Государственное санитарно-эпидемиологическое нормирование Российской Федерации

2.6.5. Атомная энергетика и промышленность

Организация аварийного радиационного контроля внешнего облучения персонала при проведении работ на ядерно-опасных участках предприятий госкорпорации «Росатом». Общие требования

Методические указания
МУ 2.6.5.053–2017

Издание официальное

Москва
2018

gost.e-ecolog.ru

1. Разработаны:

Федеральным медицинским биофизическим центром им. А.И. Бурназяна (к.т.н. Кочетков О.А. – руководитель разработки, д.т.н. Клочков В.Н., к.т.н. Абрамов Ю.В., д.б.н. Соловьев В.Ю.);

НИЦ «Курчатовский институт» (к.ф.-м.н. Кутьков В.А.);

ФГУП «РФЯЦ – ВНИИЭФ» (к.т.н. Тарасова Е.Ю.);

НПП «Доза» (к.т.н. Нурлыбаев К.);

ФГУП «ВНИИФТРИ» (д.т.н., профессор Ярына В.П.)

2. Рекомендованы к утверждению Подкомиссией по государственному санитарно-эпидемиологическому нормированию ФМБА России (протокол от № 05/2017 от 11.10.2017).

3. Утверждены заместителем руководителя Федерального медико-биологического агентства, Главным государственным санитарным врачом по обслуживаемым организациям и обслуживаемым территориям Романовым В.В. 11.10.2017.

4. Дата введения в действие – с момента утверждения.

5. Вводятся взамен МУ 2.6.1.34-04. Методические указания. «Организация аварийного радиационного контроля внешнего облучения персонала при проведении работ на ядерно-опасных участках предприятий Минатома России. Общие требования», утвержденных Руководителем Департамента безопасности, экологии и чрезвычайных ситуаций Минатома России Агаповым А.М. 22.04.2004, Главным Государственным санитарным врачом по объектам и территориям, обслуживаемым Федеральным Управлением «Медбиоэкстрем», Романовым В.В. 29.04.2004.

Содержание

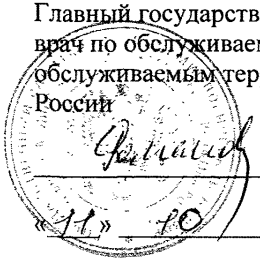
1. Область применения ... 111
2. Нормативные ссылки ... 112
3. Термины и определения ... 112
4. Содержание и технические средства аварийного радиационного контроля внешнего облучения ... 112
5. Организация аварийного радиационного контроля внешнего облучения ... 114
6. Объем информации, необходимой для описания радиационной обстановки при аварии ... 115
7. Требования к метрологическому, методическому и аппаратурному обеспечению аварийного радиационного контроля ... 115
8. Оценка поглощенной дозы по результатам измерений ... 116
Приложение А (рекомендуемое). Типовая методика предварительной оценки поглощенной дозы нейтронного излучения в точке нахождения участника аварии при СЦР по величине мощности дозы гамма-излучения от торса участника аварии ... 117
Приложение Б (рекомендуемое). Типовая методика предварительной оценки флюенса нейтронного излучения в точке нахождения участника аварии при СЦР по величине наведенной активности в крови участника аварии методом атомно-абсорбционного анализа ... 119
Приложение В (рекомендуемое). Типовая методика предварительной оценки дозы облучения нейтронами отдельных органов участника аварии при СЦР ... 123
Приложение Г (рекомендуемое). Типовая методика предварительной оценки дозы гамма-нейтронного излучения с помощью воксел-фантомной технологии ... 129
Приложение Д (рекомендуемое). Сопроводительная документация ... 130
Приложение Е (справочное). Технические и метрологические требования к средствам контроля радиационной обстановки в аварийных условиях ... 132
Приложение Ж (справочное). Библиография ... 147

Условные обозначения и сокращения

В настоящих Методических указаниях приняты следующие условные обозначения и сокращения:

АСРК	– автоматизированные системы радиационного контроля;
АРК	– аварийный радиационный контроль;
ДКРМ	– дозиметрический контроль рабочих мест;
ИДК	– индивидуальный дозиметрический контроль;
ИИИ	– источник ионизирующего излучения;
МАГАТЭ	– Международное агентство по атомной энергии;
МКРЕ	– Международная комиссия по радиационным единицам и измерениям;
МКРЗ	– Международная комиссия по радиологической защите;
МУ	– методические указания;
САС	– система аварийной сигнализации;
СЦР	– самоподдерживающаяся цепная реакция;
ЯОУ	– ядерно-опасный участок работы;
ЯРБ	– ядерная и радиационная безопасность;
ЭПР	– электронный парамагнитный резонанс.

УТВЕРЖДАЮ
Заместитель руководителя Федерального медико-биологического агентства, Главный государственный санитарный врач по обслуживаемым организациям и обслуживаемым территориям ФМБА России



_____ В.В. Романов

«11» 10 _____ 2017 г.

Дата введения – с момента утверждения

2.6.5. Атомная энергетика и промышленность

Организация аварийного радиационного контроля внешнего облучения персонала при проведении работ на ядерно-опасных участках предприятий госкорпорации «Росатом». Общие требования

Методические указания

МУ 2.6.5.053 – 2017

1. Область применения

1.1. Настоящие Методические указания (далее – МУ) устанавливают общие требования и принципы организации и проведения аварийного радиационного контроля (далее – АРК) внешнего облучения персонала при проведении работ на ядерно-опасных участках (далее – ЯОУ) Госкорпорации «Росатом», а также при проведении работ с делящимся материалом в количестве, создающем возможность возникновения СРЦ.

1.2. Данные МУ разработаны в целях обеспечения единства методических подходов к АРК внешнего облучения, реализации Единой государственной системы контроля и учета индивидуальных доз облучения граждан (ЕСКИД), а также положений, изложенных в Методических указаниях:

– МУ 2.6.5.008-2016. Контроль радиационной обстановки. Общие требования;

– МУ 2.6.5.026-2016. Дозиметрический контроль внешнего профессионального облучения. Общие требования;

– МУ 2.6.5.028-2016. Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в условиях планируемого облучения. Общие требования;

– МУ 2.6.5.037-2016. Контроль эквивалентной дозы фотонного и бета-излучения в коже и хрусталике глаза;

– МУ 2.6.5.040-2016. Определение дозы незапланированного или аварийного облучения персонала предприятий Госкорпорации «Росатом»;

– МУ 2.6.5.052-2017. Определение индивидуальной эффективной дозы нейтронного излучения.

1.3. МУ предназначены для специалистов службы радиационной безопасности и службы ядерной безопасности организаций Госкорпорации «Росатом» и других заинтересованных организаций, межрегиональных управлений и центров гигиены и эпидемиологии ФМБА России, организаций, разрабатывающих приборное и методическое обеспечение радиационного контроля.

1.4. В организациях Госкорпорации «Росатом» требования настоящих МУ должны быть учтены в нормативно-методических документах организаций по действиям при возникновении радиационной аварии.

2. Нормативные ссылки

Настоящие МУ разработаны на основании и с учетом следующих нормативных документов:

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

2.2. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности ОСПОРБ 99/2010. Санитарные правила и нормативы СП 2.6.1.2612-10. Утверждены Постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 26.04.2010 № 40. Зарегистрированы Министерством юстиции Российской Федерации 11.08.2010, рег. № 18115. (в ред. изменений № 1, утв. Постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 16.09.2013 № 43).

2.3. МУ 2.6.5.008-2016. Контроль радиационной обстановки. Общие требования;

2.4. МУ 2.6.5.028-2016. Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения. Общие требования.

2.5. МУ 2.6.5.026-2016. Дозиметрический контроль внешнего профессионального облучения. Общие требования.

2.6. МУ 2.6.1.065-14. Дозиметрический контроль профессионального внутреннего облучения. Общие требования.

2.7. МУ 2.6.5.040-2016. Определение дозы незапланированного или аварийного облучения персонала предприятий Госкорпорации «Росатом.

2.8. МУ 2.6.5.037-2016. Контроль эквивалентных доз фотонного и бета-излучения кожи и хрусталика глаза.

2.9. ГОСТ Р 1.5-92. ГСС. Общие требования к построению, изложению, оформлению и содержанию стандартов.

2.10. Руководство Р 1.1.050-16. Порядок разработки, изложения, оформления и представления нормативных и методических документов системы государственного санитарно-эпидемиологического нормирования в подкомиссию по специальному нормированию ФМБА России.

2.11. ГОСТ 22.0.02-94. Безопасность в чрезвычайных ситуациях. Термины и определения основных понятий.

2.12. МУ 2.6.5.052-2017. Определение индивидуальной эффективной дозы нейтронного излучения.

3. Термины и определения

В настоящем документе использованы термины и определения, установленные Федеральными законами, НРБ-99/2009 и ОСПОРБ-99/2010, МУ 2.6.5.028-2016.

4. Содержание и технические средства аварийного радиационного контроля внешнего облучения

4.1. Система аварийного радиационного контроля (далее – АРК) внешнего облучения является составной частью системы радиационного контроля. Система АРК должна

обеспечить получение информации о количественных и качественных показателях аварийного облучения различного характера, в том числе облучения в случае самопроизвольной цепной реакции (далее – СЦР). Система АРК является неотъемлемой частью системы обеспечения радиационной и ядерной безопасности персонала предприятия.

4.2. Задачей АРК внешнего облучения является обнаружение факта радиационной аварии и достоверная оценка индивидуальной дозы внешнего облучения участников аварии для оценки медицинских последствий аварийного облучения.

Основной функцией АРК является получение информации, необходимой для определения поглощенной дозы D_T в тканях T.

Важным элементом системы аварийного реагирования является система аварийной сигнализации о самоподдерживающейся цепной реакции (САС СЦР), основной функцией которой в соответствии с требованиями ПБЯ-06-10-99 [1] является обнаружение СЦР на ЯОУ и выдача сигналов о необходимости эвакуации работников из ядерно-опасной зоны.

4.3. Система АРК внешнего облучения реализуется путем использования следующих видов технических средств:

– индивидуальные дозиметры фотонного и нейтронного излучения, дающие информацию об индивидуальном эквиваленте дозы $H_p(10)$, которую можно использовать для оценки поглощенной дозы D_T в тканях;

– индивидуальные дозиметры для хрусталика глаза, дающие информацию об индивидуальном эквиваленте дозы $H_p(3)$ для бета-фотонного излучения. Поскольку такие дозиметры не являются широко доступными, может возникнуть необходимость использования величины $H_p(10)$ для оценки дозы облучения хрусталика глаза в случаях аварийного облучения;

– индивидуальные дозиметры, располагаемые на конечностях, дающие информацию об индивидуальном эквиваленте дозы на кожу бета-фотонного излучения;

– автоматическая система радиационного контроля (далее – АСРК) или автоматизированные посты с дозиметрами, обеспечивающими измерение аварийных уровней мощности дозы гамма- и нейтронного излучения;

– размещаемые на рабочих местах персонала на ЯОУ переносные приборы, обеспечивающие измерение аварийных уровней дозы и/или мощности дозы гамма-, бета- и нейтронного излучения.

4.4. Требования к переносным приборам для измерения дозы (мощности дозы) гамма-, бета- и нейтронного излучения изложены в МУ 2.6.5.008-2016.

Обязательным требованием к стационарным и переносным дозиметрам, а также к индивидуальным электронным дозиметрам является наличие звуковой и световой сигнализации о превышении установленного порога мощности дозы и дозы фотонного и нейтронного излучения.

4.5. При аварийной ситуации измеряют значения индивидуального эквивалента дозы фотонного и нейтронного излучения $H_p(10)$. Значения амбиентного эквивалента дозы фотонного и нейтронного излучения $H^*(10)$ определяют по показаниям блоков детектирования автоматической системы радиационного контроля, ближайших к участнику аварии. Также, если возможно, измеряют индивидуальные эквиваленты дозы $H_p(3)$.

При необходимости восстановления дозы аварийного облучения при СЦР по различным органам и тканям дополнительно к инструментальным методам применяют расчетные методы.

4.6. Дозу аварийного облучения работника следует (если это возможно) фиксировать в документации (электронной базе) отдельно от дозы облучения, полученной при нормальной эксплуатации радиационного объекта.

4.7. Индивидуальный дозиметр для текущего контроля должен быть способен обеспечить информацию об индивидуальном эквиваленте дозы $H_p(10)$ фотонного излуче-

ния с верхним пределом измерения не менее 10 Зв для того, чтобы он мог служить в качестве специального аварийного дозиметра.

4.8. При определении последствий аварийного облучения экспертами, привлекаемыми к расследованию аварии, могут быть использованы различные методы (гематологические, цитогенетические, генетические, физические), позволяющие восстановить условия аварийного облучения и оценить характеристики радиационного воздействия.

К физическим относятся методы, которые связаны с исследованием физических (а не биологических) эффектов, вызванных облучением, даже в том случае, если они происходят в биологических тканях, таких как волосы, ногти, эмаль зубов или костная ткань. Как правило, время от взятия пробы до получения оценочных характеристик дозы составляет от 1 до 48 часов, в зависимости от требуемой точности.

5. Организация аварийного радиационного контроля внешнего облучения

5.1. Принятие решения о введении АРК внешнего облучения на предприятии определяется характером проводимых работ с делящимся материалом и количеством делящегося материала на рабочем месте.

5.2. На каждом ЯОУ должен быть составлен прогноз радиационных последствий аварии с учетом максимального энерговыделения при СЦР.

5.3. На каждом ЯОУ должна быть реализована система АРК внешнего облучения, включающая технические средства согласно п.4.3 настоящих МУ.

5.4. Персонал при проведении ядерно-опасных работ должен быть обеспечен индивидуальными дозиметрами гамма-нейтронного излучения. Целесообразно применение нескольких индивидуальных дозиметров гамма-нейтронного излучения, размещаемых на разных частях тела.

5.5. Для оценки дозы внешнего облучения при радиационной аварии могут быть использованы:

– значения индивидуального эквивалента дозы $H_p(10)$ фотонного и нейтронного излучения по показаниям индивидуальных дозиметров;

– значения амбиентного эквивалента дозы $H^*(10)$ фотонного и нейтронного излучения по показаниям дозиметров АСРК;

– значения индивидуального эквивалента дозы $H_p(3)$, $H_p(0,07)$ фотонного и нейтронного излучения по показаниям индивидуальных дозиметров (при их наличии);

– значения амбиентного эквивалента дозы фотонного и нейтронного излучения по показаниям размещаемых на рабочих местах персонала на ЯОУ переносных дозиметров для создания картограмм полей излучения;

– результаты дозиметрического контроля рабочих мест (ДКРМ).

5.6. Для предварительной оценки дозы аварийного облучения могут быть использованы следующие методы:

– метод определения дозы с помощью индивидуальных и переносных дозиметров, показаний приборов АСРК;

– метод предварительной оценки поглощенной дозы нейтронного излучения в точке нахождения участников аварии при СЦР по величине мощности дозы гамма излучения от торса участника аварии (Приложение А);

– метод предварительной оценки флюенса нейтронного излучения в точке нахождения участника аварии при СЦР по величине наведенной активности в крови участника аварии (Приложение Б);

– метод предварительной оценки дозы облучения нейтронами отдельных органов участников аварии при СЦР (Приложение В);

– метод измерения наведенной активности сопутствующих предметов, изъятых у участников аварии;

– метод ЭПР-спектрометрии зубов участников аварии в соответствии с ГОСТ Р 22.3.04-96 [2];

– метод ЭПР-спектрометрии тканей одежды участников аварии в соответствии с МУ 2.6.1.003-03 [3];

– оценка дозы гамма-нейтронного излучения с помощью воксел-фантомной технологии расчетов (Приложение Г);

– моделирование аварийной ситуации (если это возможно).

5.7. Моделирование аварийной ситуации проводят сотрудники службы радиационной безопасности с привлечением (при необходимости) сотрудников ФМБА России и научно-исследовательских организаций с использованием антропоморфного фантома человека.

5.8. Результаты моделирования оформляются в виде отчета, утверждаемого в установленном в организации порядке.

6. Объем информации, необходимой для описания радиационной обстановки при аварии

6.1. Объем первичной дозиметрической информации, необходимой для описания радиационной обстановки и оценки дозы облучения участников аварии, определяется в соответствии с методическими указаниями МУ 2.6.5.040-2016.

6.2. В случае возникновения СЦР в результате осуществления всех мероприятий АРК внешнего облучения участников аварии должна быть представлена следующая информация:

– место аварии (помещение, здание, площадка);

– классификация аварии (характеристика источника, характер воздействия (импульсное или статическое облучение), расположение источника, размеры помещения и т. п.);

– количество участников аварии;

– сведения о результатах оценки дозы аварийного облучения участников аварии;

– показания индивидуальных дозиметров со схемой размещения их на теле;

– показания стационарных и зонных дозиметров со схемой размещения их в помещении;

– положение участников аварии во время аварии относительно источника излучения, время нахождения около источника, возможные перемещения и т. п. (по каждому участнику аварии);

– количество участников аварии с дозой аварийного облучения 0,2–1 Зв и с дозой аварийного облучения выше 1 Зв;

– характеристика радиационной обстановки в помещении.

6.3. Полученная таким образом информация оформляется в установленном порядке и передается в виде заполненной Карточки эвакуации (Приложение Д), которая направляется вместе с участниками аварии в лечебное учреждение.

7. Требования к метрологическому, методическому и аппаратурному обеспечению аварийного радиационного контроля

Дозиметрические измерения относятся к сфере государственного регулирования. Нормативные документы Государственной системы обеспечения единства измерений определяют следующие общие требования к обеспечению контроля дозы облучения персонала:

– для контроля дозы облучения персонала должны применяться средства измерений утвержденного типа, прошедшие испытания и внесенные в федеральный информационный фонд по обеспечению единства измерений, проходящие периодическую поверку в установленном порядке;

– методики радиационного контроля должны удовлетворять требованиям ГОСТ 8.638-2013 [4], МИ 2453-2015 [5], ГОСТ Р 8.563-2009 [6], Метрологическим требованиям Госкорпорации «Росатом» [7] и быть аттестованными в установленном порядке;

– служба радиационного контроля должна быть аккредитована на техническую компетентность в установленном порядке.

Технические и метрологические требования к средствам измерения операционных величин в аварийных условиях представлены в справочном Приложении Е.

8. Оценка поглощенной дозы по результатам измерений

8.1. Для оценки поглощенной дозы гамма-нейтронного излучения в органах тела участников аварии используются результаты измерения индивидуального эквивалента дозы индивидуальными дозиметрами, результаты измерения амбиентного эквивалента дозы дозиметрами системы АРК, результаты измерения амбиентного эквивалента дозы переносными дозиметрами, размещаемыми на рабочих местах персонала на ЯОУ.

8.2. Результаты измерений наведенной активности радионуклида ^{24}Na в теле участников аварии используются для оценки усредненной поглощенной дозы нейтронного облучения всего тела участника аварии [8].

8.3. Результаты измерения мощности дозы гамма-излучения от тела участника аварии вследствие наведенной активности радионуклида ^{24}Na в теле используются для оценки усредненного по всему телу флюенса нейтронов и усредненной поглощенной дозы нейтронного излучения всего тела участника аварии [9,10].

8.4. Поглощенная доза, определенная по сигналу электронного парамагнитного резонанса (ЭПР) эмали зуба используется для оценки усредненной по тканям головы поглощенной дозы фотонов [2].

8.5. Поглощенная доза, определенная по сигналу ЭПР тканей одежды, используется для оценки поглощенной дозы фотонов в месте прилегания образца ткани к телу участника аварии [3].

8.6. Поглощенная доза, определенная по хромосомным аберрациям лимфоцитов крови, используется для оценки поглощенной дозы, усредненной по всему телу участника аварии [11].

8.7. Информация о полученной дозе аварийного облучения фиксируется в карточке (электронной базе) учета индивидуальных доз облучения отдельно от информации о текущем облучении и хранится в течение 50 лет.

Приложение А (рекомендуемое). Типовая методика предварительной оценки поглощенной дозы нейтронного излучения в точке нахождения участника аварии при СЦР по величине мощности дозы гамма-излучения от торса участника аварии

А.1. Оперативную оценку нейтронной составляющей дозы аварийного облучения наиболее просто провести с помощью измерения уровня гамма-излучения продуктов активации в теле человека, величина которого пропорциональна флюенсу нейтронов.

А.2. Основной вклад в поглощенную дозу внешнего облучения персонала при ядерной аварии вносит нейтронная составляющая излучения СЦР. Быстрые нейтроны замедляются в теле человека и захватываются в нем как в процессе замедления, так и по достижению теплового равновесия (Таблица А1).

Таблица А1 *– Характеристики нуклидов, образующихся в теле человека в результате активации нейтронами*

Изотоп, содержащийся в теле человека	Процентное отношение содержания, %	Реакции взаимодействия	Период полураспада
^{15}N	0,37	^{15}N (n, γ) ^{16}N	7,35 сек
^{18}O	0,2	^{18}O (n, γ) ^{19}O	27 сек
^{23}Na	100	^{23}Na (n, γ) ^{24}Na	15 час
^{26}Mg	11,01	^{26}Mg (n, γ) ^{27}Mg	9,51 мин
^{36}S	0,02	^{36}S (n, γ) ^{37}S	5,04 мин
^{37}Cl	24,23	^{37}Cl (n, γ) ^{38}Cl	37,7 мин
^{39}K	93,26	^{39}K (n, γ) ^{40}K	$1{,}3 \cdot 10^{9}$ лет
^{41}K	6,73	^{41}K (n, γ) ^{42}K	12,5 час
^{46}Ca	0,001	^{46}Ca (n, γ) ^{47}Ca	4,5 дня
^{48}Ca	0,19	^{48}Ca (n, γ) ^{49}Ca	8,75 мин

А.3 В теле человека под воздействием нейтронного излучения образуется несколько десятков радиоактивных нуклидов, но это в основном либо чистые бета-излучатели; либо сечения реакций очень малы; либо периоды полураспада настолько малы, что невозможно успеть измерить их содержание; либо периоды полураспада слишком велики, а наведенная активность мала для достоверных измерений.

А.4. Из-за разницы в периодах полураспада и сечениях активации, гамма-излучение тела через несколько минут после аварии в основном обусловлено нуклидами ^{24}Na, ^{38}Cl, ^{42}K (Таблица А2). Натрий, хлор и калий достаточно быстро распространяются через жидкости тела практически равномерно по всему организму.

Таблица А2 – Основные дочерние элементы, образующиеся по реакции (n,γ) и их радиационные характеристики

Характеристики изотопов химических элементов	Значения характеристик радиоактивных химических элементов		
Реакция взаимодействия	$^{23}Na(n,\gamma)^{24}Na$	$^{37}Cl(n,\gamma)^{38}Cl$	$^{41}K(n,\gamma)^{42}K$
Содержание изотопа предшественника в естественной смеси изотопов, %	100	24,23	6,73
Количество изотопа предшественника в составе тела стандартного человека, г	105	95	140
Период полураспада	15,0 ч	0,63 ч	12,36 ч
Полная гамма-постоянная, аГр·м^2·с$^{-1}$·Бк$^{-1}$	119,7	44,6	8,902
Выход гамма-квантов, квант/распад	2	0,765	0,183
Энергия фотонов, МэВ	1,369; 2,754	1,642; 2,168	1,525
Мощность поглощенной дозы фотонного излучения от каждого элемента на нулевой момент времени после облучения, мкГр/час	19,0	6,8	1,9
Вклад каждого элемента в мощность поглощенной дозы фотонного излучения от тела относительно ^{24}Na	1,0	0,357	0,1

А.5. Различие в периодах полураспада для ^{24}Na (15 ч) и ^{42}K (12,34 ч) невелико, и в течение первых двух суток после облучения их распад можно рассматривать как распад одного элемента с погрешностью 5%. С учетом небольшого периода полураспада ^{38}Cl через 20 минут после облучения мощность дозы гамма-излучения от тела участника аварии определяется активностью ^{24}Na с погрешностью, не превышающей +25%.

А.6. Как видно из Таблицы А2, энергия фотонов ^{24}Na, ^{38}Cl, ^{42}K, образовавшихся в тканях человека в результате СЦР, находится в пределах от 1,37 до 2,76 МэВ. Тело участника аварии можно считать толстым изотропным источником фотонов, которые выходят с поверхности тела, частично поглощаясь в нем. Вклад в мощность дозы на поверхности от центрального слоя толщиной 1 см, находящегося на глубине 12 см, не превышает 15% [12]. В указанном выше диапазоне энергий различие в поглощении фотонов телом составляет около 5%, и его можно не учитывать.

А.7. Оценка наведенной активности в теле человека может проводиться различными методами: измерением мощности дозы фотонного излучения переносными приборами радиационного контроля, измерением активности (удельной активности) во всем теле с использованием сцинтилляционного (с кристаллом NaI) или полупроводникового (с детектором из особо чистого германия) гамма-спектрометра.

А.8. Оперативная оценка дозы нейтронного облучения проводится непосредственно на ЯОУ (в «Укрытии» или ином месте сбора персонала вне ядерно-опасной зоны) сотрудниками службы радиационной безопасности предприятия через 15–20 минут после возникновения СЦР. Блок детектирования используемого средства измерения прикладывается вплотную к торсу участника аварии. При этом должно быть учтено или исключено влияние возможного загрязнения поверхности тела бета-активными веществами. Показания средства измерения по градуировочным зависимостям (графикам, таблицам или формулам) переводят в поглощенную дозу нейтронного облучения. Указанные калибровочные зависимости могут быть получены при проведении исследований (экспериментальных или расчетных) процессов активации тканеэквивалентного материала

антропоморфного фантома в полях нейтронного излучения, которые могут быть реализованы в условиях конкретного ЯОУ.

А.9. Поглощенную дозу нейтронного излучения в случае СЦР, возникающей в металлических и водных системах из высокообогащённого ^{235}U (90% и выше) без отражателей, можно определить, воспользовавшись калибровочными зависимостями, приведенными в справочном Приложении к [9].

Приложение Б (рекомендуемое). Типовая методика предварительной оценки флюенса нейтронного излучения в точке нахождения участника аварии при СЦР по величине наведенной активности в крови участника аварии методом атомно-абсорбционного анализа

В настоящем приложении представлен метод предварительной оценки флюенса нейтронного излучения в точке нахождения участника аварии при СЦР по величине наведенной активности в крови участника аварии. Все операции по отбору и подготовке проб крови проводят специалисты медицинского учреждения ФМБА России, имеющие лицензию на данный вид деятельности.

Общие положения

Для получения точной оценки дозы по содержанию в крови продукта активации – изотопа ^{24}Na, необходимо определить концентрацию стабильного ^{23}Na в крови с помощью пламенно-эмиссионного, атомно-абсорбционного или активационного анализа. В настоящее время более точным считается атомно-абсорбционный метод, по сравнению с пламенно-эмиссионным, кроме того, он менее восприимчив к помехам от других веществ. За нормальный уровень концентрации ^{23}Na в крови принимается 1,91 мг/мл.

Для атомно-абсорбционного анализа образец для измерения разбавляют в лантановом растворителе (0,1% вес/объем La) в отношении 1:50 с последующим разбавлением 1:50 в деионизированной воде. Аналогичным образом готовят стандарт (NaCl) и холостой образец, после чего производится сравнение в атомно-абсорбционном спектрометре.

При наличии подходящего источника тепловых нейтронов более удобным может быть активационный анализ. Активация пробы крови сравнивается напрямую с активацией стандартного раствора NaCl.

Методика

Б.1. Измерение содержания ^{24}Na в пробе крови для дозиметрии в аварийных ситуациях с возникновением СЦР.

Б.1.1. Значение активности ^{24}Na, образующегося в организме человека вследствие нейтронной активации, можно использовать для оценки дозы нейтронного излучения при аварийной ситуации с возникновением критичности.

Удельная активность ^{24}Na во всем теле коррелирует с флюенсом нейтронов, падающих на тело. Активность ^{24}Na во всем теле можно измерить, однако содержание стабильного натрия во всем теле измерить невозможно, при этом оно существенно различается у разных людей.

С другой стороны, в пробе крови можно измерить как радиоактивный, так и стабильный натрий. Поскольку кровь распределяется по всему телу, удельная активность в крови является весьма представительной для удельной активности во всем теле. Для гамма-спектрометрии ^{24}Na в пробе крови не требуется никакой химической обработки или дорогих установок, в отличие от определения ^{24}Na во всем теле.

Б.1.2. Измерения выполняют в соответствии с представленной ниже пошаговой инструкцией.

Шаг 1

Взять у пациента пробы крови (от 10 до 20 см^3).

Примечание: Внутривенные инъекции, делаемые пациентам в качестве начального лечения, могут разбавить концентрацию ^{24}Na в крови или ускорить его выведение. И то и другое приведет к заниженной оценке удельной активности ^{24}Na.

Шаг 2

Перенести пробы крови из шприца в контейнер для измерения гамма-излучения и добавить гепарин для предотвращения свертывания крови. Несколько раз встряхнуть контейнер.

Примечание: При необходимости добавить растворитель для повторного растворения пробы крови. Его количество необходимо точно отмерить, поскольку растворители, как правило, содержат некоторое количество стабильного натрия, что вносит погрешность в измерение удельной активности.

Шаг 3

Проверить калибровку средств измерения, используя стандартные источники в той же геометрии счета, что и при измерении пробы.

Шаг 4

Установить контейнер с пробой крови в заданное положение измерительной системы и провести измерение.

Шаг 5

Вычислить долю ^{24}Na, содержащегося в крови во время взятия пробы, используя следующее уравнение:

$$R(t_s) \approx (1-\alpha(t_s)) \cdot exp(-\lambda \times t_s),$$

где

t_s – время после взятия пробы, с;

$R(t_s)$ – доля ^{24}Na, удерживаемая в крови во время взятия пробы t_s;

$\alpha(t_s)$ – доля ^{24}Na, элиминированная из крови ко времени взятия пробы t_s вследствие выведения натрия из организма (например, при выведении с мочой). Стандартное значение $\alpha(t_s)$ составляет 0;

λ – постоянная распада ^{24}Na (1,28E-05 с$^{-1}$).

Шаг 6

Вычислить активность ^{24}Na во время облучения нейтронами при помощи следующего уравнения [13]:

$$A_0 = \frac{\lambda}{(e^{-\lambda t_1} - e^{-\lambda t_2})} \cdot \frac{C_{net}}{R(t_s) \times \varepsilon_f},$$

где

A_0 – активность ^{24}Na в пробе во время облучения нейтронами [Бк];

t_1 – время, прошедшее между взятием пробы и началом подсчета;

t_2 – время, прошедшее между взятием пробы и концом подсчета;

λ – постоянная распада ^{24}Na ($1{,}28 \cdot 10^{-5}$ с$^{-1}$);

C_{net} – чистый счет ^{24}Na между t_1 и t_2 с поправкой на счет фона;

ε_f – эффективность счета детектора;

$R(t_s)$ – доля ^{24}Na, удерживаемая в крови во время взятия пробы t_s.

Шаг 7

Вычислить концентрацию ^{24}Na в крови пациента a_0 во время облучения нейтронами:

$$a_0 = A_0 / v,$$

где

a_0 – концентрация ^{24}Na в пробе крови во время облучения нейтронами [Бк/см^3];

A_0 – активность ^{24}Na в пробе во время облучения нейтронами, взятого из Шага 6 [Бк];

v – объем пробы крови, взятой у пациента, см^3.

Шаг 8

Занести полученную информацию в журнал измерений (электронную базу данных), в сопроводительную ведомость и в карточку эвакуации.

Б.2. Использование результатов измерения наведенной активности в крови работника для оценки флюенса нейтронного излучения.

Б.2.1. Нейтронная доза при аварийной ситуации с возникновением критичности в большой мере зависит от флюенса падающих нейтронов и энергетического спектра нейтронов, падающих на тело человека. Нейтронные спектры, в свою очередь, отличаются в зависимости от источника СЦР и окружающих материалов. Таким образом, требуется, как правило, оценка дозы применительно к конкретной аварийной ситуации.

Б.2.2. Оценку флюенса нейтронного излучения выполняют в соответствии с представленной ниже пошаговой инструкцией.

Шаг 1

Вычислить удельную активность ^{24}Na в крови в момент облучения, используя следующую формулу:

$$\alpha_0 = a_0 / \rho_{Na},$$

где

α_0 – образовавшаяся удельная активность ^{24}Na в крови пациента, Бк ^{24}Na/г$_{Na}$;

a_0 – объемная активность ^{24}Na в крови пациента в момент облучения нейтронами, Бк/см^3;

ρ_{Na} – концентрация стабильного ^{23}Na в крови, г$_{Na}$/см^3; стандартное значение ρ_{Na} составляет $1{,}9 \cdot 10^{-2}$ г$_{Na}$/см^3 [13].

Шаг 2

Оценить флюенс падающих нейтронов Ф по спектру нейтронов и удельной активности ^{24}Na в крови пациента, образовавшейся во время облучения нейтронами, a_0, используя уравнение [13]:

$$\Phi = \frac{V \cdot A_{Na} \cdot \Sigma_{th}}{\lambda \cdot \sigma \cdot N_{av} \cdot S \cdot \xi\{\phi(E_n)\}} \cdot \alpha_0,$$

где

α_0 – образовавшаяся удельная активность [Бк ^{24}Na/г$_{Na}$];

V – объем тела человека (стандартное значение V составляет 68280 см^3)[13];

S – расчётная площадь тела человека (стандартное значение S составляет 5690 см^2) [14];

Φ – флюенс падающих нейтронов [см$^{-2}$];

λ – постоянная распада ^{24}Na ($1{,}28 \cdot 10^{-5}$ с$^{-1}$);

A – сечение поглощения ^{23}Na для тепловых нейтронов ($5{,}34 \cdot 10^{-25}$ см^2) [15];

Σ_{th} – макроскопическое общее сечение поглощения тела человека для тепловых нейтронов (0,02339 см$^{-1}$);

N_{av} – число Авогадро ($6{,}03 \cdot 10^{23}$ мол$^{-1}$);

A_{Na} – масса стабильного натрия на моль (23 г/мол);

$\xi\{\phi(E_n)\}$ – вероятность захвата телом человека нейтронов с флюенсом на единицу энергии $\phi(E_n)$.

Для нейтронов деления ξ(деление) = 0,254 [13].

Для любых других нейтронных спектров вычисления можно выполнить, используя следующую формулу:

$$\xi\{\phi(E_n)\} = \left(\frac{\int_0^\infty \xi(E_n)\phi(E_n)dE_n}{\int_0^\infty \phi(E_n)dE_n} \right),$$

где

$\phi(E_n)$ – флюенс нейтронов на единицу энергии [см$^{-2}$/эВ];

$\xi(E_n)$ – вероятность захвата нейтронов с энергией E_n телом человека [14]:

Энергия E_n, МэВ	Вероятность захвата нейтронов $\xi(E_n)$ [14]
1E-09	0,181
1E-06	0,305
1E-05	0,348
1E-04	0,345
1E-03	0,320
0,01	0,299
0,100	0,302
0,300	0,309
0,440	0,258
0,501	0,305
0,794	0,300
1,00	0,249
1,26	0,273
2,00	0,253
2,51	0,242
3,50	0,206
4,50	0,197
6,31	0,156
10	0,147

Примечание: Полезные рекомендации для вычисления интегралов, содержащих нейтронные спектры (функции флюенса нейтронов на единицу энергии), можно найти в Серии технических докладов МАГАТЭ № 318.

Шаг 3

Занести полученную информацию в журнал измерений (электронную базу данных), в сопроводительную ведомость и в карточку эвакуации.

Приложение В (рекомендуемое). Типовая методика предварительной оценки дозы облучения нейтронами отдельных органов участника аварии при СЦР

В.1. Приложение содержит описание метода предварительной оценки дозы облучения нейтронами отдельных органов участника аварии при СЦР работника [13] на основании данных о:

1. флюенсе нейтронов в точке нахождения участника аварии при СЦР;

2. положении участника аварии относительно источника возникновения СЦР.

В.2. Результатом применения данного метода является оценка поглощенной дозы нейтронного облучения в следующих органах участника аварии:

1) красный костный мозг (ККМ);

2) легкие;

3) тонкий кишечник (ТК);

4) матка (только для женщин).

В.3. Оценку дозы облучения нейтронами отдельных органов выполняют в соответствии с представленной ниже пошаговой инструкцией.

Шаг 1

Вычислить поглощенную дозу d_T в органе T на единицу флюенса нейтронов, используя следующее уравнение:

$$d_T = \frac{\int_0^\infty d_T(E_n)\phi(E_n)dE_n}{\int_0^\infty \phi(E_n)dE_n},$$

где

d_T – поглощенная доза в органе T на единицу флюенса нейтронов с энергетическим спектром $p(E)$ [пГр·см^2];

$\phi(E_n)$ – флюенс нейтронов на единицу энергии [см^2/эВ];

$d_T(E_n)$ – поглощенная доза в органе T на единицу флюенса нейтронов с энергией E_n [пГр·см^2]. Рекомендуемые значения величин $d_T(E_n)$ из [16] приведены в Таблицах В1–В4 для различных положений участника аварии относительно источника СЦР.

В тех случаях, когда известен только флюенс нейтронов и отсутствует информация о флюенсе нейтронов на единицу энергии (спектре нейтронов), оценку дозы облучения отдельных органов следует делать для средней энергии нейтронов СЦР, значение которой принимается равной 2 МэВ. В этом случае:

$$d_T = \Phi d_T(E_{ср}),$$

где

Φ – флюенс нейтронов [см^2],

$E_{ср}$ – средняя энергия нейтронов СЦР, значение которой принимается равной 2 МэВ.

Таблица В1 – *Поглощенная доза в органе на единицу флюенса нейтронов с энергией при вхождении нейтронов в тело спереди (AP геометрия)*

Энергия, МэВ	Поглощенная доза на единицу флюенса нейтронов, пГр·см^2			
	ККМ	Легкие	ТК	Матка
1.00E-09	8.56E-01	9.76E-01	1.17E+00	9.97E-01
1.00E-08	9.91E-01	1.13E+00	1.39E+00	1.16E+00
2.50E-08	1.12E+00	1.29E+00	1.58E+00	1.33E+00
1.00E-07	1.48E+00	1.74E+00	2.14E+00	1.78E+00
2.00E-07	1.67E+00	1.98E+00	2.44E+00	2.04E+00
5.00E-07	1.91E+00	2.29E+00	2.84E+00	2.39E+00
1.00E-06	2.06E+00	2.47E+00	3.07E+00	2.62E+00
2.00E-06	2.17E+00	2.61E+00	3.25E+00	2.80E+00
5.00E-06	2.28E+00	2.75E+00	3.42E+00	2.99E+00
1.00E-05	2.33E+00	2.83E+00	3.53E+00	3.06E+00
2.00E-05	2.34E+00	2.85E+00	3.55E+00	3.08E+00
5.00E-05	2.37E+00	2.85E+00	3.60E+00	3.13E+00
1.00E-04	2.37E+00	2.86E+00	3.62E+00	3.18E+00
2.00E-04	2.36E+00	2.84E+00	3.60E+00	3.20E+00
5.00E-04	2.35E+00	2.85E+00	3.62E+00	3.17E+00
1.00E-03	2.34E+00	2.82E+00	3.59E+00	3.19E+00
2.00E-03	2.32E+00	2.78E+00	3.56E+00	3.21E+00
5.00E-03	2.32E+00	2.78E+00	3.55E+00	3.22E+00
1.00E-02	2.35E+00	2.79E+00	3.58E+00	3.21E+00
2.00E-02	2.39E+00	2.82E+00	3.61E+00	3.24E+00
3.00E-02	2.45E+00	2.87E+00	3.66E+00	3.28E+00
5.00E-02	2.57E+00	2.97E+00	3.77E+00	3.36E+00
7.00E-02	2.69E+00	3.09E+00	3.89E+00	3.44E+00
1.00E-01	2.88E+00	3.29E+00	4.09E+00	3.55E+00
1.50E-01	3.19E+00	3.68E+00	4.47E+00	3.78E+00
2.00E-01	3.51E+00	4.10E+00	4.87E+00	4.03E+00
3.00E-01	4.16E+00	5.02E+00	5.75E+00	4.59E+00
5.00E-01	5.44E+00	6.95E+00	7.60E+00	5.88E+00
7.00E-01	6.67E+00	8.82E+00	9.42E+00	7.30E+00
9.00E-01	7.89E+00	1.06E+01	1.12E+01	8.85E+00
1.00E+00	8.52E+00	1.16E+01	1.21E+01	9.67E+00
1.20E+00	9.83E+00	1.34E+01	1.40E+01	1.14E+01
1.50E+00	1.18E+01	1.62E+01	1.69E+01	1.40E+01
2.00E+00	1.51E+01	2.06E+01	2.13E+01	1.83E+01
3.00E+00	2.09E+01	2.78E+01	2.88E+01	2.58E+01
4.00E+00	2.59E+01	3.37E+01	3.50E+01	3.21E+01
5.00E+00	3.01E+01	3.85E+01	4.00E+01	3.74E+01
6.00E+00	3.38E+01	4.25E+01	4.43E+01	4.19E+01
7.00E+00	3.70E+01	4.59E+01	4.79E+01	4.57E+01
8.00E+00	3.99E+01	4.90E+01	5.12E+01	4.91E+01
9.00E+00	4.26E+01	5.19E+01	5.41E+01	5.22E+01
1.00E+01	4.51E+01	5.44E+01	5.67E+01	5.49E+01

Таблица В2 – *Поглощенная доза в органе на единицу флюенса нейтронов с энергией при вхождении нейтронов в тело сзади (PA геометрия)*

Энергия, МэВ	Поглощенная доза на единицу флюенса нейтронов, пГр·см^2			
	ККМ	Легкие	ТК	Матка
1.00E-09	9.40E-01	8.11E-01	6.28E-01	8.42E-01
1.00E-08	1.13E+00	9.84E-01	7.34E-01	9.74E-01
2.50E-08	1.31E+00	1.14E+00	8.46E-01	1.13E+00
1.00E-07	1.78E+00	1.55E+00	1.12E+00	1.50E+00
2.00E-07	2.04E+00	1.77E+00	1.28E+00	1.73E+00
5.00E-07	2.39E+00	2.09E+00	1.50E+00	2.01E+00
1.00E-06	2.61E+00	2.28E+00	1.64E+00	2.19E+00
2.00E-06	2.77E+00	2.43E+00	1.75E+00	2.34E+00
5.00E-06	2.93E+00	2.56E+00	1.86E+00	2.50E+00
1.00E-05	3.00E+00	2.64E+00	1.91E+00	2.58E+00
2.00E-05	3.02E+00	2.67E+00	1.94E+00	2.60E+00
5.00E-05	3.05E+00	2.73E+00	1.97E+00	2.62E+00
1.00E-04	3.06E+00	2.74E+00	1.99E+00	2.68E+00
2.00E-04	3.05E+00	2.72E+00	1.99E+00	2.73E+00
5.00E-04	3.04E+00	2.73E+00	2.01E+00	2.75E+00
1.00E-03	3.02E+00	2.72E+00	2.01E+00	2.74E+00
2.00E-03	3.01E+00	2.72E+00	2.02E+00	2.73E+00
5.00E-03	3.00E+00	2.71E+00	2.04E+00	2.76E+00
1.00E-02	3.01E+00	2.73E+00	2.07E+00	2.79E+00
2.00E-02	3.05E+00	2.75E+00	2.11E+00	2.84E+00
3.00E-02	3.10E+00	2.79E+00	2.15E+00	2.88E+00
5.00E-02	3.20E+00	2.87E+00	2.21E+00	2.96E+00
7.00E-02	3.32E+00	2.95E+00	2.27E+00	3.03E+00
1.00E-01	3.50E+00	3.08E+00	2.36E+00	3.14E+00
1.50E-01	3.84E+00	3.33E+00	2.49E+00	3.33E+00
2.00E-01	4.19E+00	3.61E+00	2.61E+00	3.52E+00
3.00E-01	4.94E+00	4.23E+00	2.87E+00	3.90E+00
5.00E-01	6.52E+00	5.62E+00	3.44E+00	4.74E+00
7.00E-01	8.08E+00	7.07E+00	4.10E+00	5.71E+00
9.00E-01	9.65E+00	8.57E+00	4.86E+00	6.79E+00
1.00E+00	1.04E+01	9.36E+00	5.28E+00	7.38E+00
1.20E+00	1.21E+01	1.10E+01	6.22E+00	8.64E+00
1.50E+00	1.46E+01	1.35E+01	7.79E+00	1.07E+01
2.00E+00	1.85E+01	1.75E+01	1.06E+01	1.41E+01
3.00E+00	2.52E+01	2.46E+01	1.62E+01	2.07E+01
4.00E+00	3.07E+01	3.04E+01	2.14E+01	2.66E+01
5.00E+00	3.52E+01	3.53E+01	2.61E+01	3.17E+01
6.00E+00	3.90E+01	3.94E+01	3.03E+01	3.62E+01
7.00E+00	4.23E+01	4.30E+01	3.40E+01	4.02E+01
8.00E+00	4.52E+01	4.61E+01	3.74E+01	4.36E+01
9.00E+00	4.80E+01	4.89E+01	4.05E+01	4.68E+01
1.00E+01	5.04E+01	5.14E+01	4.32E+01	4.96E+01

***Таблица В3** – Поглощенная доза в органе на единицу флюенса нейтронов с энергией при вхождении нейтронов в тело через правый бок (RLAT геометрия)*

Энергия, МэВ	Поглощенная доза на единицу флюенса нейтронов, пГр·см^2			
	ККМ	Легкие	ТК	Матка
1.00E-09	3.61E-01	3.15E-01	2.82E-01	2.02E-01
1.00E-08	4.11E-01	3.52E-01	3.16E-01	2.08E-01
2.50E-08	4.65E-01	3.95E-01	3.58E-01	2.40E-01
1.00E-07	6.01E-01	5.02E-01	4.66E-01	2.91E-01
2.00E-07	6.85E-01	5.71E-01	5.40E-01	3.45E-01
5.00E-07	7.90E-01	6.62E-01	6.39E-01	4.06E-01
1.00E-06	8.52E-01	7.21E-01	6.97E-01	4.37E-01
2.00E-06	8.97E-01	7.63E-01	7.41E-01	4.51E-01
5.00E-06	9.32E-01	8.01E-01	7.85E-01	4.85E-01
1.00E-05	9.47E-01	8.19E-01	8.06E-01	5.01E-01
2.00E-05	9.53E-01	8.31E-01	8.17E-01	5.14E-01
5.00E-05	9.56E-01	8.41E-01	8.24E-01	5.04E-01
1.00E-04	9.53E-01	8.42E-01	8.27E-01	5.07E-01
2.00E-04	9.47E-01	8.41E-01	8.25E-01	5.17E-01
5.00E-04	9.39E-01	8.41E-01	8.21E-01	5.19E-01
1.00E-03	9.30E-01	8.39E-01	8.20E-01	5.19E-01
2.00E-03	9.23E-01	8.34E-01	8.21E-01	5.12E-01
5.00E-03	9.18E-01	8.36E-01	8.18E-01	5.22E-01
1.00E-02	9.24E-01	8.42E-01	8.15E-01	5.33E-01
2.00E-02	9.44E-01	8.40E-01	8.29E-01	5.59E-01
3.00E-02	9.70E-01	8.44E-01	8.46E-01	5.69E-01
5.00E-02	1.02E+00	8.62E-01	8.76E-01	5.75E-01
7.00E-02	1.08E+00	8.84E-01	9.01E-01	5.84E-01
1.00E-01	1.17E+00	9.23E-01	9.41E-01	6.02E-01
1.50E-01	1.33E+00	9.97E-01	1.02E+00	6.36E-01
2.00E-01	1.48E+00	1.08E+00	1.10E+00	6.78E-01
3.00E-01	1.79E+00	1.26E+00	1.29E+00	7.56E-01
5.00E-01	2.40E+00	1.65E+00	1.71E+00	8.92E-01
7.00E-01	3.02E+00	2.10E+00	2.18E+00	1.05E+00
9.00E-01	3.65E+00	2.60E+00	2.70E+00	1.25E+00
1.00E+00	3.98E+00	2.87E+00	2.99E+00	1.37E+00
1.20E+00	4.65E+00	3.46E+00	3.61E+00	1.66E+00
1.50E+00	5.71E+00	4.43E+00	4.62E+00	2.23E+00
2.00E+00	7.50E+00	6.15E+00	6.46E+00	3.39E+00
3.00E+00	1.10E+01	9.63E+00	1.03E+01	6.13E+00
4.00E+00	1.42E+01	1.29E+01	1.40E+01	9.11E+00
5.00E+00	1.72E+01	1.61E+01	1.76E+01	1.22E+01
6.00E+00	1.99E+01	1.89E+01	2.08E+01	1.52E+01
7.00E+00	2.24E+01	2.15E+01	2.39E+01	1.79E+01
8.00E+00	2.47E+01	2.39E+01	2.66E+01	2.05E+01
9.00E+00	2.68E+01	2.60E+01	2.92E+01	2.28E+01
1.00E+01	2.88E+01	2.80E+01	3.15E+01	2.50E+01

Таблица В4 – *Поглощенная доза в органе на единицу флюенса нейтронов с энергией при вхождении нейтронов в тело через левый бок (LLAT геометрия)*

Энергия, МэВ	Поглощенная доза на единицу флюенса нейтронов, пГр·см^2			
	ККМ	Легкие	ТК	Матка
1.00E-09	3.56E-01	3.25E-01	3.98E-01	2.06E-01
1.00E-08	4.07E-01	3.59E-01	4.59E-01	2.21E-01
2.50E-08	4.62E-01	4.10E-01	5.29E-01	2.65E-01
1.00E-07	5.98E-01	5.28E-01	7.07E-01	3.49E-01
2.00E-07	6.79E-01	6.00E-01	8.15E-01	3.90E-01
5.00E-07	7.81E-01	6.91E-01	9.63E-01	4.45E-01
1.00E-06	8.43E-01	7.46E-01	1.06E+00	4.83E-01
2.00E-06	8.90E-01	7.91E-01	1.14E+00	5.10E-01
5.00E-06	9.28E-01	8.30E-01	1.20E+00	5.46E-01
1.00E-05	9.44E-01	8.43E-01	1.23E+00	5.52E-01
2.00E-05	9.49E-01	8.55E-01	1.25E+00	5.59E-01
5.00E-05	9.47E-01	8.62E-01	1.26E+00	5.65E-01
1.00E-04	9.43E-01	8.67E-01	1.27E+00	5.70E-01
2.00E-04	9.38E-01	8.67E-01	1.27E+00	5.68E-01
5.00E-04	9.31E-01	8.67E-01	1.27E+00	5.71E-01
1.00E-03	9.23E-01	8.61E-01	1.26E+00	5.82E-01
2.00E-03	9.17E-01	8.56E-01	1.26E+00	5.84E-01
5.00E-03	9.09E-01	8.51E-01	1.25E+00	5.69E-01
1.00E-02	9.12E-01	8.48E-01	1.25E+00	5.56E-01
2.00E-02	9.34E-01	8.65E-01	1.27E+00	5.74E-01
3.00E-02	9.61E-01	8.82E-01	1.29E+00	5.87E-01
5.00E-02	1.01E+00	9.07E-01	1.33E+00	6.13E-01
7.00E-02	1.07E+00	9.28E-01	1.37E+00	6.43E-01
1.00E-01	1.15E+00	9.65E-01	1.44E+00	6.79E-01
1.50E-01	1.30E+00	1.04E+00	1.57E+00	7.13E-01
2.00E-01	1.45E+00	1.12E+00	1.72E+00	7.50E-01
3.00E-01	1.75E+00	1.30E+00	2.04E+00	8.24E-01
5.00E-01	2.35E+00	1.69E+00	2.75E+00	9.74E-01
7.00E-01	2.95E+00	2.12E+00	3.54E+00	1.15E+00
9.00E-01	3.57E+00	2.59E+00	4.39E+00	1.38E+00
1.00E+00	3.89E+00	2.85E+00	4.85E+00	1.52E+00
1.20E+00	4.54E+00	3.42E+00	5.81E+00	1.84E+00
1.50E+00	5.57E+00	4.38E+00	7.35E+00	2.45E+00
2.00E+00	7.31E+00	6.10E+00	9.98E+00	3.68E+00
3.00E+00	1.07E+01	9.56E+00	1.51E+01	6.66E+00
4.00E+00	1.39E+01	1.29E+01	1.97E+01	9.90E+00
5.00E+00	1.69E+01	1.60E+01	2.39E+01	1.32E+01
6.00E+00	1.96E+01	1.89E+01	2.76E+01	1.63E+01
7.00E+00	2.21E+01	2.16E+01	3.09E+01	1.92E+01
8.00E+00	2.44E+01	2.40E+01	3.39E+01	2.19E+01
9.00E+00	2.65E+01	2.62E+01	3.66E+01	2.43E+01
1.00E+01	2.84E+01	2.82E+01	3.91E+01	2.66E+01

Шаг 2

Вычислить поглощенную дозу в органе T от нейтронов, соответствующую измеренной удельной активности ^{24}Na в крови, используя следующее уравнение:

$$D_T^{Ext,n} = 1 \cdot 10^{-12} \cdot d_T \cdot \Phi,$$

где

$D_T^{Ext,n}$ – поглощенная доза в органе T от нейтронов с энергетическим спектром $<p(E)$ и флюенсом Φ, [Гр];

d_T – поглощенная доза в органе T на единицу флюенса нейтронов с энергетическим спектром $p(E)$, [пГр·см^2];

Φ – флюенс падающих нейтронов [см$^{-2}$];

1×10^{-12} – коэффициент пересчета из пГр в Гр.

Примечание: Кроме нейтронов, при делении ядер испускаются фотоны (мгновенное гамма-излучение). Далее фотоны высокой энергии (2,2 МэВ) испускаются в процессе, при котором нейтроны захватываются ядрами водорода в критичной системе и окружающем материале (захват гамма-излучения). В предыдущих аварийных ситуациях с возникновением критичности поглощенная доза, обусловленная фотонами, иногда была больше, чем доза от нейтронов [14]. В аварии на заводе в Токаймура поглощенная доза фотонов могла в 1,4–1,9 раза превысить поглощенную дозу нейтронов [15]. С другой стороны, поглощенная доза фотонов при аварии в Сарове не превышала 10% поглощенной дозы нейтронов [17]. Поскольку фотоны высокой энергии в меньшей мере тормозятся в теле человека, чем нейтроны, доза фотонов может стать преобладающей в глубоко расположенных органах. Как правило, дозу фотонов трудно оценить. Значения отношения кермы нейтронов к керме гамма-излучения, приведенные в Серии технических докладов МАГАТЭ № 211 [14] могут оказаться полезными для оценки дозы фотонов. В общем случае для оценки дозы фотонов при аварийной ситуации с возникновением критичности используется цитогенетический метод, как описано в [11]. Пример такого подхода можно найти в докладе МАГАТЭ об аварии в Сарове [17].

Шаг 3

Полученная информация фиксируется в журнале измерений в сопроводительной ведомости и в карточке эвакуации.

Внимание! Следует убедиться в том, что выполнена оценка дозы фотонов, обусловленной аварийной ситуацией с возникновением критичности. В противном случае необходимо привлечь к этому факту внимание медицинского специалиста, отвечающего за лечение пациента.

Приложение Г (рекомендуемое). Типовая методика предварительной оценки дозы гамма-нейтронного излучения с помощью воксел-фантомной технологии

Г.1. Приложение содержит описание упрощенной методики предварительной оценки средней тканевой дозы облучения гамма-нейтронным излучением отдельных органов участника аварии при СЦР работника на основании данных показаний дозиметров нейтронного и гамма-излучения, расположенных в нагрудном кармане, и положении участника аварии относительно источника возникновения СЦР (лицом или спиной).

Г.2. Результатом применения данного метода является оценка поглощенной дозы гамма-нейтронного облучения в следующих органах участника аварии:

1) Красный костный мозг
2) Легкие
3) Сердце
4) Печень
5) Почки

Г.3. Методика основана на использовании воксел-фантомной технологии расчетов [18], позволяющей оценить коэффициенты перехода от показаний индивидуального дозиметра нейтронного и гамма-излучения к тканевой дозе на жизненно важные органы.

Упрощенная методика оценки дозы гамма-нейтронного излучения при возникновении СЦР опирается на результаты предварительных расчетов распределения дозы внутри воксельного фантома, включая жизненно важные органы, при определенных типовых ситуациях. При проведении оценки дозы при возникновении СЦР решаются следующие задачи: измерение дозы нейтронного и гамма-излучения по показаниям носимого дозиметра в нагрудном кармане рабочей одежды (основная погрешность оперативной оценки дозы нейтронного излучения не должна превышать 30% на верхней границе и 50% на нижней границе при $P = 0{,}95$); интерпретация результатов показаний носимого дозиметра в терминах распределения поглощенной дозы нейтронного и гамма-излучения, а также их суммы по телу участника аварии, включая жизненно важные органы.

Г.4. Оптимальный временной интервал проведения оперативной оценки распределения дозы гамма-нейтронного излучения по телу участника аварии после возникновения СЦР связан с необходимостью проведения медицинских мероприятий. Он не должен превышать 1 часа.

Г.5. На первом этапе для каждого работника, вовлеченного в аварию, оцениваются показания индивидуальных дозиметров нейтронного и гамма-излучения (носимых в нагрудном кармане рабочей одежды) и определяется ориентация тела участника аварии в момент СЦР относительно источника излучения (лицом или спиной к источнику).

Г.6. В соответствии с [18] предварительная оценка распределения средней суммарной дозы по жизненно важным органам по показаниям дозиметра нейтронного и гамма-излучения (D_n, D_γ), Гр, расположенного в нагрудном кармане, при ориентации участника аварии «лицом» или «спиной» относительно источника излучения приближенно осуществляется по формуле:

$$D_{\Sigma j} = K_{nj*} \cdot D_n + 0{,}85 \cdot D_\gamma ,$$

где

$D_{\Sigma j}$ – средняя суммарная доза гамма-нейтронного излучения в j-м органе ($j = 1,\ldots,5$), Гр;
D_n, D_γ – показания расположенного на груди дозиметра нейтронного и гамма-излучения, Гр, соответственно;
K_{nj*} определяется из Таблицы Г1.

***Таблица Г1** – Значения коэффициентов K_{nj*}*

№ органа	Орган	K_{nj*}	
		«лицом»	«спиной»
1	Почки	0,23	4,21
2	Печень	0,47	2,65
3	Сердце	0,61	2,73
4	Легкие	0,52	3,52
5	ККМ	0,36	3,81
Условие: D_γ / D_n		>0,25	>1,07

Приложение Д (рекомендуемое). Сопроводительная документация

Карточка эвакуации
(по заполнении передается представителю медицинского учреждения ФМБА России)

1. Фамилия _____
Имя _____
Отчество _____
2. Место аварии _____
(площадка, здание, цех, отдел, участок, помещение, телефон)
3. Время возникновения аварии

_____ _____ _____
часов минут дата

4. Место нахождения при аварии _____
_____
5. Продолжительность эвакуации с места аварии_____ секунд

Подпись заполнившего карточку:_____ _____
(Фамилия И.О.)

6. Радионуклид_____
7. Радиоактивное загрязнение спецодежды_____
спецобуви _____
8. Доза внешнего облучения (методы оценки и результаты) _____
_____
9. Поступление РВ в организм _____
Подпись дозиметриста: _____ _____
(Фамилия И.О.)

10. Препарат введен
_____ дата _____ час _____минут

Подпись представителя медицинского
учреждения ФМБА России _____
(Фамилия И.О.)

Сопроводительная ведомость

1. Место аварии _____
(площадка, здание, цех, отдел, участок, помещение, телефон)

2. Время возникновения аварии _____ _____ _____
(дата) (час) (мин.)

3. Сведения о поглощенной дозе аварийного облучения

№ п/п	Ф.И.О	№ дози-метра	Положение участника аварии относительно источника	Предварительная оценка, сГр			
				^{24}Na (нейтро-ны)	γ-дозиме-тры	картог-рамма	
						n	γ

4. Время направления дозиметров на измерение _____ _____ _____
(дата) (час) (мин.)

Приложение.
Схема расположения участников аварии относительно источника излучения

Производитель работ или начальник участка (смены)

_____ _____
(Ф.И.О) (Подпись)

Дозиметрист

_____ _____
(Ф.И.О) (Подпись)

Приложение Е (справочное). Технические и метрологические требования к средствам контроля радиационной обстановки в аварийных условиях

Е.1. Введение

Требования к техническим средствам радиационного контроля, способным работать как в нормальных, так и в аварийных условиях эксплуатации радиационного объекта, приведены в Приложении 3 МУ 2.6.5.008-2016.

В данном Приложении изложены дополнительные требования к переносным дозиметрам гамма-, бета- и рентгеновского излучения для работы в аварийных условиях и требования к индивидуальным дозиметрам фотонного, нейтронного и бета-излучения, измеряющим индивидуальные эквиваленты дозы $H_p(10)$, $H_p(3)$ и $H_p(0,07)$.

Е.2. Общие положения международных стандартов

Стандарты с требованиями к средствам контроля ядерной и радиационной безопасности разрабатываются:

– в подкомитете 45B «Приборы радиационной защиты» Технического комитета 45 «Ядерное приборостроение» Международной электротехнической комиссии (МЭК);

– в подкомитете ПК2 «Радиационная защита» Технического комитета ТК 85 «Атомная энергия» Международной организации по стандартизации (ИСО);

– в подкомитете № 42 RPI Комитета по стандартизации № 42 «Национальный комитет по радиационным приборам» Американского национального института по стандартизации (АНСИ).

Технические и метрологические требования к дозиметрам (мощности) амбиентного и/или направленного эквивалента дозы ионизирующего излучения изложены в стандарте ***МЭК 60846-2, 2007-07. Приборы радиационной защиты – Измерители и/или мониторы (мощности) амбиентного и/или направленного эквивалента дозы бета-, рентгеновского и гамма-излучения – Часть 2: Портативные измерители дозы и мощности дозы в верхнем диапазоне бета- и фотонного излучения для радиационной защиты в аварийной ситуации.***

Индивидуальные дозиметры подразделяются на активные (электронные) и пассивные индивидуальные дозиметры.

Активный индивидуальный дозиметр, обычно электронный прямопоказывающий дозиметр (ЭПД): индивидуальный дозиметр, который работает с помощью электронной схемы и питается от встроенной батареи; имеет встроенное программное обеспечение и визуальную и/или звуковую индикацию интегральной дозы и/или мощности дозы.

Пассивный индивидуальный дозиметр не имеет электронной схемы и встроенного программного обеспечения.

Технические и метрологические требования к дозиметрам индивидуального эквивалента дозы ионизирующего излучения изложены в стандартах МЭК, ИСО и АНСИ:

– МЭК 61526, ред. 3, 2010-07. Приборы радиационной защиты – Измерение эквивалента индивидуальной дозы $H_p(10)$ и $H_p(0,07)$ для рентгеновского-, гамма-, нейтронного и бета-излучения – Индивидуальные дозиметры с непосредственной индикацией показаний эквивалента дозы;

– МЭК 61066, ред. 2, 2006-06. Приборы радиационной защиты – Термолюминесцентные дозиметрические системы для индивидуального мониторинга и для мониторинга окружающей среды;

– МЭК 62387, ред. 1, 2012-04. Приборы радиационной защиты – Пассивные интегрирующие дозиметрические системы для мониторинга окружающей среды и индивидуального мониторинга – Часть 1: Общие характеристики и эксплуатационные требования;

– ИСО 21909, ред.1, 2005-06-15. Атомная энергия – Радиационная защита – Пассивные нейтронные дозиметры – Характеристики и требования к испытаниям;

– ИСО 12794, ред.1, 2000 -02-15. Атомная энергия – Радиационная защита – Индивидуальные термолюминесцентные дозиметры для конечностей и глаз;

– АНСИ 322-1997. Американский национальный стандарт. Конструктивные и эксплуатационные требования к дозиметрам прямого считывания электростатического/электроскопического типа.

В вышеуказанных стандартах к средствам измерения параметров ионизирующего излучения используются следующие термины и определения.

Неопределенности результатов измерения имеют следующие источники:

– собственная погрешность средств измерения;

– неопределенность, обусловленная зависимостью чувствительности прибора от энергии и угла падения излучения на детектор измерителя;

– дополнительные неопределенности, обусловленные отличиями внешних условий измерения от установленных нормальных условий: температуры окружающей среды, давления, внешнего электромагнитного поля и др.

Собственная погрешность средств измерений определяется в стандартных условиях испытаний и обусловлена нелинейностью чувствительности и статистическими флуктуациями средства измерений.

Общие термины стандартов:

действительный диапазон измерения – диапазон значений измеряемой величины, в котором рабочие характеристики средства измерения удовлетворяют требованиям соответствующего стандарта.

время отклика приборов – время установления 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 дозиметрах.

коэффициент вариации (для оценки статистической флуктуации) – отношение оценки стандартного отклонения s к среднему арифметическому значению совокупности n измерений.

ограничение диапазона измерений: требование к линейности чувствительности ограничивает верхнюю границу, а требование к статистическим флуктуациям и времени отклика – нижнюю границу диапазона измерений средств измерений.

Е.3. Стандарт МЭК по переносным дозиметрам аварийного назначения

Требования к переносным дозиметрам гамма-, бета- и рентгеновского излучения для работы в аварийных условиях изложены в стандарте ***МЭК 60846-2, 2007-07. Приборы радиационной защиты – Измерители и/или мониторы (мощности) амбиентного и/или направленного эквивалента дозы бета-, рентгеновского и гамма-излучения – Часть 2: Портативные измерители дозы и мощности дозы в верхнем диапазоне бета- и фотонного излучения для радиационной защиты в аварийной ситуации.***

Настоящий стандарт МЭК 60846-2 распространяется на портативные измерители (мощности) эквивалента дозы, предназначенные для измерения (мощности) эквивалента дозы внешнего бета-, рентгеновского и гамма-излучения в аварийных ситуациях. Стандарт применяется непосредственно к измерителям (мощности) эквивалента дозы для определения в аварийных ситуациях эквивалента дозы или мощности эквивалента дозы внешнего бета-, рентгеновского и гамма-излучения с энергиями до 10 МэВ. Целью настоящего стандарта МЭК 60846-2 является установление требований и рабочих характеристик измерителей (мощности) эквивалента дозы, предназначенных для определения в аварийных ситуациях (мощности) амбиентного и/или направленного эквивалента дозы в соответствии с Техническим отчетом МКРЕ 47.

Термины

Погрешность показания – разность между индицируемым значением величины и условно истинным значением этой величины в точке измерения.

Экстракамеральная чувствительность – чувствительность всех частей измерительного прибора, за исключением самого детектора, к излучению.

Общие характеристики

Диапазон эквивалента дозы и мощности эквивалента дозы. Для выполнения рекомендаций МКРЕ требуется определить мощность эквивалента дозы по широкому диапазону значений. В случае применения дозиметра, предназначенного для использования в аварийных ситуациях, интересующие мощности эквивалента дозы находятся в пределах диапазона, составляющего приблизительно от 1 мЗв/ч до 10 Зв/ч. Если в приборе предусмотрена возможность интегрирования, интересующий диапазон эквивалента дозы составляет от 1 мЗв до 10 Зв.

Радиационные характеристики

Основная относительная погрешность. В стандартных условиях испытаний основная относительная погрешность чувствительности дозиметра для измерения (мощности) эквивалента дозы при воздействии излучения не должна превышать ±20% по всему действительному диапазону измерений для бета- или фотонного излучения.

Примечание. Данная погрешность является дополнительной погрешностью к неопределенности условно истинного значения (мощности) эквивалента дозы.

Изменение чувствительности в зависимости от энергии и угла падения бета-излучения. Чувствительность измерителя (мощности) направленного эквивалента дозы к бета-излучению, создаваемому эталонным излучением $^{90}Sr/^{90}Y$ в калибровочном направлении, не должна отличаться от единицы более чем на ±50%. Кроме того, изготовитель должен указать чувствительность к эталонному излучению ^{85}Kr или ^{204}Tl.

Изменение чувствительности в зависимости от энергии и угла падения фотонного излучения. Относительная чувствительность, обусловленная изменением энергии и угла падения излучения, не должна превышать следующие значения:

– от 0,71 до 1,67 для энергии от 80 кэВ до 1,5 МэВ и угла падения от 0° до ±60° и от 180° до (180°±60°);

– от 0,625 до 2,50 для энергии от 80 кэВ до 1,5 МэВ и угла падения от ±60° до ±120°; однако при 90°±10° допускается более низкая чувствительность, равная 0,50;

– от 0,625 до 2,50 для энергии от 1,5 МэВ до 7 МэВ и угла падения от 0° до ±60° и от 180° до (180°±60°).

Коэффициент вариации по дозе должен быть в пределах:

для $H <$ 1мЗв	15%
для 1мЗв $\leq H \leq$ 11мЗв	(16 – H/1 мЗв)%
для $H \geq$ 11мЗв	5%

Коэффициент вариации по (мощности) дозы должны быть в пределах:

для $H <$ 1мЗв/ч	15%
для 1мЗв/ч $\leq H \leq$ 11мЗв/ч	(16 – H/1мЗв/ч)%
для $H \geq$ 11мЗв/ч	5%

где H – значение (мощности) дозы.

В других разделах стандарта приведены требования к электрическим, механическим характеристикам дозиметров, характеристикам окружающей среды, перечню документации.

Приложение B к стандарту МЭК 60846-1.
Классификация измерителей амбиентной/направленной дозы (мощности):

Основная категория	Символ	Минимально требуемый диапазон	Дополнительные расширения			
			для диапазона энергии	для диапазона углов	для диапазона мощности дозы	для диапазона дозы
H(10)* гамма	*G*	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.	*X*	Энергия: 20 кэВ – 150 кэВ. Угол: –45° – +45°. Мощность дозы: 3 порядка величины, включая 10 мкЗв/ч. Доза (если это предусмотрено): 3 порядка величины, включая 0,1 мЗв	**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
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 ($E_{ср}$): 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 ($E_{ср}$)		**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.						

Е.4. Стандарт МЭК 61526 по электронным индивидуальным дозиметрам

Требования к техническим и метрологическим характеристикам электронных дозиметров (ЭПД) приведены в стандарте ***МЭК 61526, ред. 3, 2010-07. Приборы радиационной защиты – Измерение эквивалентов индивидуальной дозы $H_p(10)$ и $H_p(0,07)$ для X-, гамма-, нейтронного и бета-излучения – Индивидуальные дозиметры с непосредственной индикацией показаний эквивалента дозы.***

Механические характеристики – размеры дозиметров не должны превышать 15×3×8 см, объем 300 $см^3$, а их масса (гамма-нейтронные дозиметры) не должна превышать 350 г.

Действительный диапазон измерений дозиметров должен охватывать как минимум диапазон от 100 мкЗв до 1 Зв для величины измерения $H_p(10)$ и от 1 мЗв до 10 Зв для величины измерения $H_p(0,07)$, а измеряемые мощности дозы должны находиться в диапазоне от 1 мкЗв $ч^{-1}$ до 1 Зв $ч^{-1}$.

Испытания – расширенная (k = 2) относительная неопределенность условно истинного значения эквивалента дозы или мощности дозы должна быть менее 10%.

Минимальные диапазоны измерения:

для $H_p(0,07)$ гамма-, рентгеновского и бета-излучения:

для дозы:	от 1 мЗв до 10 Зв
для мощности дозы:	от 5 мкЗв/ч до 1 Зв/ч

для $H_p(10)$ гамма-излучения:

для дозы:	от 100 мкЗв до 1 Зв
для мощности дозы:	от 0,5 мкЗв/ч до 1 Зв/ч

для $H_p(10)$ нейтронного излучения:

для дозы:	от 100 мкЗв до 1 Зв
для мощности дозы:	от 5 мкЗв/ч до 1 Зв/ч

Изменение относительной чувствительности, обусловленное нелинейностью, должно лежать в диапазоне от минус 17% до +25% по всему действительному диапазону измерений для выбранного эталонного рентгеновского, гамма-излучения или бета-излучения в стандартных условиях испытаний.

Коэффициент вариации по эквивалентам дозы $H_p(0,07)$, $H_p(10)$ должен быть в пределах:

для $H_o < H < 11H_o$	$(16 - H/H_o)$%
для $H > 11H_o$	5%

где H_o – нижняя граница диапазона измерения дозы.

Изменения относительной чувствительности измерения $H_p(10)$, $H_p(0,07)$ и их мощностей, обусловленных энергией и углом падения фотонного, нейтронного и бета-излучения, должны находиться в интервале от 0,71 до 1,67 для разных энергий и углов падения излучения от 0° до 60°.

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 (минус 17 – 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 $H_p(10)$ рентгеновского и гамма-излучения, свыше 100 мкЗв для мощности $H_p(0,07)$ рентгеновского, гамма- и бета-излучения и свыше 500 мкЗв для мощности $H_p(10)$ нейтронного излучения.

Приложение С

Классификация индивидуальных дозиметров (ЭПД)

Категория	Обозначение	Минимальный диапазон	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 предел 10 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 предел 10 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 предел 10 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 ($E_{ср}$)	**g**: нижний предел 100 мкЗв	**a** (аварийный): верхний предел 10 Зв·ч$^{-1}$

[а)] Минимальный диапазон энергии
[б)] Минимальный действительный диапазон измерений
[в)] Минимальный диапазон использования (мощность дозы)

Е.5. Стандарт МЭК 61066 по термолюминесцентным дозиметрам

Требования к техническим и метрологическим характеристикам термолюминесцентных дозиметров (ТЛД) и их считывателей приведены в стандарте ***МЭК 61066, 2006-06, ред.2. Приборы радиационной защиты – Термолюминесцентные дозиметрические системы для индивидуального мониторинга и для мониторинга окружающей среды***

Испытания. Эталонная доза: для $H_p(10)$ и $H^*(10)$ – от 1 мЗв до 10 мЗв; для $H_p(0,07)$ – от 3 мЗв до 30 мЗв.

Эталонное фотонное излучение: для $H_p(10)$ и $H^*(10)$ – ^{137}Cs; для $H_p(0,07)$ – ^{80}N.

Эталонное бета-излучение: для $H_p(0,07)$ – ^{90}Sr/^{90}Y.

Радиационный фон в стандартных условиях: $H^*(10)$ не более 0,25 мкЗв/ч.

Неопределенность условно истинного значения. Относительная расширенная неопределенность условно истинного значения эквивалента дозы должна быть меньше 7%.

Учет естественного фона при испытаниях. Для измерений малой дозы 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.

Нелинейность чувствительности. Изменение относительной чувствительности из-за нелинейности должно быть в пределах:

от –9% до +11% для дозы $H_p(10)$, $H_p(0,07)$, $H^*(10)$ в диапазоне 0,1 мЗв ≤ H ≤ 1 Зв;

±5% для дозы $H^*(10)$ в диапазоне 0,5 мЗв ≤ H ≤ 20 мЗв.

Статистические флуктуации. Коэффициент вариации должен удовлетворять требованиям $H_p(10)$:

для H < 0,1 мЗв:	15%
для 0,1 мЗв ≤ H < 1,1 мЗв:	(16 – H/0,1 мЗв)%
для H ≥ 1,1мЗв:	5%
$H_p(0,07)$:	
для H < 1мЗв:	15%
для 1 мЗв ≤ H < 11 мЗв:	(16 – H/1мЗв)%
для H ≥ 11 мЗв:	5%
$H^*(10)$:	
для H < 0,5 мЗв:	5%
для 0,5 мЗв ≤ H < 20 мЗв:	3%
для H ≥ 20 мЗв:	5%

Параметры дозиметров. В зависимости от измеряемого эквивалента дозы диапазоны измерения должны иметь минимальные пределы:

$H_p(10)$, $H^*(10)$	0,1 мЗв ≤ H ≤ 1 Зв;
$H_p(0,07)$	1 мЗв ≤ H ≤ 10 Зв.

Изменение чувствительности, обусловленное энергией и углом падения излучения. Относительная чувствительность измерения $H_p(10)$, обусловленная энергией и углом падения фотонного излучения, должна находиться в интервале от минус 29% до +67% для энергии 80 кэВ – 1,25 МэВ и для углов от 0° до ±60° от эталонного направления.

Относительная чувствительность измерения $H_p(0,07)$, обусловленная энергией и углом падения фотонного и бета-излучения, должна находиться в интервале от минус 29% до +67% для фотонного излучения с энергией от 30 кэВ до 250 кэВ и для бета-излучения со средней энергией от 0,24 МэВ до 0,8 МэВ для углов от 0° до ±60° от эталонного направления.

Относительная чувствительность измерения $H^*(10)$, обусловленная энергией и углом падения фотонного излучения, для энергии 80 кэВ – 1,25 МэВ должна находиться в интервале:

от минус 29% до +67% для углов от 0° до ±75° и от ±180° до ±75° от эталонного направления;

и от минус 33% до +100% для углов от 75° до ±105° от эталонного направления.

В других разделах стандарта приведены требования к экологическим, электромагнитным и механическим характеристикам дозиметров.

Е.6. Стандарт МЭК 62387 по пассивным дозиметрам

Требования к техническим и метрологическим характеристикам пассивных дозиметров и их считывателей приведены в стандарте ***МЭК 62387, ред. 1, 2012-04. Приборы радиационной защиты – Пассивные интегрирующие дозиметрические системы для мониторинга окружающей среды и индивидуального мониторинга – Часть 1: Общие характеристики и эксплуатационные требования.***

Требования стандарта идентичны требованиям стандарта МЭК 61066. В данном документе приведено Приложение D стандарта, отсутствующее в стандарте МЭК 61066.

Приложение D.
Классификация пассивных индивидуальных дозиметров

Основная категория	Символ	Минимально требуемый диапазон использования	Дополнительные расширения		
			для диапазона энергии	для нижней границы диапазона измерения	для верхней границы диапазона измерения
$H_p(10)$ фотоны	G (гамма)	80 кэВ – 1,25 МэВ[а] 0,1 мЗв – 1 Зв[б]	**m** (mid): нижняя 60кэВ **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
$H_p(0,07)$ 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
$H_p(0,07)$ бета	B (бета)	200 кэВ – 800 кэВ ($E_{ср}$)[а] 1 мЗв – 10 Зв[б]	**l** (low): нижняя 60 кэВ ($E_{ср}$)[а]	**g**: нижняя гр-ца 0,1 мЗв	**a** (аварийный): верхняя гр-ца 10 Зв

[а] – минимальный диапазон энергии
[б] – минимальный действительный диапазон измерений
Пример 1: индивидуальный фотонный дозиметр для атомной станции может быть классифицирован как Gmh.
Пример 2: фотонный дозиметр для размещения вблизи атомной станции может быть классифицирован как Emhf.
Пример 3: индивидуальный фотонный бета-дозиметр для медицинского использования может быть классифицирован как Sng-Blg.

Е.7. Стандарт ИСО 21909 по пассивным нейтронным дозиметрам

Технические и метрологические требования к индивидуальным дозиметрам нейтронного излучения для текущего ИДК определены в стандарте ***ИСО 21909, ред.1, 2005-06-15. Пассивные нейтронные дозиметры – Характеристики и требования к испытаниям.***

Стандарт распространяется на индивидуальные накопительные дозиметры, измеряющие индивидуальный эквивалент дозы в диапазоне энергий от тепловых до 20 МэВ. Стандарт охватывает следующие классы пассивных дозиметров нейтронов:

– дозиметры с ядерными фотоэмульсиями (ЯФ, NTED);
– твердотельные трековые дозиметры (ТТД, SSNTD);
– альбедные термолюминесцентные дозиметры (ТЛД, TLAD);
– пузырковые дозиметры (ПД, SED);
– дозиметры с прямым хранением ионов (DIS).

Все испытания должны проводиться при стандартных условиях испытаний, если не указано иное, фактические условия испытаний должны быть указаны в протоколе испытаний. Облучение дозиметров осуществляется на фантоме при испытаниях, связанных с определением зависимости эквивалента дозы от энергии нейтронов и угла падения излучения. Для других испытаний дозиметры можно облучать в воздухе, и контрольной величиной может быть флюенс нейтронов.

Образцовые нейтронные излучения для испытаний приведены в стандарте ИСО 8529-1, также могут быть использованы моделируемые нейтронные поля на рабочих местах по стандартам ИСО 12789. Для многих испытаний достаточно одного источника (например, ^{241}Am-Be* или ^{252}Cf).

Примечание. Для испытаний термолюминесцентных альбедных дозиметров может быть использован любой источник нейтронов с достаточной интенсивностью нейтронов низких энергий (лучше применение более замедленных нейтронов).

**Примечание. В Российской Федерации принято применение источника Ри-Ве.*

Стандартные условия испытаний: внешняя температура от 18 до 22 градусов Цельсия; относительная влажность от 50 до 75 %; давление от 86 до 106 кПа; радиационный фон меньше 0,25 мкЗв/ч.

Ниже приведены таблицы с требованиями к техническим характеристикам разных типов дозиметров.

Таблица Е1 *– Требования к характеристикам дозиметров с ядерными фотоэмульсиями*

№	Характеристика	Требование к характеристике
1	Однородность партии	Коэффициент вариации показаний n дозиметров не должен превышать 30% для $H_p(10)$ больше чем 1 мЗв
2	Воспроизводимость	Не применимо
3	Линейность	Отклик нейтронов не должен изменяться более чем на 20% для $H_p(10)$ от 0,5 мЗв до 20 мЗв
4	Порог детектирования	Порог детектирования для $H_p(10)$ не должен быть больше чем 0,2 мЗв
5	Фединг (стабильность последней информации)	Фединг треков при нормальных условиях не должен быть больше чем 10 %, 15 %, 20 % и 30 % для периодов 3 дня, 10 дней, 30 дней и 90 дней соответственно при сравнении образца с контрольным образцом
6	Старение	Не применимо
7	Остаточный сигнал	Не применимо
8	Самооблучение	Не применимо
9	Облучение другим излучением кроме нейтронов	Среднее арифметическое значение отклика на нейтроны должно отличаться менее чем на 10% для $H_p(10)$ при облучении дозой между 1 мЗв и 2 мЗв и дополнительном облучении дозой до 3 мЗв излучения от ^{137}Cs по сравнению с дозиметром не подвергавшимся облучению фотонами
10	Стабильность к разным климатическим условиям	Фединг треков при температуре 40 °С и влажности 100% не должен быть больше чем 10%, 15%, 20% и 30% для периодов 3 дня, 10 дней, 30 дней и 90 дней, когда образец сравнивается с контрольным образцом
11	Влияние света (непрозрачность)	Никакие полосы не должны наблюдаться на испытываемой пленке при облучении 1000 В/м^2 в течение одного часа ксеноновой лампой эквивалентной солнечном свету (295 нм до 769 нм). Средняя оптическая плотность полезной площади пленки не должна отличаться более чем в три экспериментальных стандартных отклонения от средней оптической плотности контрольного образца
12	Физическое повреждение	Не применимо
13	Энергетическая зависимость отклика	Отклик при нормальном падении в заявленном диапазоне энергии не должен изменяться больше чем на 50% для эквивалента дозы $H_p(10)$ по крайней мере 1 мЗв.
14	Угловая зависимость отклика	Среднее арифметическое отклика дозиметра при углах падения 0°, 15°, 45° и 60° от нормали не должно отличаться более чем на 30% по сравнению с соответствующим откликом при нормальном падении.

***Таблица Е2** – Требования к характеристикам твердотельных трековых дозиметров*

№	Характеристика	Требование к характеристике
1	Однородность партии	Коэффициент вариации показаний *n* дозиметров не должен превышать 15% для $H_p(10)$ больше чем 1 мЗв
2	Воспроизводимость	Не применимо
3	Линейность	Отклик к нейтронам не должен изменяться более чем на 10% для $H_p(10)$ от 1 мЗв до 10 мЗв
4	Порог детектирования	Порог детектирования для $H_p(10)$ не должен быть больше чем 0,3 мЗв
5	Фединг (стабильность последней информации)	Отклик облученных в начале периода хранения дозиметров не должен отличаться более чем на 30% в течение 90 дней периода хранения при стандартных условиях испытаний (Период от производства дозиметров до начала испытаний не должен превышать 90 дней)
6	Старение	Отклик облученных в начале периода хранения дозиметров не должен отличаться более чем на 30% в течение 90 дней периода хранения при стандартных условиях испытаний (период от производства дозиметров до начала испытаний не должен превышать 90 дней)
7	Остаточный сигнал	Не применимо
8	Самооблучение	Не применимо
9	Облучение другим излучением, кроме нейтронов	Отклик на излучение, кроме нейтронов, в частности, фотонов ^{137}Cs, должен быть менее 10% в $H_p(10)$. Нулевая точка не должна измениться более чем на 0,5 мЗв для дозиметров, подвергнутых облучению 3 МБк×ч/м^3 радона в 50% равновесия с дочерьми (F = 0,5).
10	Стабильность к разным климатическим условиям	Измеренное значение эквивалента дозы не должно отличаться от условно истинного значения более чем на 20 % в течение 48-часового хранения при 40°С и 90% относительной влажности, когда дозиметры облучаются либо в начале или в конце срока хранения
11	Влияние света (непрозрачность)	Нулевая точка не должна измениться более чем на 1 мЗв при облучении ксеноновой лампой эквивалентной яркому солнечному свету (295 нм до 769 нм) до 1000 Вт/м^2 в течение одного дня При облучении в течение одной недели отклик не должен отличаться от отклика дозиметра, который держали в темноте, более чем на 10%
12	Физическое повреждение	Не применимо
13	Энергетическая зависимость отклика	Отклик при нормальном падении нейтронов в заявленном диапазоне энергий не должен отличаться более чем на ±50% для $H_p(10)$, по крайней мере при 1 мЗв.
14	Угловая зависимость отклика	Среднее арифметическое отклика дозиметра при углах падения 0°, 15°, 45° и 60° от нормали не должно отличаться более чем на 40% по сравнению с откликом при нормальном падении. Индивидуальный эквивалент дозы должен быть не менее 1 мЗв

***Таблица Е3** – Требования к характеристикам альбедных термолюминесцентных дозиметров (ТЛД)*

№	Характеристика	Требование к характеристике
1	Однородность партии	Коэффициент вариации эквивалента дозы фотонов для *n* дозиметров не должен превышать 20%
2	Воспроизводимость	Коэффициент вариации эквивалента дозы фотонов для *n* дозиметров не должен превышать 20% для каждого дозиметра отдельно при его облучении в десять раз
3	Линейность	Отклик не должен изменяться более чем на 10%, когда дозиметры облучаются нейтронами, а затем фотонами, производящими эквиваленты дозы между 1 мЗв и 100 мЗв
4	Порог детектирования	Порог детектирования не должен превышать эквивалент дозы фотонного излучения 0,3 мЗв
5	Фединг (стабильность последней информации)	Отклик облученных в начале периода хранения дозиметров не должен отличаться более чем на 10% в течение 90 дней периода хранения при стандартных условиях испытаний
6	Старение	Не применимо
7	Остаточный сигнал	Остаточный сигнал не должен превышать дозу, соответствующую эквиваленту дозы фотонов 0,3 мЗв, после облучения фотонами соответствующим эквивалентом дозы 10 мЗв
8	Самооблучение	После хранения в течение 60 дней нулевая точка не должна измениться на более 0,3 мЗв эквивалента дозы фотонов
9	Облучение другим излучением, кроме нейтронов	Определяется при испытаниях
10	Стабильность к разным климатическим условиям	Эквивалент дозы фотонов не должен отличаться от условно истинного значения более чем на 5% после 30 дней хранения при стандартных условиях испытании или на 10% в течение 48-часового хранения при 40°С и 90% относительной влажности при облучении дозиметров либо в начале или в конце срока хранения
11	Влияние света (непрозрачность)	Нулевая точка не должна измениться более чем на 0,3 мЗв при облучении ксеноновой лампой эквивалентной яркому солнечному свету (295 нм до 769 нм) до 1000 Вт/м^2 в течение одного дня. При облучении в течение одной недели отклик не должен отличаться более чем на 10% от отклика дозиметра, который держали в темноте
12	Физическое повреждение	Не применимо
13	Энергетическая зависимость отклика	Определяется при испытаниях
14	Угловая зависимость отклика	Среднее арифметическое отклика дозиметра при углах падения 0°, 15°, 45° и 60° от нормали не должно отличаться более чем на 40% по сравнению с откликом при нормальном падении. Индивидуальный эквивалент дозы должен быть не менее 1 мЗв

Таблица Е4 – *Требования к характеристикам пузырьковых дозиметров (ПД)*

№	Характеристика	Требование к характеристике
1	Однородность партии	Коэффициент вариации эквивалента дозы фотонов для *n* дозиметров не должен превышать 25% при дозе 0,1 мЗв.
2	Воспроизводимость	Коэффициент вариации эквивалента дозы фотонов не должен превышать 25% для значений $H_p(10)$ менее чем 1 мЗв
3	Линейность	Отклик к нейтронам не должен изменяться более чем на 25% для эквивалентов дозы $H_p(10)$ в диапазоне от 0,1 мЗв до 1 мЗв
4	Порог детектирования	Порог детектирования не должен превышать эквивалент дозы 0,1 мЗв
5	Фединг (стабильность последней информации)	Не применимо
6	Старение	Пузырьковые дозиметры не должны изменять отклик более чем на 25% в течение 3 месяцев, если используются ежедневно в неактивном состоянии функции «сброс»
7	Остаточный сигнал	После облучения до 1 мЗв и после процедуры сброса ни один пузырь не должен присутствовать в дозиметре
8	Самооблучение	Не применимо.
9	Облучение другим излучением кроме нейтронов	Не применимо
10	Стабильность к разным климатическим условиям	Отклик не должен изменяться более чем на 25% для температур в диапазоне от 20°С до 40°С
11	Влияние света (непрозрачность)	Не применимо
12	Физическое повреждение	Падение с высоты 1 м не должно производить больше, чем четыре пузырька
13	Энергетическая зависимость отклика	Отклик не должен изменяться более чем на 25% при облучении моноэнергетическими нейтронами (по ISO 8529-1) в диапазоне энергий, указанном для дозиметра
14	Угловая зависимость отклика	Среднее арифметическое значение отклика дозиметра при углах падения 0°, 15°, 45° и 60° от нормали не должно отличаться более чем на 30% от отклика при нормальном падении. Индивидуальный эквивалент дозы должен быть таким, чтобы в дозиметре образовалось по крайней мере 100 пузырьков

***Таблица Е5** – Требования к характеристикам дозиметров с прямым хранением ионов (DIS)*

№	Характеристика	Требование к характеристике
1	Однородность партии	Коэффициент вариации эквивалента дозы фотонов для *n* дозиметров не должен превышать 20%
2	Воспроизводимость	Коэффициент вариации эквивалентов дозы фотонов для *n* дозиметров не должен превышать 20% для каждого отдельного дозиметра при его облучении в десять раз
3	Линейность	Отклик не должен изменяться более чем на 10%, когда дозиметры облучаются нейтронами и фотонами, производящими отклики, соответствующие эквивалентам дозы фотонов между 1 мЗв и 100 мЗв
4	Порог детектирования	Порог детектирования не должен превышать эквивалент дозы фотонов 0,3 мЗв
5	Фединг (стабильность последней информации)	Отклик дозиметров, облученных в начале периода хранения, не должен отличаться более чем на 10% через 90 дней хранения при стандарных условиях испытаний
6	Старение	Отклик дозиметров, облученных в конце периода хранения, не должен изменяться более чем на 10% в течение периода хранения 90 дней при стандартных условиях испытаний
7	Остаточный сигнал	Не применимо
8	Самооблучение	Не применимо
9	Облучение другим излучением, кроме нейтронов	Среднее арифметическое значение отклика на нейтроны не должно отличаться более чем на 20% для $H_p(10)$ между 1–2 мЗв и дополнительного облучения до 3 мЗв фотонным излучениям источника ^{137}Cs по сравнению с дозиметрами, не подвергавшимися облучению фотонным излучением
10	Стабильность к разным климатическим условиям	Эквивалент дозы фотонов не должен отличаться от условно истинного значения более чем на 10% после 48-часового хранения при 40°С и 90% относительной влажность при облучении дозиметров либо в начале, либо в конце периода хранения
11	Влияние света (непрозрачность)	Не применимо
12	Физическое повреждение	Не применимо
13	Энергетическая зависимость отклика	Отклик при нормальном падении в заявленном диапазоне энергий не должен отличаться более чем на ±50% для $H_p(10)$ меньше 1 мЗв
14	Угловая зависимость отклика	Среднее арифметическое значение отклика дозиметра при углах падения 0°, 15 °, 45° и 60° от нормали не должно отличаться более чем на 30 % от соответствующего отклика при нормальном падении. Индивидуальный эквивалент дозы должен быть не менее 1 мЗв

В стандарте приведены принципы регистрации нейтронов вышеуказанными дозиметрами, методики испытаний дозиметров на соответствие вышеприведенным требованиям и интерпретации результатов испытаний. В приложениях к стандарту приведены переходные коэффициенты от флюенса нейтронов к индивидуальному эквиваленту дозы $H_p(10)$ для разных углов падения широкого пучка моноэнергетических нейтронов и нейтронов радионуклидных источников на фантом ИСО, на котором расположен дозиметр.

Е.8. Стандарт ИСО 12794 по дозиметрам для конечностей и глаз

Технические и метрологические требования к индивидуальным учетным дозиметрам для конечностей и глаз определены в стандарте ИСО 12794 ред.1, 15.02.2000. Атомная энергия – Радиационная защита – Индивидуальные термолюминесцентные дозиметры для конечностей и глаз.

Настоящий стандарт содержит методы испытаний для определения характеристик дозиметров, в том числе для дозиметров, предназначенных только для однократного использования, предназначенных для измерения дозы облучения глаз и конечностей (пальцев, кистей рук, стоп, предплечий (включая локти), голеней (включая колени)) при облучении фотонами с энергией от 15 кэВ до 3 МэВ и бета-излучением с энергией от 0,5 МэВ до 3 МэВ.

Термины

– *дозиметр для конечностей (extremity dosimeter)* – дозиметр, предназначенный для ношения на пальце или конечности (кисти, стопы, предплечья (включая локти), голени (включая колени));

– *дозиметр для глаз (eye dosimeter)* – дозиметр, предназначенный для ношения вблизи глаз;

– *дозиметр многократного использования (reusable dosimeter)* – дозиметр, предназначенный для многократного использования, в отличие от дозиметров, допускающих только однократное использование;

– *условно истинное значение (conventional true value)* – наиболее точная оценка рассматриваемой величины в точке измерения, например, эквивалента дозы *(H)...;*

– *самооблучение (self-irradiation)* – облучение детектора радиоактивными примесями, имеющимися в держателе дозиметра или в самом детекторе;

– *эталонные излучения* в соответствии со стандартами ИСО 4037 и ИСО 6980;

– *испытания зависимости чувствительности от энергии излучения:* фотоны (первая колонка Таблицы 4) в ИСО 4037-3:1999, бета-излучение ^{90}Sr (в равновесии с ^{90}Y), ^{106}Ru и ^{204}Tl;

– *стандартные условия испытаний:* внешняя температура от 18 до 22 градусов Цельсия; относительная влажность от 55 до 75 %; радиационный фон не более 0,2 мкЗв/ч.

Классификация дозиметров

F(7)D – палец (finger), глубина 7 мг/см^2, однократного применения (disposable);
F(7)R – палец (finger), глубина 7 мг/см^2, многократного применения (re-usable);
L(7)D – конечность (limb), глубина 7 мг/см^2, однократного применения;
L(7)R – конечность (limb), глубина 7 мг/см^2, многократного применения;
E(300)D – хрусталик глаза (eye), глубина 300 мг/см^2, однократного применения;
E(300)R – хрусталик глаза, глубина 300 мг/см^2, многократного применения.

Фантомы

ISO PMMA rod – цилиндр диаметром 19 мм и длинной 300 мм из полиметилметакрилата – для имитирования пальца;

ISO water pillar – наполненный водой акриловый цилиндр диаметром 73 мм и длинной 300 мм – для имитирования конечности;

ISO water slab – наполненная водой емкость из оргстекла в форме параллелепипеда 30см × 30см × 15см или сфера МКРЕ – для глаз.

Таблица Е6 – *Требования к рабочим характеристикам для дозиметров, предназначенных для конечностей и глаз*

№	Рабочие характеристики	Класс дозиметра	Требования к рабочим характеристикам
1	Однородность партии	R/D	Коэффициент вариации полученного значения для *n* дозиметров не должен превышать 15% при дозе 10 мЗв или менее
2	Воспроизводимость	R D	Коэффициент вариации полученного значения для *n* дозиметров не должен превышать 10% для каждого дозиметра отдельно при дозе 10 мЗв или менее. Требования не установлены
3	Линейность	R/D	Чувствительность не должна отличаться более чем на 10% в диапазоне эквивалента дозы от 1 мЗв до 1 Зв
4	Стабильность дозиметров в различных климатических условиях	R/D	Полученные значения дозиметров, облученных в начале или в конце периода хранения, не должны отличаться от условно истинного значения более чем на 5% при хранении в нормальных условиях в течение 30 суток, или на 10% при хранении в течение 48 часов при 40°С и относительной влажности 90%
5	Порог регистрации	R/D	Порог регистрации не должен превышать 1 мЗв
6	Самооблучение	R/D	После хранения в течение 60 суток нулевая точка не должна превышать 2 мЗв
7	Остаточная светосумма	R	После облучения с условно истинным значением дозы 100 мЗв не должен быть превышен предел, установленный для порога регистрации, а чувствительность должна оставаться в пределах требований для линейности при дозе 2 мЗв
8	Воздействие света на дозиметр	R/D	После экспозиции в течение 24 ч при освещенности 1000 Вт/м^2 нулевая точка не должна изменяться более чем на 1 мЗв, а после экспозиции в течение недели полученное значение не должно отличаться более чем на 10% от полученных значений для дозиметров, хранящихся в темноте
9	Изотропия (фотоны)	R/D	Для дозиметров, облученных фотонами с энергией (60±5) кэВ, среднее значение чувствительности при углах падения 0°, 20°, 40° и 60° относительно оси не должно отличаться более чем на 15% чувствительности, соответствующей нормальному углу падения
10	Энергетическая характеристика (фотоны)	R/D	При облучении фотонами с энергией от 15 кэВ до 3,0 МэВ чувствительность не должна отличаться более чем на ±50%
11	Энергетическая характеристика (бета-излучение)	R/D	При облучении бета-излучением в диапазоне энергий (E_{max}) от 0,5 МэВ до 3,0 МэВ чувствительность не должна отличаться более чем на ±50%

В стандарте приведены переводные коэффициенты от кермы в воздухе к эквиваленту дозы для разных энергии фотонов, а также методы испытаний на соответствие вышеприведенным требованиям.

Приложение Ж (справочное). Библиография

1. СТО 95 120004-2017. Отраслевые правила проектирования и эксплуатации систем аварийной сигнализации о возникновении самоподдерживающейся цепной ядерной реакции деления и организации мероприятий по ограничению ее последствий (ПБЯ-06-10-2017).

2. ГОСТ Р 22.3.04-96. Безопасность в чрезвычайных ситуациях. Контроль населения дозиметрический. Метод определения поглощенных доз внешнего гамма-излучения по спектрам электронного парамагнитного резонанса зубной эмали.

3. МУ 2.6.1.003-03. Дозы внешнего излучения. Методика оценки поверхностных доз по тканям одежды методом электронного парамагнитного резонанса. М.: Федеральное Управление «Медбиоэкстрем», 2003.

4. ГОСТ 8.638-2013. Государственная система обеспечения единства измерений, Метрологическое обеспечение радиационного контроля. Основные положения.

5. МИ 2453-2015 ГСИ. Методики радиационного контроля. Общие требования.

6. ГОСТ Р 8.563-2009. Государственная система обеспечения единства измерений, Методики (методы) измерений.

7. Приказ Госкорпорации «Росатом» от 31.10.2013 № 1/10-НПА «Об утверждении метрологических требований к измерениям, эталонам единиц величин, стандартным образцам, средствам измерений, их составным частям, программному обеспечению, методикам (методам) измерений, применяемым в области использования атомной энергии» (Зарегистрировано в Минюсте России 27.02.2014 № 31442).

8. IAEA-EPR-MEDICAL 2005. Общие процедуры медицинского реагирования при ядерной или радиологической аварийной ситуации. Серия Аварийная готовность и реагирование, МАГАТЭ. Вена, 2009.

9. МУ 2.6.5.036–2013. Оперативная оценка дозы нейтронного излучения при возникновении самопроизвольной цепной реакции на ядерно-опасных участках предприятий ядерно-оружейного комплекса. М.: ФМБА, 2013.

10. МВИ 12.16-10. Методика измерений доз аварийного внешнего облучения персонала при возникновении самоподдерживающейся реакции деления урана по наведенной активности в теле человека. Методика выполнения измерений. Новоуральск: ОАО «УЭХК», 2010. Свидетельство № 41090.0В450. (Александров В.В., Глазунов С.А., Алексеев А.Г. Измерение аварийной дозы внешнего нейтронного облучения персонала при возникновении самоподдерживающейся реакции деления урана по наведенной активности в теле человека. Журнал АНРИ №1(68), 2012, стр.28-37).

11. IAEA-EPR-BIODOSIMETRY, 2011. Использование цитогенетической дозиметрии для обеспечения готовности и реагирования при радиационных аварийных ситуациях. Серия Аварийная готовность и реагирование. МАГАТЭ. Вена, 2014.

12. Лейпунский О.И., Новожилов Б.В., Сахаров В.Н. Распространение гамма-квантов в веществе. М.: ГИФИЛ, 1960.

13. Общие процедуры медицинского реагирования при ядерной или радиологической аварийной ситуации. Серия Аварийная готовность и реагирование, IAEA-EPR-MEDICAL, 2005. МАГАТЭ. Вена, 2009.

14. Dosimetry for Criticality Accidents: A Manual, Technical Reports Series №211, IAEA. Vienna, 1982.

15. Final Report on Dose Estimation for Three Victims of JCO Accident (FUJIMOTO, K., Ed.), NIRS-R-47, Chiba, Japan,2002.

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

17. The criticality accident in Sarov, STI/PUB/1106, IAEA, Vienna (2001).

18. МУ 2.6.5.004-2016. Экспрессная оценка дозы гамма-нейтронного излучения с помощью воксел-фантомной технологии расчетов при возникновении самопроизвольной цепной реакции на ядерно-опасных участках предприятий ядерно-оружейного комплекса. Утверждены Заместителем руководителя ФМБА России В.В. Романовым 16.01.2016. М.: ФМБА, 2016.

gost.e-ecolog.ru