в заданной точке реального поля излучения. В растянутом и выровненном поле излучения значение эквивалента дозы в любой точке шара МКРЕ не зависит от распределения излучения по направлениям его распространения в реальном поле излучения. [П1.29].

278. **Поле ионизирующего излучения растянутое:** Гипотетическое поле ионизирующего излучения, у которого угловое и энергетическое распределение во всех точках достаточно большого объема имеет одно и то же значение, равное значению реального поля в заданной точке. Растяжение поля излучения обеспечивает то, что вся сфера МКРЕ попадает в равномерное поле излучения с одним и тем же флюенсом, распределением энергий и распределением излучения по направлениям распространения, равным этим параметрам в данной точке реального поля излучения. [П1.11, П1.29].

279. **Поле ионизирующего излучения:** Распределение ионизирующего излучения в рассматриваемой среде. [П1.11].

280. **Порог измерения:** Фиксированное значение, L_C, измеряемой величины, количественно выражающей физический эффект, при превышении которого принимается решение, что измерение действительно отражает данный эффект. Порог измерения определяют таким образом, чтобы при превышении результата измерения значения L_C вероятность того, что истинное значение измеряемой величины равно нулю, была бы меньше или равна заданному значению α (обычно α задают равным 0,05). [Вводится впервые].

281. **Последствия аварии:** Возникшая в результате аварии радиационная обстановка. [П1.3].

282. **Последствия облучения генетические:** Вызванные ионизирующим

излучением изменения в организме, передаваемые по наследству. [П1.2].
Примечание. Все генетические последствия облучения являются стохастическими эффектами облучения.

283. **Последствия облучения соматические:** Вызванные ионизирующим излучением изменения в организме, появляющиеся при жизни облученного индивидуума. [П1.2].
Примечание. Соматические последствия облучения могут быть или стохастическими, или детерминированными эффектами облучения.

284. **Поступление:**

1. Процесс, попадания радионуклидов в организм ингаляционным или пероральным путем или через кожу.

2. Активность радионуклида, поглощенного телом за данный интервал времени или в результате данного события. [П1.1].

285. **Поступление однократное:** Поступление в течение достаточно короткого интервала времени, который можно считать мгновенным для целей оценки возникающей в результате ожидаемой дозы. [П1.30].
Примечание. Облучение, которое происходит в результате однократного (острого) поступления, не обязательно является острым облучением. В случае долгоживущих радионуклидов, которые удерживаются в теле человека, однократное поступление приводит к хроническому облучению.

286. **Поступление радионуклида (ингаляционное):** Активность радионуклида, проникшего в организм человека через органы дыхания вместе с воздухом. [П1.25].

287. **Поступление хроническое:** Поступление, которое происходит в течение продолжительного интервала времени таким образом, что оно не может рассматриваться в качестве разового мгновенного поступления для целей оценки возникающей в результате ожидаемой дозы. [П1.30].
Примечание. Хроническое поступление может, однако, рассматриваться в качестве серии однократных поступлений.

288. **Поток частиц [фотонов] (N)**: Отношение числа частиц [фотонов] dN, пересекающих заданную поверхность за интервал времени dt, к этому интервалу:

$$N = \frac{dN}{dt}$$

Единица – $с^{-1}$. [П1.38].

289. **Поток энергии ($\dot{E}$)**: Отношение изменения энергии излучения dE за интервал времени dt к этому интервалу:

$$\dot{E} = \frac{dE}{dt}$$

Единица потока энергии – Вт.
Специальная единица потока энергии МэВ/с. [П1.38].

290. **Предел безопасной эксплуатации:** Установленные проектом и другими нормативными документами значения параметров и характеристик технологического процесса, отклонение от которых может привести к радиационной аварии. [П1.31].

291. **Предел годового поступления (ПГП):** Уровень поступления данного радионуклида в организм в течение года, который при монофакторном воздействии приводит к облучению условного человека ожидаемой дозой, равной соответствующему пределу годовой дозы. [П1.7].
Примечание. Предел годового поступления выражается в единицах активности.

292. **Предел дозы (ПД):** Значение эффективной или эквивалентной дозы техногенного облучения населения и персонала за счет нормальной эксплуатации радиационного объекта, которое не должно превышаться. Соблюдение предела годовой дозы предотвращает возникновение детерминированных эффектов, а вероятность стохастических эффектов сохраняется при этом на приемлемом уровне. [П1.7].

293. **Предел нижний диапазона измерений радиационного параметра:** Устанавливаемое по результатам метрологического исследования минимальное значение радиационного параметра, которое может быть измерено с помощью данного средства измерений и регламентированной методики измерений (включая методику пробоотбора и подготовки счетного образца) в реальных условиях измерений с полной (суммарной) неопределенностью 60 % при доверительной вероятности P=0,95. [П1.40].

294. **Пределы безопасной эксплуатации ИИИ:** Установленные проектом и другими нормативными документами значения параметров и характеристик технологического процесса, отклонение от которых может привести к радиационной аварии. [П1.31].

295. **Пределы эксплуатационные ИИИ:** Значения параметров и характеристик состояния систем ИИИ, заданных проектом ИИИ (или технической документацией) для нормальной эксплуатации. [П1.3].

296. **Принцип ALARA (As Low As Reasonably Achievable):** Концепция ограничения дозы, базирующаяся на принципах минимизации

уровней облучения с учетом экономической и социальной целесообразности. [П1.11].

297. **Принцип нормирования:** Непревышение допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников ионизирующего излучения. [П1.6].

298. **Принцип обоснования:** Запрещение всех видов деятельности по использованию источников ионизирующего излучения, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риск возможного вреда, причиненного дополнительным к природному радиационному фону облучением. [П1.6].

299. **Принцип оптимизации:** Поддержание на возможно низком и достижимом уровне с учетом экономических и социальных факторов индивидуальной дозы облучения и числа облучаемых лиц при использовании любого источника ионизирующего излучения. [П1.6].

300. **Программа дозиметрического контроля:** Последовательность действий, позволяющая решить поставленные задачи контроля профессионального облучения. [Вводится впервые].

301. **Продукты дочерние распада радона:** Короткоживущие радиоактивные продукты распада радона-222. [П1.1]
Примечание. К их числу относится цепочка распадов до свинца-210, но за исключением свинца-210, а именно: полоний-218, свинец-214, висмут-214 и полоний- 214, плюс следы астата-218, таллия-210 и свинца-209. Свинец-210, который имеет период полураспада 22,3 года, и его дочерние радиоактивные продукты – висмут-210 и полоний-210 плюс следы ртути-206 и таллия-206, строго говоря, являются дочерними продуктами радона-222, однако в этот перечень они не включаются, так как обычно они не присутствуют в значительных количествах в аэрозольной форме.

302. **Продукты дочерние распада торона:** Короткоживущие радиоактивные продукты распада радона-220. [П1.1].
Примечание. К их числу относятся полоний-216, свинец-212, висмут-212, полоний-212 и таллий-208.

303. **Промышленная площадка (промплощадка):** Охраняемая и огражденная территория размещения производственных, административных, санитарно-бытовых и вспомогательных зданий и сооружений предприятия (радиационного объекта). [П1.31].

304. **Пункты хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, пункты хранения, хранилища радиоактивных отходов (пункты хранения):** Стационарные объекты и сооружения, не относящиеся к ядерным установкам, радиационным источникам и предназначенные для хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранения или захоронения радиоактивных отходов. [П1.13].

305. **Работа с источником ионизирующего излучения:** Все виды обращения с источником ионизирующего излучения на рабочем месте, включая радиационный контроль. [П1.7].

306. **Работа с радиоактивными веществами:** Все виды обращения с радиоактивными веществами на рабочем месте, включая радиационный контроль. [П1.7].

307. **Работник:** Физическое лицо, которое постоянно или временно работает непосредственно с источниками ионизирующего излучения. П1.6].
Работники, работающие с ИИИ или находящиеся в зоне их воздействия, подразделяются на персонал группы А и Б.

308. **Работник стандартный:** Воображаемый человек, обладающий биологическими и физическими свойствами, присущими среднестатистическому здоровому взрослому человеку. Идеализированная модель человека европеоидной расы, характеристики которого выработаны МКРЗ для целей оценки радиационной защиты. Стандартный человек является кавказоидом по антропологической классификации и жителем Западной Европы или Северной Америки по образу жизни и уровню потребления. 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 НРБ-99/2009. [П1.41]

309. **Радиометр**: Прибор, предназначенный для измерения радиометрических физических величин – плотности потока частиц или фотонов, объемной, удельной активности радионуклидов в аэрозолях, газах, жидкостях. [П1.38].

310. **Радиометр-дозиметр:** Прибор, предназначенный для получения комбинированной информации, соответствующей таковой от радиометра и дозиметра. [Вводится впервые].

311. **Распад альфа-:** Ядерное превращение, при котором испускается альфа-частица, при этом происходит изменение атомного числа ядер на минус две единицы, а массовое число изменяется на минус четыре единицы. [П1.2].

312. **Распад бета-**: Ядерное превращение, при котором испускается бета-частица или происходит захват орбитального электрона, при этом происходит изменение атомного числа ядер на плюс или минус единицу, а массовое число не изменяется. [П1.2]
Примечания
1. В результате бета-минус распада ядро ${}^{A}_{Z}X$ превращается в ${}^{A}_{Z+1}X$.
2. В результате бета-плюс распада ядро ${}^{A}_{Z}X$ превращается в ${}^{A}_{Z-1}X$.

313. **Распад радиоактивный:** Самопроизвольное ядерное превращение, при котором испускаются частицы или гамма-лучи, рентгеновские лучи после захвата орбитального электрона или происходит спонтанное деление ядра. [П1.2].
Примечания
1. При радиоактивном распаде из ядра с атомным номером Z и/или массовым числом A возникает новое ядро с иным атомным номером Z′, массовым числом A′ или с иным квантово-механическим состоянием.
2. Известны следующие основные типы радиоактивных превращений: альфа-распад, все виды бета-распада, спонтанное деление ядер и изомерный переход.

314. **Раствор радионуклидов эталонный**: Раствор радионуклида, применяемый как мера удельной активности радионуклида, унифицированная по номиналу, химическому составу, кислотности для обеспечения хранения и передачи размера единицы удельной активности. [П1.38].

315. **Регулирование безопасности:** Деятельность специально уполномоченных органов исполнительной власти, направленная на:
- организацию разработки, утверждение и введение в действие норм и правил в области использования атомной энергии;
- выдачу разрешений (лицензий) на право ведения работ в области использования атомной энергии;
- осуществление надзора за безопасностью;
- проведение экспертизы и инспекции, контроля за разработкой и реализацией мероприятий по защите работников объектов использования атомной энергии, населения и охране окружающей среды в случае аварии при использовании атомной энергии. [П1.13].

316. **Результат радиационного контроля:** Значение контролируемого для объекта РК параметра, определенное по результатам измерений в соответствии с принятой методикой радиационного контроля, с оценкой неопределенности контроля. [П1.8].

317. **Риск радиационный:** Вредное воздействие на здоровье облучаемого лица (включая вероятность такого воздействия). Любые другие связанные с безопасностью риски (включая риски, которым

подвергаются экосистемы окружающей среды), которые могут возникать в качестве прямого следствия:

(а) радиационного облучения;

(б) присутствия радиоактивного материала (в том числе радиоактивных отходов) или его выброса в окружающую среду;

(в) утраты контроля над активной зоной ядерного реактора, ядерной цепной реакцией или любым другим источником ионизирующего излучения. [П1.1].

318. **Риск:** Многофакторная величина, выражающая угрозу, опасность или возможность возникновения вредных или поражающих последствий в результате действительного или потенциального облучения. Она связана с такими величинами, как вероятность возникновения конкретных пагубных последствий, а также масштаб и характер таких последствий. [П1.1].

319. **Санпропускник:** Комплекс помещений, предназначенных для смены одежды, обуви, санитарной обработки персонала, контроля радиоактивного загрязнения кожных покровов, средств индивидуальной защиты, специальной и личной одежды персонала. [П1.18].

320. **Саншлюз:** Помещение между 2-й и 3-й зонами рабочих помещений, в которых проводятся работы с открытыми источниками излучения. В саншлюзах предусматриваются:
- места для переодевания, хранения и предварительной дезактивации дополнительных средств индивидуальной защиты;
- пункт радиационного контроля;
- умывальники.

Помимо стационарных саншлюзов возможно использование переносных саншлюзов, устанавливаемых непосредственно у входа в помещение, где производятся радиационно-опасные работы. [П1.18].

321. **Сборка тепловыделяющая ядерного реактора:** Машиностроительное изделие, содержащее ядерные материалы и предназначенное для получения тепловой энергии в ядерном реакторе за счет осуществления контролируемой ядерной реакции. [П1.13].

322. **Ситуация аварийная (чрезвычайная)** ядерная или радиационная: **Аварийная** (чрезвычайная) **ситуация,** в которой имеется реальная или воспринимаемая опасность, вследствие:
- энергии, выделяющейся в результате ядерной цепной реакции или распада продуктов цепной реакции, или
- радиационного облучения.

[П1.1].

323. **Система:** Совокупность элементов, предназначенная для выполнения заданных функций. [П1.3].

324. **Системы, важные для безопасности ИИИ:** Системы, отказы которых нарушают нормальную эксплуатацию ИИИ или препятствуют устранению отклонений от нормальной эксплуатации и могут приводить к авариям. [П1.3].

325. **Ситуация аварийная:** Внештатная ситуация, которая требует принятия оперативных мер для смягчения опасности или неблагоприятных последствий для здоровья человека и безопасности или качества жизни, имущества или окружающей среды. Этот термин охватывает ядерные и радиационные аварийные ситуации и обычные аварийные ситуации, такие как пожары, выбросы опасных химических веществ, бури, ураганы или землетрясения. Сюда входят ситуации, в случае которых для смягчения эффектов воспринимаемой опасности требуются оперативные меры. [П1.1].

326. **Ситуации облучения:** Рассматриваются три вида ситуаций облучения: ситуации планируемого, аварийного и существующего облучения.
Ситуации планируемого облучения, когда пуск и эксплуатация источников излучения были заранее спланированы. Ситуации облучения такого типа включают в себя используемую ранее категорию «практики».
Ситуации аварийного облучения, когда облучение носит непредвиденный характер, например когда непредвиденное облучение происходит при плановой работе или в результате злонамеренных действий, требующих немедленного реагирования.
Ситуации существующего облучения, когда облучение уже происходит ко времени принятия решения об установлении над ним контроля, например когда происходит облучение, обусловленное естественным фоном. [П1.29].

327. **Снятие мазков:** Поиск возможного радиоактивного загрязнения каких-либо поверхностей, например на рабочих местах или на источниках ионизирующего излучения с помощью натирания этой поверхности влажной и сухой тканью или другим материалом с последующим измерением активности этой ткани (материала). [П1.2].

328. **Событие исходное:** Единичный отказ в системах ИИИ, внешнее событие или ошибка персонала. Исходное событие включает все зависимые отказы, являющиеся его следствием. [П1.3].

329. **Содержание радиоактивного вещества в теле:** Общее количество определенного радионуклида (которое может быть выражено в единицах активности) в теле человека или животного. [П1.2].

330. **Спектр ионизирующего излучения энергетический (N_E)**: Распределение по энергиям с dE числа частиц [фотонов] dN с энергией E между E и $E+ dE$

$$N_E = \frac{dN}{dE}$$

Единица – $Дж^{-1}$. [П1.38].

331. **Спектрометр**: Прибор, предназначенный для измерения энергии частиц или фотонов, испускаемых радиоактивными веществами. [П1.38].

332. **Спектрометр излучения человека (СИЧ):** Спектрометрическая установка, предназначенная:
для идентификации гамма-излучающих радионуклидов, находящихся в отдельном органе или во всем теле человека;
для определения активности радионуклидов, находящихся в теле человека. [Вводится впервые].

333. **Среда окружающая:** Совокупность компонентов природной среды, природных и природно-антропогенных объектов, а также антропогенных объектов. [П1.33].

334. **Средство измерений (СИ)**: Техническое устройство (включая встроенные и сопряженные средства обработки измерительной информации и измерительную оснастку), предназначенное для измерений конкретной величины и имеющее нормируемые метрологические характеристики. [П1.8].
Примечание. Для целей настоящего документа в данное понятие СИ не включены блоки (устройства) детектирования и меры (источники и поля ионизирующего излучения).

335. **Средство индивидуальной защиты:** Техническое средство, носимое человеком и используемое для предотвращения или уменьшения воздействия на человека вредных и/или опасных факторов, а также для защиты от загрязнения. [П1.7].

336. **Тип химического соединения при ингаляции:** Категория дисперсной фазы радиоактивного аэрозоля в классификации по скорости перехода радионуклида из легких в кровь, установленной в дозиметрической модели органов дыхания МКРЗ:
тип «М» (медленно растворимые соединения): при растворении в легких человека веществ, отнесенных к этому типу, наблюдается

компонента активности радионуклида, поступающая в кровь со скоростью 0,0001 $сут^{-1}$;
тип «П» (соединения, растворимые с промежуточной скоростью): при растворении в легких человека веществ, отнесенных к этому типу, основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью 0,005 $сут^{-1}$;
тип «Б» (быстро растворимые соединения): при растворении в легких человека веществ, отнесенных к этому типу, основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью 100 $сут^{-1}$. [П1.7].

337. **Топливо отработавшее:** Ядерное топливо, которое извлечено из реактора после облучения и не подлежит дальнейшему использованию в этом реакторе. [П1.2].

338. **Торон:** Изотоп ^{220}Rn. [П1.1].

339. **Укрытие:** Использование определенной конструкции для защиты от аэрозольного шлейфа и/или осаждения радионуклидов. [П1.30]
Примечание. Срочная защитная мера, применяемая для обеспечения защиты от внешнего облучения и снижения поступления радиоактивных аэрозолей ингаляционным путем.

340. **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 мониторинга облучения работника. [Вводится впервые].

341. **Уровень вмешательства (УВ):** Уровень радиационного фактора, при превышении которого следует проводить определенные защитные мероприятия. [П1.7].

342. **Уровень действия (УД):** Такой уровень облучения работника на уровне предела дозы (значение ожидаемой эффективной дозы за год), при действительном или предполагаемом превышении которого следует уточнить значение индивидуальной дозы с помощью процедуры специального контроля и при необходимости провести мероприятия по ограничению уровня облучения персонала. [Вводится впервые].

343. **Уровень действия в аварийной ситуации (УДАС)**: Конкретный, заранее определенный и поддающийся наблюдению критерий, который используется для определения, принятия и установления класса аварийной ситуации. [П1.1].

344. **Уровень исследования (УИ):** 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. [Вводится впервые].

345. **Уровень контрольный (КУ):** Значение контролируемой величины, устанавливаемое для оперативного РК с целью оценки соответствия условий облучения или радиационной обстановки определенным требованиям и принятия решения о корректирующих мероприятиях. [П1.7, П1.8].
Примечание. Специальные контрольные уровни: предельно допустимый уровень (ПДУ), уровень вмешательства (УВ), уровень исследования (УИ).

346. **Уровень референтный:** При ситуациях аварийного или существующего контролируемого облучения, данный уровень представляет уровень дозы или риска, выше которого сочтено неприемлемым допускать планируемое облучение, а ниже которого следует проводить оптимизацию защиты. Выбранная величина референтного уровня будет зависеть от преобладающих обстоятельств рассматриваемой ситуации облучения. [П1.29].

347. **Уровень собственного фона прибора:** Показания прибора для измерения ионизирующего излучения в нормальных условиях эксплуатации, обусловленные собственным фоном прибора при отсутствии внешних источников ионизирующего излучения природного происхождения и источника, излучение которого должно измеряться. [Вводится впервые].

348. **Условия безопасной эксплуатации ИИИ:** Установленные проектом или технической документацией ИИИ минимальные условия по количеству, характеристикам, состоянию работоспособности и условиям технического обслуживания систем, важных для безопасности ИИИ, при которых обеспечивается безопасность ИИИ. [П1.3].

349. **Условия облучения реальные:** Условия воздействия техногенных источников ионизирующего излучения 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. [Вводится впервые].

350. **Условия облучения стандартные:** Определенные для целей

нормирования техногенного облучения условия воздействия техногенных источников ионизирующего излучения на человека, которые характеризуются следующими параметрами:
объемом вдыхаемого воздуха, с которым радионуклид может поступить в органы дыхания персонала группы А на протяжении календарного года:
$V_{перс}$=2,4×10^3 м^3;
временем облучения в течение календарного года, равным 1700 ч для персонала группы А и 2000 ч – для персонала группы Б;
степенью однородности потока излучения, падающего на тело, при которой отношение максимальной плотности потока излучения к средней не превышает 2,0;
классификацией дисперсной фазы радиоактивного аэрозоля по скорости перехода радионуклида из легких в кровь согласно п. 8.3 НРБ-99/2009. Распределение химических соединений элементов по типам при ингаляции в производственных условиях приведено в приложении П-3 к НРБ-99/2009;
логарифмически нормальным распределением активности по размерам частиц дисперсной фазы аэрозоля с активностным медианным аэродинамическим диаметром (АМАД), равным 1 мкм и стандартным геометрическим отклонением, равным 2,5. [П1.7].

351. **Условия обращения с источником ионизирующего излучения контролируемые:** Условия обращения с ИИИ, при которых облучение персонала источником находится под контролем и управляемо. К контролируемым условиям относятся нормальные условия эксплуатации ИИИ и условия планируемого повышенного облучения. [П1.25].

352. **Условия ИИИ эксплуатационные:** Установленные проектом ИИИ условия по количеству, характеристикам, состоянию работоспособности и техническому обслуживанию систем, необходимые для работы без нарушения эксплуатационных пределов. [П1.3].

353. **Установка облучательная:** Сооружение или установка, в которых размещается ускоритель частиц, рентгеновский аппарат или мощный источник ионизирующего излучения и которые могут создавать поля интенсивного излучения. [П1.30].
Примечание. К числу облучательных установок относятся установки для внешней лучевой терапии, установки для стерилизации или сохранения коммерческой продукции и некоторые установки для промышленной радиографии.

354. **Установки ядерные:** Сооружения и комплексы с ядерными реакторами, в том числе атомные станции, суда и другие плавсредства, космические и летательные аппараты, другие

транспортные и транспортабельные средства; сооружения и комплексы с промышленными, экспериментальными и исследовательскими ядерными реакторами, критическими и подкритическими ядерными стендами; сооружения, комплексы, полигоны, установки и устройства с ядерными зарядами для использования в мирных целях; другие содержащие ядерные материалы сооружения, комплексы, установки для производства, использования, переработки, транспортирования ядерного топлива и ядерных материалов. [П1.13].

355. **Устройство [источник], генерирующее ионизирующее излучение**: Электрофизическое устройство, в котором ионизирующее излучение возникает за счет изменения скорости заряженных частиц, их аннигиляции или ядерных реакций. [П1.7, П1.38].

356. **Ущерб (вред) радиационный:** Совокупный вред, который в итоге будет причинен группе людей, подвергающихся облучению, и их потомкам в результате облучения этой группы от источника ионизирующего излучения. [П1.1].

357. **Фантом шаровой МКРЕ:** Шар диаметром 30 см из тканеэквивалентного материала плотностью 1 г/см^3. [П1.11].

358. **Фантом:** Объем тканеэквивалентного материала, достаточно большой, чтобы быть представительным для определенной биологической системы.
Обычно внутри этого объема измеряется распределение дозы облучения. [П1.2].

359. **Фильтр:** Слой вещества, расположенный между источником ионизирующего излучения и детектором, предназначенный для поглощения и ослабления компонентов излучения или компенсации энергетической зависимости чувствительности детектора. [Вводится впервые].

360. **Флюенс частиц [фотонов] (Ф)**: Отношение числа частиц [фотонов] dN, проникающих в элементарную сферу, к площади поперечного сечения этой сферы dS
$$\Phi = \frac{dN}{dS}$$
Единица – м$^{-2}$. [П1.2, П1.23, П1.38].

361. **Флюенс энергии,** ψ: Отношение энергии излучения *dR*, падающей на сферу с площадью поперечного сечения *dS*, к площади этого сечения

$$\psi = \frac{dR}{dS}$$

Единица – Дж·м$^{-2}$. [П1.2, П1.23, П1.38].

Примечания

1. Флюенс частиц идентичен проинтегрированной по времени скорости флюенса (плотности потока) энергии.
2. Эта величина выражается в джоулях на квадратный метр (Дж/м^2).

362. **Фон (ионизирующего излучения)**: Ионизирующее излучение, состоящее из природного радиационного фона и ионизирующего излучения посторонних источников излучения, не являющееся объектом детектирования или измерения. [П1.2, П1.38].

363. **Фон радиационный природный:** Доза облучения, создаваемая космическим излучением и излучением природных радионуклидов, естественно распределенных в земле, воде, воздухе, других элементах биосферы, пищевых продуктах и организме человека. [П1.6].

364. **Фон радиационный техногенно измененный:** Природный радиационный фон, измененный в результате деятельности человека. [П1.6].

365. **Функция безопасности:** Действия, обеспечивающие достижение специфической конкретной цели, направленные на предотвращение аварии или ограничение ее последствий. [П1.3].

366. **Цикл топливный ядерный:** Все операции, связанные с производством ядерной энергии, включая добычу, переработку руды, обработку и обогащение урана или тория; производство ядерного топлива; эксплуатацию ядерных реакторов; переработку ядерного топлива; снятие с эксплуатации; а также любая деятельность по обращению с радиоактивными отходами и их захоронению и любая деятельность по исследованиям или разработкам, связанным с перечисленными выше операциями. [П1.30].

367. **Частица аэрозоля:** Твердый, жидкий или смешанный (многофазный) объект, находящийся во взвешенном состоянии в газообразной среде. [Вводится впервые].

368. **Человек условный:** Модель усредненного условного взрослого мужчины европеóидной (евразийской) расы, характеристики которого выработаны Международной комиссией по радиологической защите для целей оценки радиационной защиты. [П1.30].

369. **Чувствительность дозиметрического прибора:** Отношение изменения выходного сигнала дозиметрического прибора к вызывающему его изменению измеряемой величины при ее определенном значении. [Вводится впервые].

370. **Эвакуация:** Неотложное, временное перемещение людей с территории с целью предотвратить или уменьшить краткосрочное радиационное облучение в случае аварийной ситуации. [П1.30]
Примечания
1. Эвакуация – это срочная защитная мера (форма вмешательства). Если люди перемещаются с территории на более длительный срок (больше чем на несколько месяцев), применяется термин переселение.
2. Эвакуация может проводиться в качестве предупредительной меры, исходя из условий на радиационном объекте.

371. **Эквивалент дозы (H)**: Произведение поглощенной дозы D в точке ткани на средний коэффициент качества излучения Q, воздействующего на биологическую ткань в данной точке
$H = \overline{Q}D$
Единица – Дж·кг$^{-1}$.
Специальное название эквивалента дозы – зиверт (Зв). [П1. 38].

372. **Эквивалент дозы амбиентный (H*(d))**: Эквивалент дозы, который был бы создан в шаре диаметром 30 см из тканеэквивалентного материала плотностью 1 г/см^3 на глубине 10 мм от поверхности по радиусу, параллельному направлению излучения, но противоположно ему направленному, в поле излучения, идентичном рассматриваемому по составу, флюенсу и энергетическому распределению, но мононаправленном и однородном (Рис. 1). Амбиентный эквивалент дозы используется для характеристики поля излучения в точке, совпадающей с центром шарового фантома.
Единица – Дж·кг$^{-1}$.
Специальное название единицы амбиентного эквивалента дозы – зиверт (Зв). [П1.11, П1.34, П1.38].

373. **Эквивалент дозы индивидуальный [индивидуальная доза] (H_p(d))**: Эквивалент дозы в мягкой биологической ткани, определяемый на глубине d, мм, под рассматриваемой точкой на теле.
Единица – Дж-кг$^{-1}$.
Специальное название индивидуального эквивалента дозы – зиверт (Зв). [П1.11. П1.23, П1.38]
Примечание. Рекомендуемые глубины – 10 мм для сильно проникающего излучения и 0,07 мм для слабо проникающего излучения. (Рис. 2).

374. **Эквивалент дозы направленный (H'(d, Ω))**: Эквивалент дозы, который был бы создан в шаре диаметром 30 см из

тканеэквивалентного материала плотностью 1 г/см^3 на глубине d, мм, от поверхности по радиусу, ориентированному в выбранном направлении Ω, в поле излучения, идентичном рассматриваемому по составу, флюенсу и энергетическому распределению, но однородном. Единица – Дж·кг$^{-1}$.
Специальное название направленного эквивалента дозы – зиверт (Зв). [П1.11, П1.35, П1.38]
Примечания
Рекомендуемая глубина d при контроле величины $H'(d, \Omega)$ слабо проникающего излучения:
для кожных покровов d=0,07 мм. $H'(d, \Omega)$ в этом случае может быть записана как $H'(0,07, \Omega)$;
для хрусталика глаза d=0,3 мм. $H'(d, \Omega)$ в этом случае может быть записана как $H'(3, \Omega)$.
2. Прибор, измеряющий эквивалент дозы на рекомендуемой глубине в плоской пластине из тканеэквивалентного материала, соответственно определит H' для слабо проникающей радиации, если чувствительная поверхность детектора перпендикулярна к выбранному направлению и поле излучения однородно в пределах входного окна прибора.

375. **Эксплуатация нормальная**: Эксплуатация объекта использования атомной энергии в определенных проектом эксплуатационных пределах и условиях. [П1.36].

376. **Эксплуатация:** Все виды деятельности, осуществляемые для достижения цели, ради которой был сооружен ОИАЭ, включая техническое обслуживание, перегрузку топлива, инспектирование в ходе эксплуатации и другие связанные с этим виды деятельности. [П1.37].

377. **Эксплуатация нормальная ИИИ:** Эксплуатация ИИИ в определенных проектом эксплуатационных пределах и условиях. [П1.3].

378. **Энергия бета-излучения граничная**: Наибольшая энергия бета частиц в непрерывном спектре бета-излучения данного радионуклида. [П1.38].

379. **Энергия бета-частиц средняя**: Средняя энергия бета-частицы на один акт распада данного нуклида, определяемая по энергетическому спектру бета-частиц. [П1.38].

380. **Энергия излучения (Е)**: Энергия частиц, испущенная, переданная или полученная частицами, исключая энергию покоя.
Единица энергии излучения – джоуль (Дж). Специальная единица энергии излучения – электрон-вольт (эВ). [П1.38].

381. **Энергия фотонного излучения эффективная**: Энергия фотонов моноэнергетического фотонного излучения, относительное

ослабление которого в поглотителе определенного состава и определенной толщины соответствует энергии фотонов рассматриваемого немоноэнергетического фотонного излучения. [П1.38].

382. **Эффективность биологическая относительная** (ОБЭ): Мера относительного действия разных видов излучения, вызывающих определенное воздействие на здоровье, выражаемая как обратное отношение поглощенных доз для двух разных видов излучения, которые приводят к одинаковой степени выраженности данной биологической конечной точки. [П1.1].
Примечание. Выбираются такие значения относительной биологической эффективности, приводящей к развитию детерминированных эффектов, которые являются репрезентативными по отношению к серьезным детерминированным эффектам, являющимся значимыми с точки зрения обеспечения аварийной готовности и реагирования.

383. **Эффекты (облучения) детерминированные**: Клинически выявляемые вредные биологические эффекты, вызванные ионизирующим излучением, в отношении которых предполагается существование порога, ниже которого эффект отсутствует, а выше – тяжесть эффекта зависит от дозы. [П1.7].

384. **Эффект (облучения) детерминированный тяжелый:** Детерминированный эффект, который является смертельным или угрожающим жизни человека или приводит к невозместимому вреду, ухудшающему качество жизни. [П1.21].

385. **Эффекты (облучения) стохастические:** Вредные биологические эффекты, вызванные ионизирующим излучением, не имеющие дозового порога возникновения, вероятность возникновения которых пропорциональна дозе и для которых тяжесть проявления не зависит от дозы. [П1.7].

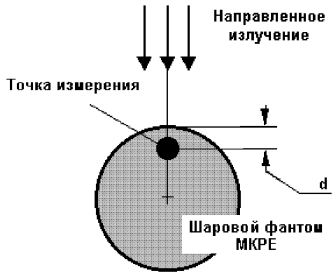


Рис. 1 – Схема определения $H^*(d)$

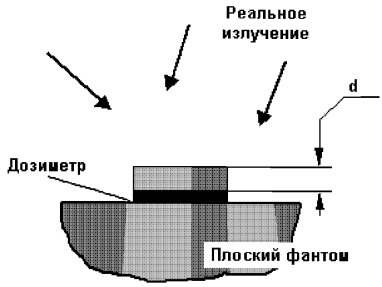


Рис. 2 – Схема определения $H_p(d)$

Литературные источники к приложению 1
ТЕРМИНЫ И ОПРЕДЕЛЕНИЯ

П1.1 Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards. General Safety Requirements Part 3, Safety Standard Series No. GSR Part 3, IAEA: Vienna, 2014.

П1.2 ISO 921:1997 Nuclear energy glossary. Trilingual edition. Geneva: ISO, 1997.

П1.3 Общие положения обеспечения безопасности радиационных источников. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии НП-38-11. М.: Ростехнадзор, 2011.

П1.4 Правила ядерной безопасности ядерных энергетических установок судов. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии НП-29-01. М.: Госатомнадзор России, 2001. М.: Госатомнадзор России, 2001.

П1.5 Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии НП-33-01. М.: Госатомнадзор России, 2002.

П1.6 Федеральный закон Российской Федерации от 9 января 1996 года № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения» (в ред. Федеральных законов от 22.08.2004 N 122-ФЗ, от 23.06.2008).

П1.7 Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). Санитарные правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09. М.: Роспотребнадзор, 2009.

П1.8 ГОСТ 8.638-2013. Межгосударственный стандарт. Государственная система обеспечения единства измерений. Метрологическое обеспечение радиационного контроля. Основные положения.

П1.9 Федеральный закон Федеральный закон от 28.12.2013 № 412-ФЗ

«Об аккредитации в национальной системе аккредитации» (в ред. Федерального закона от 23.06.2014 № 160-ФЗ).

П1.10 International Electrotechnical Vocabulary Part 394: Nuclear instrumentation – Instruments, systems, equipment and detectors. International Standard IEC 600050-394. Ed. 2007-04. Geneva: IEC, 2007.

П1.11 International Electrotechnical Vocabulary Part 393: Nuclear instrumentation – Physical phenomena and basic concepts. International Standard IEC 600050-393. Ed. 2003-08. Geneva: IEC, 2003.

П1.12 Государственная система обеспечения единства измерений. Метрология. Основные термины и определения. Рекомендации по межгосударственной стандартизации РМГ 29-2013. Межгосударственный совет по стандартизации, метрологии и сертификации, 2013.

П1.13 Федеральный закон от 21.11.1995 № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» (в ред. Федеральных законов от 10.02.1997 N 28-ФЗ, от 10.07.2001 N 94-ФЗ, от 30.12.2001 N 196-ФЗ, от 28.03.2002 N 33-ФЗ, от 11.11.2003 N 140-ФЗ, от 22.08.2004 N 122-ФЗ, от 18.12.2006 N 232-ФЗ, от 05.02.2007 N 13-ФЗ, от 01.12.2007 N 318-ФЗ, от 14.07.2008 N 118-ФЗ, от 23.07.2008 N 160-ФЗ, от 30.12.2008 N 309-ФЗ, от 27.12.2009 N 374-ФЗ, от 11.07.2011 N 190-ФЗ, от 18.07.2011 N 242-ФЗ, от 19.07.2011 N 248-ФЗ, от 07.11.2011 N 303-ФЗ, от 21.11.2011 N 331-ФЗ, от 30.11.2011 N 347-ФЗ, от 25.06.2012 N 93-ФЗ, от 02.07.2013 N 159-ФЗ).

П1.14 Заменители тканей в радиационной дозиметрии и измерение. Доклад 44 МКРЕ: Пер. с англ. М., Энергоатомиздат, 1995.

П1.15 Обращение с газообразными радиоактивными отходами. Требования безопасности. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии НП-021-2000. М.: Госатомнадзор России, 2001.

П1.16 ГОСТ Р 12.4.243-2007. Национальный стандарт Российской Федерации. Система стандартов безопасности труда. Средства индивидуальной защиты, предназначенные для работ с радиоактивными веществами, и материалы для их изготовления. Методы испытания и оценка коэффициента дезактивации.

П1.17 Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection. ICRP Publication 66, Ann ICRP Vol 24, No 1-3, Elsevier, 1994.

П1.18 Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ 99/2010). СП 2.6.1.2612-10. М.: Минздрав России, 2010.

П1.19 Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла (ОПБ ОЯТЦ). Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии НП-16-05. М.: Ростехнадзор, 2005.

П1.20 Размещение атомных станций. Основные критерии и требования

по обеспечению безопасности. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии НП 032-01. М.: Госатомнадзор России, 2001.

П1.21 Методика категорирования закрытых радионуклидных источников по потенциальной радиационной опасности. Руководство по безопасности РБ-042-07. М.: Ростехнадзор, 2007.

П1.22 Code of Conduct on the Safety and Security of Radioactive Sources. Vienna: IAEA, 2004.

П1.23 Государственная система обеспечения единства измерений. Метрология. Физические величины и их единицы. Рекомендации МИ 2630 2000. ВНИИМ им. Менделеева. – С-Пб. 2000.

П1.24 Внедрение и применение ГОСТ 8.417-81 «ГСИ. Единицы физических величин» в области ионизирующих излучений. Методические указания РД 50-454-84. М.: Госстандарт СССР, 1984.

П1.25 Методические указания МУ 2.6.1.065-2014. Дозиметрический контроль профессионального внутреннего облучения. Общие требования.

П1.26 Санитарные правила по дезактивации средств индивидуальной защиты. СанПиН 2.2.8.46-03. М.: Минздрав России, 2003.

П1.27 Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures. ICRP Publication 116, Ann ICRP Vol. 40 No. 2-5, Elsevier, 2010.

П1.28 ПОТ Р М-016-2001. РД 153-34.0-03.150-00. Межотраслевые Правила по охране труда (Правила безопасности) при эксплуатации электроустановок (утв. Постановлением Минтруда РФ от 05.01.2001 № 3, Приказом Минэнерго РФ от 27.12.2000 № 163

П1.29 Публикация 103 Международной Комиссии по радиационной защите (МКРЗ). Пер с англ. /Под общей ред. М.Ф. Киселёва и Н.К.Шандалы. М.: Изд. ООО ПКФ «Алана», 2009.

П1.30 IAEA Safety Glossary. Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection (2007 Edition), Vienna: IAEA, 2007.

П1.31 СанПиН 2.6.1.07–03. Гигиенические требования к проектированию предприятий и установок атомной промышленности (СПП ПУАП-03).

П1.32 Technical Specification, Radiation protection instrumentation – Electronic counting dosemeters for pulsed fields of ionizing radiation. International Standard IEC/TS 62743. Geneva: IEC, 2012.

П1.33 Федеральный закон Российской Федерации от 10.01.2002 № 7-ФЗ «Об охране окружающей среды» (в ред. Федеральных законов от 22.08.2004 N 122-ФЗ, от 29.12.2004 N 199-ФЗ, от 9.05.2005 N 45-ФЗ, от 31.12.2005 N 199-ФЗ, от 18.12.2006 N 232-ФЗ, от 5.02.2007 N 13-ФЗ, от 26.06.2007 N 118-ФЗ, от 24.06.2008 N 93-ФЗ, от 14.07.2008 N 118-ФЗ, от 23.07.2008 N 160-ФЗ, от 30.12.2008 N 309-

ФЗ, от 14.03.2009 N 32-ФЗ).

П1.34 Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, ICRU Publication 51, Bethesda, ICRU, 1993.

П1.35 ISO 12749-2:2013. Ядерная энергия, ядерные технологии и радиологическая защита. Словарь. Часть 2. Радиологическая защита.

П1.36 Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ-88/97). ПНАЭ Г-01-011-97. М.: Госатомнадзор России, 1997.

П1.37 The Safety of Nuclear Installations. Safety Series No. 110. Vienna: IAEA, 1993.

П1.38 Государственная система обеспечения единства измерений. Излучения ионизирующие и их измерения. Термины и определения. Рекомендации по межгосударственной стандартизации РМГ 78-2005. Межгосударственный совет по стандартизации, метрологии и сертификации, 2005.

П1.39 Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03). СанПиН 2.6.1.24-03. М.: Минздрав России, 2004.

П1.40 МИ 2453-2000 ГСИ. Методики радиационного контроля. Общие требования.

П1.41 МУ 2.6.1.16–00. Методические указания. Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения. Общие требования.

Приложение 2 (справочное). Величины, используемые в дозиметрическом контроле

П2.1. Методология контроля радиационной безопасности опирается на современную систему дозиметрических величин, которая включает:

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

П2.2. Распространенными в дозиметрии величинами являются доза облучения (поглощенная доза), флюенс, плотность потока частиц, линейная передача энергии, эквивалентная доза облучения органа или ткани, коэффициент качества излучения, относительная биологическая эффективность, взвешивающий коэффициент для излучения, эффективная доза, взвешивающие коэффициенты для тканей и органов, эквивалент дозы. Ниже даны краткие пояснения дозиметрических величин.

Таблица П2.1 – Основные величины и их единицы

Величина	Основная единица	Внесистемная единица	Примечания
Плотность потока частиц	$1/(с \times м^2)$	—	Можно обозначать в зависимости от вида излучения: бета-част./$(с \times м^2)$, фотон/$(с \times м^2)$ и т. п.
Активность	Бк	Ки	1 Ки = $3{,}7 \times 10^{10}$ Бк
Доза облучения	Гр	рад	1 рад = 10^{-2} Дж/кг = 10^{-2} Гр
Эквивалентная доза облучения органа или ткани	Зв	—	Принято, что при эквивалентной дозе 1 Зв данного вида излучения возникает такой же биологический эффект, как и при поглощенной дозе 1 Гр образцового излучения

Величина	Основная единица	Внесистемная единица	Примечания
Эффективная доза	Зв	—	Принято, что при эффективной дозе 1 Зв данного вида излучения причиняется тот же ущерб здоровью человека, как и при равномерном облучении тела человека с эквивалентной дозой 1 Зв
Эквивалент дозы	Зв	—	Равен поглощенной дозе в точке, умноженной на средний коэффициент качества для излучения, воздействующего на ткань в данной точке.

П2.3. Как правило, нормируемые величины, в которых выражены основные дозовые пределы, непосредственно измерить невозможно. Для оценки нормируемых величин при радиационном контроле предназначены операционные величины, которые являются непосредственно определяемыми в измерениях величинами. Введение в практику радиационного контроля операционных величин необходимо в первую очередь для унификации методов контроля и определения таких требований к функции отклика приборов радиационного контроля.

П2.4. Система операционных величин внешнего облучения, созданная в результате совместной работы МКРЕ и МКРЗ, существует около сорока лет. По мере того, как менялись нормируемые величины, операционные величины развились от максимального эквивалента дозы (МЭД) через индексы эквивалента дозы к рекомендуемым в настоящее время величинам амбиентного и индивидуального эквивалента дозы.

П2.5. В определении операционных величин внешнего облучения используется эквивалент дозы H – поглощенная доза в точке, умноженная на средний коэффициент качества для излучения, воздействующего на ткань в данной точке. Эквивалент дозы равен поглощенной дозе в точке, умноженной на средний коэффициент качества излучения, воздействующего на биологическую ткань в данной точке. Единица эквивалента дозы – зиверт (Зв).

П2.6. Взаимодействие излучения с телом человека приводит к изменению самого радиационного поля. Операционные величины определяются таким образом, чтобы воспроизвести этот эффект, для чего используются фантомы человеческого тела.

П2.7. Операционной величиной внешнего облучения для контроля радиационной обстановки принят амбиентный эквивалент дозы[3] $H^*(d)$ – эквивалент дозы, который был бы создан в шаровом фантоме МКРЕ на

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

глубине d (*мм*) от поверхности по диаметру, параллельному направлению излучения, в поле излучения (Рис. 1), идентичном рассматриваемому по составу, флюенсу и энергетическому распределению, но мононаправленном и однородном. Амбиентный эквивалент дозы используется для характеристики поля излучения в точке, совпадающей с центром шарового фантома МКРЕ (шара диаметром 30 см из тканеэквивалентного материала с плотностью 1 г/см^3). Эта величина применительно к реальному полю характеризует консервативную оценку дозы облучения человека. Единица амбиентного эквивалента дозы – зиверт (*Зв*).

П2.8. Операционной величиной внешнего облучения для индивидуального контроля дозы облучения человека принят индивидуальный эквивалент дозы $H_P(d)$ – эквивалент дозы в мягкой биологической ткани, определяемый на глубине d (*мм*) под рассматриваемой точкой на теле (см. Приложение 1 Рис. 2 и настоящее Приложение табл. П2.2).

П2.9. При определении операционных величин значение d принимается равным 10 мм для контроля эффективной дозы, 0,07 мм – для эквивалента дозы облучения кожи и 3 мм – для эквивалента дозы облучения хрусталика глаза.

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



Коэффициент связи $\boldsymbol{F}$ и физическая схема определения операционных величин выбраны таким образом, чтобы проведенная с их помощью оценка значения нормируемой величины была бы больше истинного значения нормируемой величины в данных условиях облучения. Например, при контроле эффективной дозы внешнего излучения применяют замещение:

$$E^{внеш} \Leftarrow F \times H_p(10), \qquad (13)$$

где $F \leq 1$.

Определение дозы внутреннего облучения персонала осуществляют в два этапа:

Первый этап: проведение измерений физических величин, являющихся характеристиками источников внутреннего облучения человека. Физическими величинами, измеряемыми при дозиметрическом контроле внутреннего облучения, являются:

– определяемая в воздухе рабочего помещения величина объемной активности радионуклида;
– содержание (активность) радионуклида, определяемое в теле человека, органе (или ткани);
– содержание (активность или масса) радионуклида в биологических образцах (выделениях – моча, кал, выдыхаемый воздух и т. п.).

Второй этап: интерпретация результатов указанных измерений в нормируемых величинах, т.е. восстановление значений поступления радионуклидов за год и соответствующей ожидаемой эффективной дозы с использованием дозиметрических и биокинетических моделей.

Проведение измерений физических величин проводят в соответствии с методиками измерений (МИ), интерпретацию результатов указанных измерений в нормируемых величинах проводят в соответствии с методиками выполнения расчетов (МВР). МИ и МВР, предназначенные для дозиметрического контроля внутреннего облучения, входят в состав методик радиационного контроля (МРК) и аттестуются в соответствии с требованиями, установленными в национальных стандартах.

Таблица П2.2 – Амбиентный эквивалент дозы на единичный флюенс, 10^{-12} Зв/(фотон/см^2).

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

Приложение 3 (информационное). Условные обозначения и сокращения

Применительно к настоящим МУ приняты следующие условные обозначения и сокращения:

C - объемная активность радионуклида
D - поглощенная доза в точке
$D_{T,R}$ - поглощенная доза в органе или ткани T излучения R
E - эффективная доза
$E^{внеш}$ - эффективная доза внешнего облучения
$E(\tau)$ - ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения (ожидаемая эффективная доза)
ε - переданная веществу энергия излучения
E_R - энергия частиц (фотонов) вида R
φ - плотность потока частиц
Φ - флюенс частиц
F - коэффициент перехода от операционных к нормируемым величинам при контроле индивидуальной эффективной дозы внешнего облучения.
G - индекс типа соединения радионуклида при ингаляционном поступлении
H - эквивалент дозы
$H^*(d)$ - амбиентный эквивалент дозы внешнего облучения
$H'(d,\Omega)$ - направленный эквивалент дозы внешнего облучения
$H_p(d)$ - индивидуальный эквивалент дозы внешнего облучения
H_T - эквивалентная доза внешнего облучения в органе или ткани T
$H_T(\tau)$ - ожидаемая эквивалентная доза облучения органа или ткани T внутреннего облучения (ожидаемая эквивалентная доза)
$k(L)$ - коэффициент качества излучения
L - линейная передача энергии
R - индекс излучения
T - индекс органа или ткани-мишени
U - индекс радионуклида
W_R - взвешивающий коэффициент для излучения R
W_T - взвешивающий коэффициент для органа или ткани T
АМАД - активностный медианный аэродинамический диаметр частиц аэрозоля
ДКРМ - дозиметрический контроль рабочего места
ДОА - допустимая объемная активность радионуклида
ИДК - индивидуальный дозиметрический контроль
ИИИ - источник ионизирующего излучения
КУ - контрольный уровень

ЛПЭ - полная линейная передача энергии заряженной частицей воде

МКРЕ - Международная комиссия по радиационным единицам и измерениям

МКРЗ - Международная комиссия по радиологической защите

МЭК - Международная электротехническая комиссия

МУ - методические указания

ОИАЭ - объект использования атомной энергии

РО - радиационный объект

СИЧ - спектрометр (счетчик) излучения человека

ТК - технический комитет

$У_{вк}$ - уровень введения индивидуального дозиметрического контроля

$У_{д}$ - уровень действия

$У_{и}$ - уровень исследования

ЭРОА - эквивалентная равновесная объемная активность (радона и торона)

Приложение 4 (справочное). Технические требования к средствам измерения операционных величин

П4.1. Технические требования к средствам радиационного контроля

Технические и метрологические требования к средствам дозиметрического контроля, в том числе к средствам измерения амбиентного эквивалента дозы и мощности амбиентного эквивалента дозы *H*(10)* фотонного и нейтронного излучений, изложены в стандартах, разработанных подкомитетом 45B «Приборы радиационной защиты» Технического комитета 45 «Ядерное приборостроение» Международной электротехнической комиссии (МЭК):

- МЭК 60846-1, 2009-04 «Приборы радиационной защиты – Измерители и/или мониторы (мощности) амбиентного и/или направленного эквивалента дозы бета-, рентгеновского и гамма-излучения – Часть 1: Портативные приборы для контроля рабочих мест и окружающей среды»
- МЭК 61005, ред. 3, 2014-07, «Приборы радиационной защиты – Измерители (мощности) амбиентного эквивалента дозы нейтронного излучения»;
- МЭК 61526, ред. 3, 2010-07 «Приборы радиационной защиты – Измерение эквивалентов индивидуальной дозы Hp(10) и Hp(0,07) для рентгеновского, гамма-, нейтронного и бета-излучения – Индивидуальные дозиметры с непосредственной индикацией показаний эквивалента дозы и мониторы»;
- МЭК 61066, 2006-06, ред. 2, «Приборы радиационной защиты – Термолюминесцентные дозиметрические системы для индивидуальной дозиметрии и дозиметрии окружающей среды»;
- МЭК 62387, ред. 1, 2012-04 «Приборы радиационной защиты – Пассивные интегрирующие дозиметрические системы от фотонного и бета-излучения для индивидуальной дозиметрии и дозиметрии окружающей среды».

П4.2. Общие положения стандартов МЭК

Неопределенности результатов измерения имеют следующие составляющие:

- ***основная относительная погрешность измерителей*** (собственная погрешность измерителя);
- ***неопределенность***, обусловленная зависимостью чувствительности прибора от энергии и угла падения излучения на детектор измерителя;
- ***дополнительные неопределенности***, обусловленные отличиями внешних условий измерения от установленных нормальных: температуры окружающей среды, давления, внешнего электромагнитного поля и др.

Основная (собственная) относительная погрешность средств измерений обусловлена нелинейностью чувствительности и статистическими флуктуациями, поэтому в стандартах последних лет исключено требование к основной относительной погрешности и предъявлены требования к линейности чувствительности и к статистическим флуктуациям показаний дозиметра.

Ограничение диапазона измерений: требование к линейности ограничивает верхнюю, а требование к статистическим флуктуациям – нижнюю границу диапазона измерений дозиметра.

Время отклика приборов – время показания 90 % нового значения при резком изменении мощности дозы. Требование к времени отклика является требованием как к чувствительности детекторов прибора, так и к алгоритму обработки сигналов в приборах. Требование к времени отклика ограничивает нижнюю границу диапазона измерений измерителя.

Калибровка дозиметров при мощности дозы менее 10 мкЗв/ч невозможна в стандартных условиях. Необходимость измерения прибором мощности дозы ниже 0,1 мкЗв/ч должна быть обоснована, и значения нижней границы диапазона измерения дозиметрами ниже 0,1 мкЗв/ч должны подтверждаться специальными исследованиями.

Эксплуатация дозиметров, измеряющих значения мощности дозы ниже 0,1 мкЗв/ч, в стандартных условиях невозможна.

Ниже приведены требования стандартов МЭК к основным техническим характеристикам приборов и при необходимости комментарии к ним.

П4.3. Требования к дозиметрам бета-, рентгеновского и гамма-излучения в соответствии со Стандартом МЭК 60846-1, 2009-04

П4.3.1. Диапазон мощности эквивалента дозы

В соответствии с рекомендациями МКРЕ диапазон мощности эквивалента дозы: от 0,1 мкЗв/ч до 10 мЗв/час. В большинстве случаев интересующие мощности эквивалента дозы находятся в пределах диапазона приблизительно от 1 мкЗв/ч до 10мЗв/ч.

П4.3.2. Минимальный действительный диапазон измерений мощности эквивалента дозы должен охватывать, как минимум, три порядка величины и включать в себя 10 мкЗв/ч для измеряемой величины H*(10) и 0,1 мЗв/ч для измеряемой величины H'(0,07).

П4.3.3. Изменение чувствительности, обусловленное энергией и углом падения излучения.

Требования для дозы (мощности) *H'* (0,07): Относительная чувствительность, обусловленная энергией от 10 кэВ до 250 кэВ и углом падения фотонного излучения от 0° до 45°, должна находиться в интервале от 0,71 до 1,67. Для углов падения излучения до ±90° изготовитель должен указывать относительную чувствительность для всех энергий излучения.

Требования для дозы (мощности) *H** (10): Относительная чувствительность, обусловленная энергией от 20 кэВ до 150 кэВ или от 80

кэВ до 1,5 МэВ и углом падения фотонного излучения от 0° до 45°, должна находиться в интервале от 0,71 до 1,67. Для углов падения излучения до ±90° изготовитель должен указывать относительную чувствительность для всех энергий излучения.

П4.3.4. Линейность и статистические флуктуации.

В стандартных условиях испытаний изменение относительной чувствительности к (мощности) дозе, обусловленное нелинейностью, не должно превышать диапазон от минус 15 % до + 22 % по всему действительному диапазону измерений для выбранного эталонного рентгеновского, гамма-излучения или бета-излучения.

Коэффициенты вариации по (мощности) дозы должны быть в пределах: для H=Ho: 15 %; для Ho<H<11Ho: (16-H/Ho)%; для H>11Ho: 5 %, где Ho – нижняя граница диапазона измерения (мощности) дозы.

П4.3.5. Время отклика.

При воздействии на дозиметр мощности эквивалента дозы ступенчатого или медленного приращения или понижения менее чем через 10 с после воздействия конечной мощности эквивалента дозы показание измерителя должно достичь: Gi+0,9(Gf-Gi), где Gi – начальное показание и Gf – конечное показание. Период времени 10 с применяется для значений Gf, составляющих более 1 мкЗв/ч, но менее чем 10 мЗв/ч. Для Gf выше этого значения время должно составлять 2 с или менее. Кроме того, через 60 с показание должно достигать (1±0,1)Gf для всех значений Gf.

П4.3.6. Отклик к импульсным полям ионизирующего излучения.

Испытания на чувствительность дозиметра (мощности) эквивалента дозы к полям импульсного излучения не являются обязательными…

П4.3.7. Показатели, которые могут быть использованы для классификации дозиметров для целей официального утверждения

Основная категория	**Символ**	**Минимально требуемый диапазон использования**	**Дополнительные расширения**			
			для диапазона энергии	**для диапазона углов**	**для диапазона мощности дозы**	**для диапазона дозы**
H*(10) гамма	Г	энергия: 80 кэВ – 1,5 МэВ угол: -45° - +45° мощность дозы: 3 порядка величины, включая 10 мкЗв/ч доза (если это предусмотрено): 3 порядка величины, включая 0,1 мЗв	m (mid): нижняя гр-ца 60 кэВ l (low): нижняя гр-ца 20 кэВ h (high): вкл. 6 МэВ	w (wide): -90° - +90°	a (аварийный): верхняя гр-ца 10 Зв/ч	a (аварийный): верхняя гр-ца 2 Зв f: нижняя гр-ца 10 мкЗв
H*(10) рент.	Х	энергия: 20 кэВ – 150 кэВ угол:-45° - +45° мощность дозы: 3 порядка величины, включая 10 мкЗв/ч	l (low): нижняя гр-ца 10 кэВ h (high): вкл. 300 кэВ	w (wide): -90° - +90°	a (аварийный): верхняя гр-ца 10 Зв/ч	a (аварийный): верхняя гр-ца 2 Зв f: нижняя гр-ца 10 мкЗв

		доза (если это предусмотрено): 3 порядка величины, включая 0,1 мЗв				
H'(0,07) рент., гамма	S (кожа)	энергия: 20 кэВ – 150 кэВ мощность дозы: 3 порядка величины, включая 10 мкЗв/ч доза (если это предусмотрено): 3 порядка величины, включая 0,1 мЗв	h (high): вкл. 300 кэВ u: (ultra): вкл. 1,3 МэВ		a (аварийный): верхняя гр-ца 10 Зв/ч	a (аварийный): верхняя гр-ца 2 Зв f: нижняя гр-ца 10 мкЗв
H'(0,07) бета	B	средняя энергия (Ecp): 200 кэВ – 800 кэВ мощность дозы: 3 порядка величины, включая 0,1 мЗв/ч доза (если это предусмотрено): 3 порядка величины, включая 0,1 мЗв	l (low): нижняя гр-ца 60 кэВ (Ecp)		a (аварийный): верхняя гр-ца 10 Зв/ч	a (аварийный): верхняя гр-ца 2 Зв f: нижняя гр-ца 10 мкЗв
Например, гамма-дозиметр для атомной станции для измерений в аварийных условиях может быть классифицирован как Gha….						

П.4.4. Требования к дозиметрам нейтронного излучения в соответствии со Стандартом МЭК 61005, ред. 3, 2014-07

П4.4.1 Требования к испытаниям.

Эталонное излучение: ^{241}Am/Be, ^{252}Cf, ^{252}Cf (D_2O) или D(d,n) ^{3}He, T(d,n) ^{4}He, T(p,n) и ^{7}Li (p,n) нейтронные генераторы.

П4.4.2. Действительный диапазон измерения начиная от мощности Но или от Но должен быть не меньше чем:

- для приборов с цифровой индикацией, начиная от второй значащей индицируемой цифры до максимально возможной индикации в каждом диапазоне...

П4.4.3. Минимальный действительный диапазон измерения мощности эквивалента дозы H*(10) должен покрывать по крайней мере четыре порядка величины и включать 10 мкЗв/ч.

В минимальном диапазоне измерений мощности дозы: 5 мкЗв/ч–1 Зв/ч: относительный отклик – 17 % ± 25 %

Примечание. Данное изменение отклика рассматривается как дополнительное к неопределенности условно истинного значения (±10 %).

В диапазоне энергии от тепловых энергий до 50 кэВ: относительный отклик должен быть в диапазоне 0,2-8,0;

В диапазоне от 50 кэВ до 10 МэВ: 0,5-2,0; для энергий выше 10 МэВ: должен быть (рекомендуется) 0,2–2,0.

В диапазоне углов падения излучения от 0 до 90°: относительный отклик ±25 %;

от ±90 до ±180 ° должен заявляться производителем.

Время отклика до достижения показаний 90 % от нового значения при резком изменении мощности дозы:

менее 30 с для мощности H*(10) менее 0,1 мЗв/ч;

10 с для мощности H*(10) между 0,1 мЗв/ч и 1,0 мЗв/ч;

4 с для мощности H*(10) более 1,0 мЗв/ч.

П4.5. Требования к индивидуальным электронным дозиметрам в соответствии со Стандартом МЭК 61526, ред. 3, 2010-07

П4.5.1 Размеры дозиметров не должны превышать 15х3х8 см, объем 300 $см^3$, а их масса (гамма-нейтронные) не должна превышать 350 г.

П4.5.2. Действительный диапазон измерений дозиметров должен охватывать, как минимум, диапазон от 100 мкЗв до 1 Зв для величины измерения *Н*р(10), и от 1 мЗв до 10 Зв для величины измерения *Н*р(0,07), а для большинства приложений измеряемые мощности эквивалента дозы должны находиться в диапазоне от 1 мкЗв $ч^{-1}$ до 1 Зв $ч^{-1}$.

П4.5.3. Требования к характеристикам излучения и испытания

Расширенная (k=2) относительная неопределенность условно истинного значения эквивалента дозы или мощности должна быть менее 10%=0,1 и должна быть учтена.

П.4.5.4 Дозиметры должны иметь минимальные диапазоны измерения:

для Нр(0,07) гамма-, рентгеновского и бета-излучений:

для дозы: от 1 мЗв до 10 Зв и

для мощности дозы: от 5 мкЗв/ч до 1 Зв/ч;

для Нр(10) гамма-излучения:

для дозы: 100 мкЗв до 1 Зв и

для мощности дозы: от 0,5 мкЗв/ч до 1 Зв/ч

для Нр(10) нейтронного излучения:

для дозы: от 100 мкЗв до 1 Зв и

для мощности дозы: от 5 мкЗв/ч до 1 Зв/ч

П4.5.5. Требования к нелинейности и статистическим флуктуациям

а) В стандартных условиях испытаний изменение относительной чувствительности, обусловленное нелинейностью, должно лежать от минус 17 % до +25 % по всему действительному диапазону измерений для выбранного эталонного рентгеновского, гамма-излучения или бета-излучения.

б) Статистические флуктуации показаний, измеряемые как коэффициент вариации, должны удовлетворять требованиям: коэффициенты вариации по эквиваленту дозы Нр(0,07), Нр(10) должны быть в пределах:
для Но<Н<11Но: (16-Н/Но)%; для Н>11Но: 5 %, где Но – нижняя граница диапазона измерения доз.

П4.5.6. Изменение чувствительности, обусловленное энергией и углом падения излучения.

Относительная чувствительность измерения Hp(10), Hp(0,07) и их мощностей, обусловленная энергией и углом падения фотонного, нейтронного и бета-излучения, должна находиться в интервале от 0,71 до 1,67 для разных энергии и углов падения излучения от 0° до 60°.

П4.5.7. Время отклика показания эквивалента дозы и аварийной сигнализации

При воздействии на дозиметр ступенчатого повышения мощности эквивалента дозы индикатор должен показывать значение с погрешностью менее чем (от минус 17 до плюс 25)% верхнего значения мощности эквивалента дозы в течение 10 с после воздействия на дозиметр конечной мощности эквивалента дозы. В случае ступенчатого повышения аварийная сигнализация, при установке на значение, составляющее половину от верхнего значения мощности эквивалента дозы, должна срабатывать в течение 2 с. В качестве альтернативы, любая задержка срабатывания не должна приводить к получению дозы свыше 10 мкЗв для мощности Hp(10) рентгеновского и гамма-излучения, свыше 100 мкЗв для мощности Hp(0,07) рентгеновского, гамма- и бета-излучения и свыше 500 мкЗв для мощности Hp(10) нейтронного излучения.

П4.5.8. Категории использования индивидуальных электронных дозиметров

Категория	**Обозначение**	**Минимальный требуемый диапазон использования**	**Варианты расширений**		
			для влияющей величины энергии	**для диапазона дозы**	**для влияющей величины мощности дозы**
$H_p(10)$ гамма-излучение	**G**	от 80 кэВ до 1,5 МэВ[а)] от 100 мкЗв до 10 Зв[б)] от 0,5 мкЗв/ч до 1 Зв/ч[в)]	**m** (ср.): нижний предел 60 кэВ **l** (низк.): нижний предел 20 кэВ **h** (выс.): вкл. 6 МэВ	**f**: нижний предел10 мкЗв	**a** (аварийный): верхний предел 10 Зв $ч^{-1}$
$H_p(10)$ рентгеновское излучение	**X**	от 20 кэВ до 150 кэВ[а)] от 100 мкЗв до 10 Зв[б)] от 0,5 мкЗв/ч до 1 Зв/ч[в)]	**l** (низк.): нижний предел 10 кэВ **h** (выс.): вкл. 300 кэВ	**f**: нижний предел10 мкЗв	**a** (аварийный): верхний предел 10 Зв $ч^{-1}$
$H_p(10)$ нейтронное излучение	**N**	от 0,025 эВ до 5 МэВ[а)] от 100 мкЗв до 1 Зв[б)] от 5 мкЗв/ч до 1 Зв/ч[в)]	—	**f**: нижний предел10 мкЗв	**a** (аварийный): верхний предел 10 Зв $ч^{-1}$
$H_p(0,07)$ рентгеновское, гамма-излучение	**S** (кожа)	от 20 кэВ до 150 кэВ[а)] от 1 мЗв до 10 Зв[б)] от 5 мкЗв/ч до 1 Зв/ч[в)]	**l**: нижний предел 15 кэВ **n**: нижний предел 10 кэВ	**g**: нижний предел 100 мкЗв	**a** (аварийный): верхний предел 10 Зв $ч^{-1}$
$H_p(0,07)$ бета-излучение	**B**	от 200 кэВ до 800 кэВ ($E_{ср.}$)[а)] от 1 мЗв до 10 Зв[б)]	**l**: нижний предел 60 кэВ (Eср.)	**g**: нижний предел 100 мкЗв	**a** (аварийный): верхний предел 10 Зв $ч^{-1}$

[а)] Минимальный диапазон энергии
[б)] Минимальный действительный диапазон измерения дозы
[в)] Минимальный диапазон измерения мощности дозы

П4.6. Требования к термолюминесцентным дозиметрическим системам для индивидуальной дозиметрии и дозиметрии окружающей среды в соответствии со Стандартом МЭК 61066, 2006-06, ред. 2

П.4.6.1. Радиационный фон при испытаниях

Образцовые условия: мощность H*(10) не более 0,1 мкЗв/ч;

Стандартные условия испытаний: H*(10) не более 0,25 мкЗв/ч

П4.6.2. Неопределенность условно истинного значения

Относительная расширенная неопределенность условно истинного значения эквивалента дозы должна быть меньше 7 %...

П.4.6.3. Учет естественного фона при испытаниях

Для измерений малых доз фотонного и бета-излучения необходимо принимать во внимание естественный фон. Для этого нужно взять значимое количество дозиметров (минимум 10) как фоновые, которые рассматриваются так же, как испытываемые дозиметры, но не облучаются. Среднее значение показаний этих дозиметров должно вычитаться из показаний испытываемых.

П.4.6.4 Нелинейность чувствительности для дозы Hp(10), Hp(0,07) в диапазоне 0,1 мЗв$\leq H \leq$1 Зв: изменение относительной чувствительности из-за нелинейности должно быть в пределах от −9 % до +11 %.

П4.6.4. Требования к изменению относительного отклика для ТЛД, обусловленного средней энергией и углом падения тех же излучений и статистическими флуктуациями

а) В стандартных условиях испытаний изменение относительного отклика должно лежать в пределах от минус 17 % до плюс 25 %.

б) Статистические флуктуации: показания, измеряемые как коэффициент вариации, должны удовлетворять требованиям (Hp(10), Hp(0,07)):

для H < 0,1 мЗв: 15 %; для 0,1 мЗв ≤ H < 1,1 мЗв: (16-H/0,1 мЗв)%; для H ≥ 1,1 мЗв: 5 %.

П4.6.5. Параметры дозиметрической системы

В зависимости от измеряемого эквивалента дозы пределы диапазона измерения должны иметь минимальные диапазоны:

Hp(10), H*(10) 0,1 мЗв≤H≤1 Зв

Hp(0,07)* 1 мЗв≤H≤10 Зв

**Примечание В РФ значение нижней границы диапазона измерения дозы $H_p(0,07)$ равно 2,0 мЗв.*

П4.6.6. Изменение чувствительности, обусловленное энергией и углом падения излучения

Относительная чувствительность измерения, обусловленная энергией и углом падения фотонного и бета-излучения, должна находиться в интервале от –29 % до +67 %:

Hp(10): для энергии 80 кэВ-1,25 МэВ и углов от 0° до ±60° от эталонного направления

Hp(0,07): для энергии 30 кэВ-250 кэВ и углов от 0° до ±60° от эталонного направления

П4.7. Требования к пассивным интегрирующим дозиметрическим системам от фотонного и бета-излучения для индивидуальной дозиметрии и дозиметрии окружающей среды в соответствии со Стандартом МЭК 62387, ред. 1, 2012-04

П4.8. Категории использования пассивных дозиметров

Основная категория	Символ	Минимально требуемый диапазон использования*	Дополнительные расширения		
			для диапазона энергии	для нижней границы диапазона измерения	для верхней границы диапазона измерения
Hp(10) фотоны	Г (гамма)	80 кэВ – 1,25 МэВ[а] 0,1 мЗв – 1 Зв[б]	m (mid): нижняя 60 кэВ l (low): нижняя 20 кэВ h (high): вкл. 7 МэВ	f: нижняя гр-ца 0,01 мЗв	a (аварийный): верхняя гр-ца 10 Зв
H*(10) фотоны	E (окр. среда)	80 кэВ – 1,25 МэВ[а] 0,1 мЗв – 1 Зв[б]	m (mid): нижняя 60 кэВ l (low): нижняя 20 кэВ h (high): вкл. 7 МэВ	f: нижняя гр-ца 0,01 мЗв	a (аварийный): верхняя гр-ца 10 Зв
Hp(0,07) фотоны	S (кожа)	30 кэВ – 250 кэВ 1 мЗв – 10 Зв[б]	l (low): нижняя 20 кэВ n: нижняя 15 кэВ	g: нижняя гр-ца 0,1 мЗв	a (аварийный): верхняя гр-ца 10 Зв
Hp(0,07) бета	B (бета)	200 кэВ – 800 кэВ (Eср)[а] 1 мЗв – 10 Зв[б]	l (low): нижняя 60 кэВ (Eср)[а]	g: нижняя гр-ца 0,1 мЗв	a (аварийный): верхняя гр-ца 10 Зв
а – минимальный диапазон энергии б – минимальный действительный диапазон измерений					

**Примечание В РФ значение нижней границы диапазона измерения дозы $H_p(0,07)$ равно 2,0 мЗв.*

Приложение 5 (справочное). Порядок учета фона

1. Наиболее точно индивидуальный эквивалент дозы, обусловленный природным радиационным фоном в географическом районе размещения предприятия, может быть определен с использованием твердотельных термолюминесцентных дозиметров (дозиметров-накопителей), экспонируемых в течение дли длительного промежутка времени.

2. Для измерения индивидуального эквивалента дозы термолюминесцентные дозиметры размещают на антропоморфном фантоме в помещении, в котором отсутствуют источники ионизирующего излучения. Помещение может находиться в пределах санитарно-защитной зоны предприятия либо на ее границе. В большинстве случаев такому требованию наиболее удовлетворяет пространство возле кассетницы, в которой хранятся индивидуальные дозиметры работников во внерабочее время, или помещение СРБ, в котором нет источников излучения. Вместо антропоморфного фантома допускается использование заполненной водой фляги из пластика объемом 20 л.

3. Измерение фона осуществляется в течение длительного периода t (месяц, квартал), на основании чего рассчитывается фон за сутки, час.

4. Неопределенность измерения фона – не более 20 %.

5. Полученное значение фона используется при обработке результатов индивидуального дозиметрического контроля персонала. Для этого из показаний дозиметра вычитаются значения фона за соответствующий период времени.

6. Показания индивидуального дозиметра работника за период времени t за вычетом фона за тот же период времени t являются индивидуальной эффективной дозой профессионального облучения, полученной работником за время t.

7. При низких показаниях индивидуального дозиметра, измеряющего индивидуальный эквивалент дозы за время t, сопоставимой со значением результата измерения дозы за счет природного фона за время t, результат вычитания содержит значительные статистические неопределенности, приводящие, в том числе, к появлению отрицательных значений. С учетом этого, результаты измерения, из которых вычтена фоновая составляющая и находящиеся в пределах ± 50 % от значения фона, считаются недостоверно отличающимися от нуля и поэтому приравниваются к нулю.

8. Положительные результаты, полученные после вычитания природного фона, превышающие 50 % от значения фона за этот же период времени, регистрируются в качестве дозы профессионального облучения работника за время t.

9. Отрицательные результаты, отличающиеся по абсолютной величине от значения фона более чем на 50 %, свидетельствуют о возможной неисправности дозиметрической системы или ее неправильной калибровке.

Дозиметрическая система должна быть направлена в поверку или калибровку.

10. Нижний предел измерения (НПИ) дозиметрической системы должен составлять 10 % от значения фона.

11. Порядок учета фона при определении дозы внутреннего облучения устанавливается в методике измерений.

Приложение 6 (информационное). Библиографические данные

1. СанПиН 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы.
2. СП 2.6.1.2612-10. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010): Санитарные правила и нормативы (в редакции изменения № 1, утвержденного Постановлением Главного государственного врача Российской Федерации от 16.09.2013 № 43).
3. ICRP, Reference Man: Anatomical, Physiological and Metabolic Characteristics. Publication No. 23, Pergamon Press, Oxford (1975).
4. ICRP, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, ICRP Publication No. 30, Part 1 Ann. ICRP 2 (3/4), Pergamon Press, Oxford (1979); ICRP Publication No. 30,

   Part 2, Ann. ICRP 4 (3/4), Pergamon Press, Oxford (1980); ICRP Publication 30,

   Part 3, Ann. ICRP 6 (2/3), Pergamon Press, Oxford (1981); ICRP Publication No. 30,

   Part 4, Ann. ICRP 19 (4), Pergamon Press, Oxford (1988)
5. ICRP, Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 1, ICRP Publication No. 56, Ann. ICRP 20 (2), Pergamon Press, Oxford (1989).
6. ICRP, Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 2, Ingestion Dose Coefficients, ICRP Publication No. 67, Ann. ICRP 23 (3/4), Elsevier Science, Oxford (1993).
7. ICRP, Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 3, Ingestion Dose Coefficients, ICRP Publication No. 69, Ann. ICRP 25 (1), Elsevier Science, Oxford (1995).
8. ICRP, Protection against Radon-222 at Home and at Work, ICRP Publication No. 65, Ann. ICRP 23 (2), Pergamon Press, Oxford (1993).
9. ICRP, Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection, ICRP Publication No. 66, Ann. ICRP 24 (1-3), Elsevier Science, Oxford (1994).
10. ICRP, Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers, ICRP Publication No. 68, Ann. ICRP 24 (4), Elsevier Science, Oxford (1994).
11. ICRP, Basic Anatomical and Physiological Data for use in Radiological Protection: The Skeleton, ICRP Publication No. 70, Annals of the ICRP 25 (2), Elsevier Science, Oxford (1995).
12. ICRP, Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides, Part 4, Inhalation Dose Coefficients, ICRP Publication No. 71, Ann. ICRP 25 (3-4), Elsevier Science, Oxford (1995).

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

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

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

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

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

18. Единые требования к системе приборов индивидуального дозиметрического контроля внешнего облучения (ЕТ ИДК 86).- М.: 1987.

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

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

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

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

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

24. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication No 60.- Ann ICRP 21 (1-3) 1991 (Радиационная безопасность. Рекомендации МКРЗ 1990 г. Ч. 1, Ч. 2. М.: Энергоатомиздат, 1994).

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

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

27. ГОСТ Р 8.563-2009 ГСИ. Методики выполнения измерений.

28. ГОСТ 27451-87 Средства измерений ионизирующих

излучений. Общие технические условия.

29. ГОСТ 29074-91 Аппаратура контроля радиационной обстановки. Общие требования.
30. РД50-454-84 Методические указания. Внедрение и применение ГОСТ 8.417-81 ГСИ. Единицы физических величин в области ионизирующих излучений.
31. МИ 2453-2000 ГСИ. Методики радиационного контроля. Общие требования.

Приложение 7 (информационное). Список исполнителей

Методические указания МУ 2.6.5.028–2016. Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в условиях планируемого облучения. Общие требования.

Руководитель работы:	В.Н. Клочков (ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России)
д.т.н.	
Исполнители:	
к.ф.-м.н.	В.А. Кутьков (НИЦ «Курчатовский институт»)
к.т.н.	О.А. Кочетков (ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России)
к.т.н.	Ю.В. Абрамов (ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России)
к.т.н.	А.А. Молоканов (ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России)
к.т.н.	К.Н. Нурлыбаев (НПП «Доза»)
к.т.н	А.П. Панфилов (Госкорпорация «Росатом»)
	В.Ю. Усольцев (Госкорпорация «Росатом»)
д.т.н., профессор	В.П. Ярына (ФГУП «ВНИИФТРИ»)
д.т.н., профессор	Б.В. Поленов (АО «СНИИП»)

gost.e-ecolog.ru