

СЕРИЯ НОРМ МАГАТЭ ПО БЕЗОПАСНОСТИ

Оценка профессионального облучения от внешних источников ионизирующего излучения

РАЗРАБОТАНО СОВМЕСТНО МЕЖДУНАРОДНЫМ
АГЕНТСТВОМ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
И МЕЖДУНАРОДНЫМ БЮРО ТРУДА



РУКОВОДСТВО ПО БЕЗОПАСНОСТИ

№ RS-G-1.3



МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО
ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
ВЕНА

ПУБЛИКАЦИИ МАГАТЭ ПО ВОПРОСАМ БЕЗОПАСНОСТИ

НОРМЫ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ

В соответствии со статьёй III своего Устава Агентство уполномочено устанавливать нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и обеспечивать применение этих норм в мирной деятельности в ядерной области.

Связанные с регулирующей деятельностью публикации, посредством которых МАГАТЭ устанавливает нормы и меры безопасности, выпускаются в **Серии норм МАГАТЭ по безопасности**. Эта серия охватывает ядерную безопасность, радиационную безопасность, безопасность перевозки и безопасность отходов, а также общие принципы безопасности (т. е. имеющие отношение к двум или более из этих четырех областей), и категории публикаций в этой серии включают **Основы безопасности, Требования безопасности и Руководства по безопасности**.

Основы безопасности (название серии и категории синим шрифтом) содержат основные цели, концепции и принципы обеспечения безопасности и защиты в деле освоения и применения ядерной энергии в мирных целях.

Требования безопасности (красным шрифтом) устанавливают требования, которые необходимо выполнять для обеспечения безопасности. Эти требования, для выражения которых применяется формулировка “должен, должна, должно, должны”, определяются целями и принципами, изложенными в Основах безопасности.

Руководства по безопасности (зеленым шрифтом) рекомендуют меры, условия или процедуры по выполнению требований безопасности. Для рекомендаций в Руководствах по безопасности применяется формулировка “следует”, которая означает, что для выполнения требований необходимо принимать рекомендуемые или эквивалентные альтернативные меры.

Нормы безопасности МАГАТЭ не имеют юридически обязательной силы для государств-членов, но могут приниматься ими по их усмотрению для использования в национальных регулирующих положениях, касающихся их собственной деятельности. Эти нормы обязательны для МАГАТЭ в отношении его собственной работы и для государств – в отношении операций, в которых МАГАТЭ оказывает помощь.

Информацию о программе норм безопасности МАГАТЭ (включая сведения об изданиях на других языках помимо английского) можно получить на сайте МАГАТЭ в интернете

www.iaea.org/ns/coordinet

или по запросу, который следует направлять в Секцию координации деятельности по обеспечению безопасности МАГАТЭ по адресу: IAEA, P.O. Box 100, A-1400 Vienna, Austria.

ДРУГИЕ ПУБЛИКАЦИИ ПО ВОПРОСАМ БЕЗОПАСНОСТИ

В соответствии со статьями III и VIII.C своего Устава МАГАТЭ предоставляет сведения и способствует обмену информацией, касающейся мирной деятельности в ядерной области, и служит в этом посредником между государствами-членами.

Доклады по вопросам обеспечения безопасности и защиты в ядерной деятельности выпускаются в других сериях, в частности в **Серии докладов МАГАТЭ по безопасности**, в качестве информационных публикаций. Доклады по безопасности могут содержать описание образцовой практики, а также практических примеров и подробно изложенных методов, которые могут использоваться для выполнения требований безопасности. В них не устанавливаются требования и не содержатся рекомендации.

Другие серии изданий МАГАТЭ, которые включают поступающие в продажу публикации по вопросам безопасности, – это **Серия технических докладов, Серия докладов по радиологическим оценкам и Серия ИНСАГ**. МАГАТЭ публикует также доклады о радиологических аварийных ситуациях и другие поступающие в продажу специальные издания. На некоммерческой основе выпускаются публикации по вопросам безопасности в таких сериях, как **Серия ТЕСДОС, Серия временных норм безопасности, Серия учебных курсов, Серия услуг МАГАТЭ и Серия компьютерных руководств**, а также **Практические руководства по радиационной безопасности и Практические технические руководства по излучениям**.

ОЦЕНКА ПРОФЕССИОНАЛЬНОГО ОБЛУЧЕНИЯ
ОТ ВНЕШНИХ ИСТОЧНИКОВ
ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Членами Международного агентства по атомной энергии являются следующие государства:

АВСТРАЛИЯ	ИТАЛИЯ	ПЕРУ
АВСТРИЯ	ЙЕМЕН	ПОЛЬША
АЗЕРБАЙДЖАН	КАЗАХСТАН	ПОРТУГАЛИЯ
АЛБАНИЯ	КАМБОДЖА	РЕСПУБЛИКА МОЛДОВА
АЛЖИР	КАМЕРУН	РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ
АНГОЛА	КАНАДА	РУМЫНИЯ
АРГЕНТИНА	КАТАР	САЛЬВАДОР
АРМЕНИЯ	КЕНИЯ	САУДОВСКАЯ АРАВИЯ
АФГАНИСТАН	КИПР	СВЯТЕЙШИЙ ПРЕСТОЛ
БАНГЛАДЕШ	КИТАЙ	СЕНЕГАЛ
БЕЛАРУСЬ	КОЛУМБИЯ	СИНГАПУР
БЕЛЬГИЯ	КОРЕЯ, РЕСПУБЛИКА	СИРИЙСКАЯ АРАБСКАЯ РЕСПУБЛИКА
БЕНИН	КОСТА-РИКА	СЛОВАКИЯ
БОЛГАРИЯ	КОТ-Д'ИВУАР	СЛОВЕНИЯ
БОЛИВИЯ	КУБА	СОЕДИНЕННОЕ КОРОЛЕВСТВО
БОСНИЯ И ГЕРЦЕГОВИНА	КУВЕЙТ	ВЕЛИКОБРИТАНИИ И СЕВЕРНОЙ ИРЛАНДИИ
БОТСВАНА	ЛАТВИЯ	СОЕДИНЕННЫЕ ШТАТЫ АМЕРИКИ
БРАЗИЛИЯ	ЛИБЕРИЯ	СУДАН
БУРКИНА-ФАСО	ЛИВАН	СЬЕРРА-ЛЕОНЕ
БЫВШАЯ ЮГОСЛАВСКАЯ РЕСПУБЛИКА МАКЕДОНИЯ	ЛИВИЙСКАЯ АРАБСКАЯ ДЖАМАХИРИЯ	ТАДЖИКИСТАН
ВЕНГРИЯ	ЛИТВА	ТАИЛАНД
ВЕНЕСУЭЛА	ЛИХТЕНШТЕЙН	ТУНИС
ВЬЕТНАМ	ЛЮКСЕМБУРГ	ТУРЦИЯ
ГАБОН	МАВРИКИЙ	УГАНДА
ГАИТИ	МАДАГАСКАР	УЗБЕКИСТАН
ГАНА	МАЛАЙЗИЯ	УКРАИНА
ГВАТЕМАЛА	МАЛИ	УРУГВАЙ
ГЕРМАНИЯ	МАЛЬТА	ФИЛИППИНЫ
ГРЕЦИЯ	МАРОККО	ФИНЛЯНДИЯ
ГРУЗИЯ	МАРШАЛЛОВЫ ОСТРОВА	ФРАНЦИЯ
ДАНИЯ	МЕКСИКА	ХОРВАТИЯ
ДЕМОКРАТИЧЕСКАЯ РЕСПУБЛИКА КОНГО	МОНАКО	ЦЕНТРАЛЬНОАФРИКАНСКАЯ РЕСПУБЛИКА
ДОМИНИКАНСКАЯ РЕСПУБЛИКА	МОНГОЛИЯ	ЧЕШСКАЯ РЕСПУБЛИКА
ЕГИПЕТ	МЬЯНМА	ЧИЛИ
ЗАМБИЯ	НАМИБИЯ	ШВЕЙЦАРИЯ
ЗИМБАБВЕ	НИГЕР	ШВЕЦИЯ
ИЗРАИЛЬ	НИГЕРИЯ	ШРИ-ЛАНКА
ИНДИЯ	НИДЕРЛАНДЫ	ЭКВАДОР
ИНДОНЕЗИЯ	НИКАРАГУА	ЭСТОНИЯ
ИОРДАНИЯ	НОВАЯ ЗЕЛАНДИЯ	ЭФИОПИЯ
ИРАК	НОРВЕГИЯ	ЮГОСЛАВИЯ, СОЮЗНАЯ РЕСПУБЛИКА
ИРАН, ИСЛАМСКАЯ РЕСПУБЛИКА	ОБЪЕДИНЕННАЯ РЕСПУБЛИКА ТАНЗАНИЯ	ЮЖНАЯ АФРИКА
ИРЛАНДИЯ	ОБЪЕДИНЕННЫЕ АРАБСКИЕ ЭМИРАТЫ	ЯМАЙКА
ИСЛАНДИЯ	ПАКИСТАН	ЯПОНИЯ
ИСПАНИЯ	ПАНАМА	
	ПАРАГВАЙ	

Устав Агентства был утвержден 23 октября 1956 года на Конференции по выработке Устава МАГАТЭ, которая состоялась в Центральных учреждениях Организации Объединенных Наций в Нью-Йорке. Устав вступил в силу 29 июля 1957 года. Центральные учреждения Агентства находятся в Вене. Главной целью Агентства является достижение "более скорого и широкого использования атомной энергии для поддержания мира, здоровья и благосостояния во всем мире".

© МАГАТЭ, 1999 год

Разрешение на воспроизведение или перевод информации, содержащейся в данной публикации, можно получить, направив запрос в письменном виде по адресу: International Atomic Energy Agency, Wagramerstrasse 5, P.O. Box 100, A-1400 Vienna, Austria.

Напечатано в России
Декабрь 2002 года
STI/PUB/1076

СЕРИЯ НОРМ БЕЗОПАСНОСТИ, № RS-G-1.3

ОЦЕНКА
ПРОФЕССИОНАЛЬНОГО
ОБЛУЧЕНИЯ
ОТ ВНЕШНИХ ИСТОЧНИКОВ
ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

РУКОВОДСТВО ПО БЕЗОПАСНОСТИ

РАЗРАБОТАНО СОВМЕСТНО
МЕЖДУНАРОДНЫМ АГЕНТСТВОМ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
И МЕЖДУНАРОДНЫМ БЮРО ТРУДА

МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
ВЕНА, 1999 год

ВСТУПЛЕНИЕ

Генеральный директор МАГАТЭ Мохамед эль-Бароди

Одна из уставных функций МАГАТЭ состоит в том, чтобы устанавливать или применять нормы безопасности для охраны здоровья, жизни и имущества в деятельности по освоению и применению ядерной энергии в мирных целях, а также обеспечивать применение этих норм как в своей собственной работе, так и в работе, которой оно оказывает содействие, и, по просьбе сторон, в деятельности, проводимой на основании любого двустороннего или многостороннего соглашения, или, по просьбе того или иного государства – члена МАГАТЭ, в любом виде деятельности этого государства в области ядерной энергии.

Наблюдение за разработкой норм безопасности осуществляют следующие консультативные органы: Консультативная комиссия по нормам безопасности (ККНБ); Консультативный комитет по нормам ядерной безопасности (НУССАК); Консультативный комитет по нормам радиационной безопасности (РАССАК); Консультативный комитет по нормам безопасности перевозки (ТРАССАК); и Консультативный комитет по нормам безопасности отходов (ВАССАК). Государства-члены широко представлены в этих органах.

В целях обеспечения максимально широкого международного консенсуса нормы безопасности направляются также всем государствам-членам для замечаний перед их одобрением Советом управляющих МАГАТЭ (в случае Основ безопасности и Требований безопасности) или, от имени Генерального директора, Комитетом по публикациям (в случае Руководств по безопасности).

Нормы безопасности МАГАТЭ не имеют юридически обязательной силы для государств-членов, но могут приниматься ими по их усмотрению для использования в национальных регулирующих положениях, касающихся их собственной деятельности. Эти нормы обязательны для МАГАТЭ в отношении его собственной работы и для государств – в отношении операций, в которых МАГАТЭ оказывает помощь. Любое государство, желающее вступить в соглашение с МАГАТЭ с целью получить от него помощь в связи с выбором площадки, проектированием, строительством, вводом в эксплуатацию, эксплуатацией или снятием с эксплуатации ядерной установки или любой другой деятельностью, должно будет выполнять те положения норм безопасности, которые относятся к деятельности, охватываемой соглашением. Однако следует помнить, что ответственность за принятие окончательных решений и юридическая ответственность в любых процедурах лицензирования возлагаются на государства.

Нормы безопасности устанавливают важнейшие основы для обеспечения безопасности, однако может также потребоваться включение более детальных требований, отражающих национальную практику. Кроме того, как правило, имеются специальные вопросы, которые должны оцениваться экспертами отдельно в каждом случае.

Физическая защита делящихся и радиоактивных материалов, а также АЭС в целом упоминается в надлежащих случаях, но не рассматривается подробно; к обязательствам государств в этом отношении следует подходить на основе соответствующих договорно-правовых документов и публикаций, разработанных под эгидой МАГАТЭ. Нерадиологические аспекты техники безопасности на производстве и охраны окружающей среды также прямо не рассматриваются; признано, что в отношении этих аспектов государства должны выполнять свои международные обязательства и обязанности.

Требования и рекомендации, изложенные в нормах безопасности МАГАТЭ, возможно, не в полной мере соблюдаются на некоторых установках, построенных в соответствии с принятыми ранее нормами. Решения о том, как на таких установках должны применяться нормы безопасности, будут приниматься самими государствами.

Внимание государств обращается на тот факт, что нормы безопасности МАГАТЭ, не будучи юридически обязательными, разработаны для обеспечения использования ядерной энергии и радиоактивных материалов в мирных целях таким образом, чтобы государства в соответствии с общепринятыми принципами международного права и правилами имели возможность выполнять свои обязательства в отношении, например, охраны окружающей среды. Согласно одному такому общему принципу территория государства не должна использоваться так, чтобы причинялся ущерб другому государству. Государства, следовательно, обязаны проявлять должную осмотрительность и соблюдать соответствующие нормы.

Гражданская ядерная деятельность, осуществляемая в рамках юрисдикции государств, как и любая другая деятельность, подпадает под действие обязательств, которые государства могут принимать согласно международным конвенциям в дополнение к общепризнанным принципам международного права. Государствам надлежит принимать в рамках своих национальных правовых систем такое законодательство (включая регулирующие положения) и другие нормы и меры, которые могут быть необходимы для эффективного выполнения ими всех взятых на себя международных обязательств.

ПРЕДИСЛОВИЕ

Профессиональное облучение как результат воздействия ионизирующего излучения может произойти на целом ряде промышленных предприятий, в медицинских учреждениях, учебных и научно-исследовательских институтах и на установках ядерного топливного цикла. Для безопасного и приемлемого использования ионизирующего излучения, радиоактивных материалов и атомной энергии необходима адекватная радиационная защита работников.

В 1996 году в категории “Основы безопасности” Агентство выпустило публикации Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources (“Радиационная защита и безопасное обращение с источниками излучения”) (Серия изданий МАГАТЭ по безопасности, № 120) и “Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения” (Серия изданий МАГАТЭ по безопасности, № 115), совместно разработанные Агентством по ядерной энергии ОЭСР, Всемирной организацией здравоохранения, Международной организацией труда, МАГАТЭ, Панамериканской организацией здравоохранения и Продовольственной и сельскохозяйственной организацией Объединенных Наций. В этих публикациях устанавливаются, соответственно, цели и принципы радиационной безопасности, а также требования, которые необходимо выполнять при применении этих принципов и для достижения этих целей.

Установление требований и рекомендаций по безопасности в отношении защиты от профессионального облучения является важнейшим компонентом поддержки радиационной безопасности, оказываемой МАГАТЭ своим государствам-членам. Целью осуществляемой Агентством Программы защиты от профессионального облучения является содействие согласованному в международном масштабе подходу к оптимизации защиты от профессионального облучения путем разработки и применения руководящих принципов по ограничению облучения ионизирующим излучением и использованию существующих методов радиационной защиты на рабочем месте.

Руководящие указания по обеспечению выполнения требований Основных норм безопасности в отношении защиты от профессионального облучения содержатся в трех взаимосвязанных Руководствах по безопасности. В одном из них изложены общие руководящие принципы по разработке программ защиты от профессионального облучения, в двух других даются более подробные руководящие указания по мониторингу и оценке облучения работников в результате, соответственно, воздействия внешних источников облучения и поступления радионуклидов в организм. Эти Руководства по безопасности совокупно отражают современные международно принятые принципы и рекомендуемые практические действия в области защиты от профессионального облучения с учетом важнейших изменений, произошедших за последнее десятилетие.

Данные три Руководства по безопасности в отношении защиты от профессионального облучения разработаны совместно МАГАТЭ и Международ-

ным бюро труда. Агентство выражает признательность Европейской комиссии за ее вклад в разработку настоящего Руководства по безопасности.

Настоящее Руководство по безопасности посвящено оценке облучения от внешних источников ионизирующего излучения на рабочем месте. Такое облучение может происходить в результате наличия нескольких источников на рабочем месте, поэтому мониторинг работников и рабочих мест в таких условиях является составной частью любой программы защиты от профессионального облучения. Оценка облучения от внешних источников ионизирующего излучения решающим образом зависит от знания типа излучения и энергии, а также условий облучения. Настоящее Руководство по безопасности отражает важнейшие изменения по оценке внешней дозы облучения, происшедшие за последнее десятилетие в международной практике.

РЕДАКЦИОННОЕ ПРИМЕЧАНИЕ

Дополнение, включенное в публикацию, представляет собой неотъемлемую часть норм и имеет тот же статус, что и основной текст. Приложения, сноски и списки литературы, включенные в публикацию, содержат дополнительную информацию или практические примеры, которые могут помочь пользователю в работе с нормами.

Формулировка “должен, должна, должно, должны” используется в нормах безопасности в случаях, когда речь идет о требованиях, обязанностях и обязательствах. При рекомендации желательного варианта используется формулировка “следует”.

Официальным текстом является английский вариант.

СОДЕРЖАНИЕ

1.	ВВЕДЕНИЕ	1
	Общие сведения (1.1—1.4)	1
	Цель (1.5).....	2
	Сфера применения (1.6—1.7)	2
	Структура (1.8—1.9)	2
2.	ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЕ ВЕЛИЧИНЫ	3
	Введение (2.1—2.4)	3
	Рабочая величина для индивидуального мониторинга (2.5—2.8)	5
	Величины для мониторинга рабочих мест (2.9—2.16)	6
3.	ПРОГРАММЫ МОНИТОРИНГА	7
	Основная цель (3.1—3.5).....	7
	Оценка индивидуальной дозы (3.6—3.41)	8
4.	ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЕ СПЕЦИФИКАЦИИ	18
	Общие положения (4.1—4.3)	18
	Спецификации для персональных дозиметров (4.4—4.22)	19
	Спецификации для мониторинга рабочего места (4.23—4.32).....	26
5.	ТИПОВОЕ ИСПЫТАНИЕ	29
	Общие положения (5.1—5.4)	29
	Типовое испытание персональных дозиметров (5.5—5.17)	30
	Типовое испытание приборов контроля рабочего места (5.18—5.19)	36
6.	ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЕ И ПЕРИОДИЧЕСКИЕ ИСПЫТАНИЯ (6.1—6.4)	36
7.	ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ ИСПЫТАНИЯ	37
	Общие положения (7.1)	37
	Приемочные эксплуатационные испытания (7.2—7.4)	38
	Плановые эксплуатационные испытания (7.5—7.7)	38
8.	ВЕДЕНИЕ РЕГИСТРАЦИОННЫХ ЗАПИСЕЙ ДОЗЫ И ПРЕДСТАВЛЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ	40
	Общие положения (8.1—8.2)	40
	Ведение регистрационных записей при индивидуальном мониторинге (8.3—8.8)	41

Ведение регистрационных записей мониторинга рабочего места (8.9—8.10)	42
Представление информации руководству (8.11—8.12)	42
9. ОБЕСПЕЧЕНИЕ КАЧЕСТВА	43
Требования (9.1)	43
Осуществление и руководство (9.2—9.13)	43
Оценка работы (9.14—9.16)	46
Заключение контрактов на организацию службы мониторинга (9.17)	47
ДОБАВЛЕНИЕ: МОНИТОРИНГ ЗАГРЯЗНЕНИЯ КОЖИ И ОЦЕНКА ДОЗЫ НА КОЖУ	49
ССЫЛКИ	51
ПРИЛОЖЕНИЕ I: СВОДНЫЕ ДАННЫЕ ПО РЕКОМЕНДОВАННЫМ ВЗВЕШИВАЮЩИМ КОЭФФИЦИЕНТАМ ИЗЛУЧЕНИЯ И Q-L СООТНОШЕНИЮ	55
ПРИЛОЖЕНИЕ II: ПРИБОРЫ ИНДИВИДУАЛЬНОГО МОНИТОРИНГА	57
ПРИЛОЖЕНИЕ III: ПРИБОРЫ ДЛЯ МОНИТОРИНГА РАБОЧЕГО МЕСТА	68
ПРИЛОЖЕНИЕ IV: ЭТАЛОННЫЕ УСЛОВИЯ И СТАНДАРТНЫЕ УСЛОВИЯ ИСПЫТАНИЙ	77
ПРИЛОЖЕНИЕ V: ДАННЫЕ, ОТНОСЯЩИЕСЯ К ТИПОВЫМ ИСПЫТАНИЯМ ПЕРСОНАЛЬНЫХ ДОЗИМЕТРОВ И ПРИБОРОВ КОНТРОЛЯ РАБОЧИХ ЗОН, ВЫРАЖЕННЫЕ В ТЕРМИНАХ РАБОЧИХ ВЕЛИЧИН	79
ПРИЛОЖЕНИЕ VI: ПРИМЕРЫ СТАНДАРТОВ МЭК ПО ОБОРУДОВАНИЮ МОНИТОРИНГА ИЗЛУЧЕНИЙ	90
СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ	91
КОНСУЛЬТАТИВНЫЕ ОРГАНЫ ПО ОДОБРЕНИЮ НОРМ БЕЗОПАСНОСТИ	93

1. ВВЕДЕНИЕ

ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ

1.1. Профессиональное облучение от ионизирующего излучения может происходить в результате различных видов человеческой деятельности. Они включают работу, связанную с разными стадиями ядерного топливного цикла, с использованием радионуклидных источников и рентгеновских установок в медицине, научных исследованиях, образовании, сельском хозяйстве и промышленности, а также профессиональную деятельность, связанную с использованием материалов, содержащих повышенные концентрации природных радионуклидов. Чтобы контролировать это облучение, необходимо уметь оценивать величину соответствующих доз облучения.

1.2. В категории “Основы безопасности” МАГАТЭ выпустило публикацию “Радиационная защита и безопасное обращение с источниками ионизирующих излучений” [1], в которой определяются цели, концепции и принципы радиационной защиты и безопасности. Требования, необходимые для достижения целей и применения принципов, указанных в Основах безопасности, включая требования по защите работников, подвергающихся воздействию источников излучения, установлены в Международных основных нормах безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения (обычно называемых Основные нормы безопасности, или ОНБ), разработанных совместно МАГАТЭ и пятью другими международными организациями [2].

1.3. Три взаимосвязанных Руководства по безопасности, подготовленные совместно МАГАТЭ и Международным бюро труда (МБТ), содержат рекомендации по выполнению требований Основных норм безопасности в отношении профессионального облучения. В Руководстве по безопасности [3] содержатся общие указания относительно условий облучения, для которых следует установить программы мониторинга, чтобы оценить дозы облучения, полученные от внешних источников излучения и поступления радионуклидов в организм работников. Настоящее Руководство по безопасности содержит более конкретные указания по оценке доз облучения от внешних источников излучения, в то время как [4] рассматривает поступление радиоактивных веществ в организм человека.

1.4. Рекомендации, касающиеся радиационной защиты при профессиональном облучении, также были разработаны Международной комиссией по радиологической защите (МКРЗ) [5]. Эти и другие ныне действующие рекомендации МКРЗ [6] и Международной комиссии по радиологическим единицам и измерениям (МКРЕ) [7–10] были приняты во внимание при подготовке данного Руководства по безопасности.

ЦЕЛЬ

1.5. Цель данного Руководства по безопасности состоит в том, чтобы представить регулирующим органам всеобъемлющие рекомендации по выполнению требований для проведения эффективной оценки профессионального облучения от внешних источников ионизирующего излучения. Руководство по безопасности будет также полезно для всех лиц, связанных с планированием и управлением программами мониторинга профессионального облучения, для лиц, отвечающих за работу служб индивидуального мониторинга, а также для всех лиц, участвующих в проектировании дозиметров и оборудования, предназначенных для индивидуальной дозиметрии и мониторинга рабочего места работников.

СФЕРА ПРИМЕНЕНИЯ

1.6. Настоящее Руководство по безопасности содержит рекомендации по установлению программ мониторинга внешнего облучения: соответствующей дозиметрии, которая используется для индивидуального мониторинга и мониторинга рабочих мест, интерпретации результатов, ведению регистрационных записей и обеспечению качества. Обсуждаются общие цели систем и служб индивидуальной дозиметрии, при этом особое внимание уделяется измеряемым величинам, точности и сходимости результатов, необходимых при выполнении таких измерений. Даны рекомендации относительно типовых и эксплуатационных испытаний дозиметров вместе с дозиметрическими данными, необходимыми для выполнения этой работы.

1.7. Тема мониторинга рабочего места рассмотрена лишь в той мере, в какой такого рода мониторинг используется для оценки индивидуальной дозы облучения. В добавлении обсуждается внешнее облучение от загрязнения кожи, но мониторинг загрязнения поверхностей на рабочем месте рассмотрен в соответствующем Руководстве по безопасности при внутреннем облучении [4]. Специальная дозиметрия в случае аварийных ситуаций, когда дозы облучения существенно превышают значения дозовых пределов профессионального облучения, также не рассматриваются в данной публикации.

СТРУКТУРА

1.8. В разделе 2 представлено соотношение между величинами, используемыми в радиационной защите, и рабочими величинами дозы облучения. В разделе 3 охарактеризованы цели и применение мониторинга внешнего облучения. В разделе 4 представлены наиболее существенные особенности программ мониторинга и роль индивидуального мониторинга и мониторинга рабочих мест. Дозиметрические спецификации как для персональных дозиметров, так и для

мониторинга рабочих мест приведены в разделе 5, включая точность, погрешности и рабочие характеристики. Типовые испытания персональных дозиметров и дозиметрической аппаратуры для рабочих мест кратко описаны в разделе 6. В разделах 7 и 8 обсуждаются, соответственно, калибровочные и эксплуатационные испытания. В разделе 9 даются указания по ведению и сохранению записей, а в разделе 10 — по обеспечению качества.

1.9. Дополнительная информация приведена в добавлении и приложениях. В добавлении рассмотрен вопрос дозиметрии кожи. Приложение I содержит рекомендованные значения взвешивающих коэффициентов излучения и соотношение между коэффициентом качества и линейной передачей энергии. В приложениях II и III приведены обзоры инструментальных средств для индивидуального мониторинга и мониторинга рабочих мест, соответственно. Приложение IV описывает эталонные и стандартные условия испытаний, определенные Международной электротехнической комиссией [МЭК]. Приложение V содержит рекомендованные МКРЗ и МКРЕ коэффициенты пересчета доз, а также подробные характеристики полей излучения, рекомендованные Международной организацией по стандартизации (ИСО) для целей калибровки. В приложении VI даны примеры стандартов МЭК для оборудования по мониторингу излучений.

2. ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЕ ВЕЛИЧИНЫ

ВВЕДЕНИЕ

2.1. Дозиметрическими величинами, рекомендованными для целей радиологической защиты, в которых в ОНБ выражаются дозовые пределы, являются эффективная доза облучения E и эквивалентная доза H_T на ткань или орган T . Основными физическими величинами являются флюенс частиц ϕ , керма K и поглощенная доза D .

2.2. МКРЕ ввела рабочие величины для практического использования в радиологической защите, когда облучение связано с внешними источниками излучения [7]. Эти величины были позднее определены в Докладе 51 МКРЕ [10]. Рабочими величинами для мониторинга рабочих зон являются эквивалент амбиентной дозы $H^*(d)$ и эквивалент направленной дозы $H'(d, \Omega)$, а величиной для индивидуального мониторинга является эквивалент индивидуальной дозы $H_p(d)$. Эти величины кратко рассмотрены в соответствующем Руководстве по безопасности [3] и формально определены в ОНБ [2]. Подробное определение численного соотношения между физическими, нормируемыми и рабочими величинами было проведено Объединенной целевой группой МКРЗ и МКРЕ [11]. Концептуальная связь между этими величинами проиллюстрирована на рис. 1 [11].

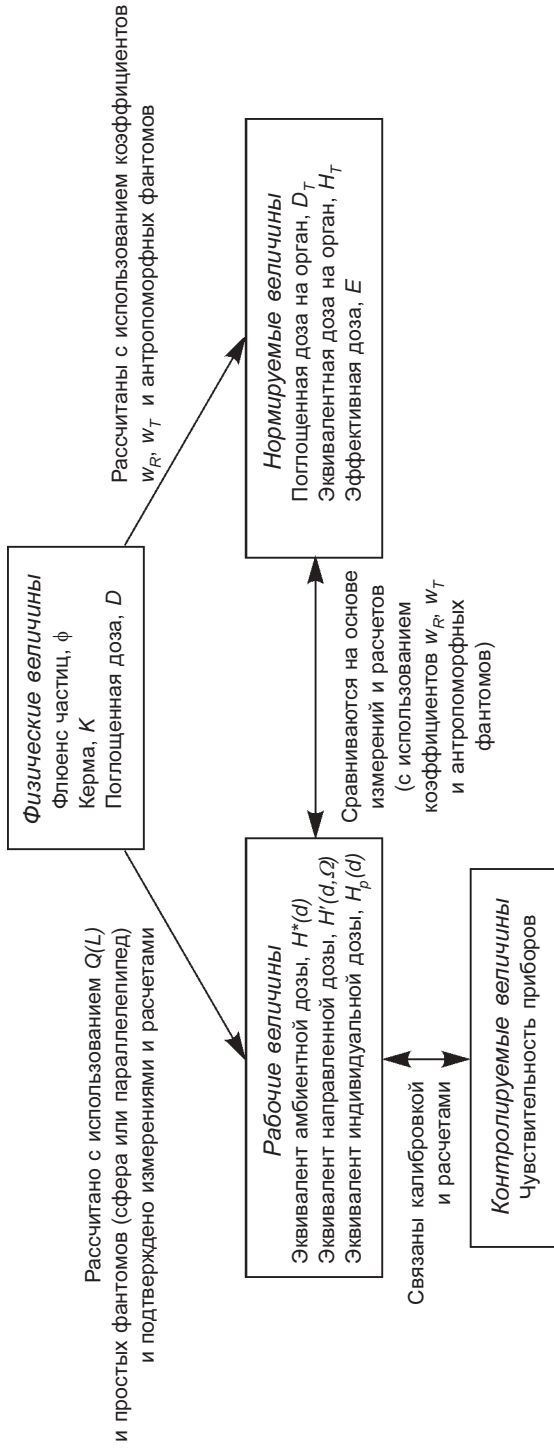


Рис. 1. Соотношение дозиметрических величин для целей радиологической защиты [11].

2.3. Определение эквивалентной и, следовательно, эффективной дозы включает использование взвешивающих коэффициентов излучения w_R для отдельных видов излучения в качестве множителей поглощенной дозы для учета большего ущерба от данной поглощенной дозы, причиняемого излучением с высокой линейной передачей энергии (ЛПЭ, или LET) по сравнению с излучением с низкой ЛПЭ. Рекомендованные величины w_R основываются на анализе опубликованной биологической информации и приведены в таблице I-I (приложение I).

2.4. Коэффициенты качества излучения Q используются при определении рабочих величин и основываются на соотношении Q-LET. Коэффициенты качества используются также как приближенные значения w_R для видов ионизирующих излучений, не включенных в таблицу I-I. Рекомендуемые значения соотношения Q-LET приведены в таблице I-II.

РАБОЧАЯ ВЕЛИЧИНА ДЛЯ ИНДИВИДУАЛЬНОГО МОНИТОРИНГА

2.5. Рабочей дозиметрической величиной, рекомендованной в ОНБ для индивидуального мониторинга, является эквивалент индивидуальной дозы $H_p(d)$ [9–10]. Он представляет собой эквивалент дозы в мягкой биологической ткани под заданной точкой тела на соответствующей глубине d . Одним из возможных подходов при измерении $H_p(d)$ может быть использование детектора, носимого на поверхности тела и покрытого тканеэквивалентным материалом соответствующей толщины. Однако другие подходы могут быть приемлемыми при условии, что необходимое изменение чувствительности детектора от энергии излучения достигнуто.

2.6. В любое определение эквивалента индивидуальной дозы следует включать указание характерной глубины d . Для слабопроникающих и сильнопроникающих излучений (см. пункт 2.14) рекомендуются глубины 0,07 мм и 10 мм, соответственно, хотя в особых случаях могут быть использованы и другие глубины, например, 3 мм для хрусталика глаза. Для упрощения обозначений предполагается, что d выражается в миллиметрах, и следовательно, эквиваленты индивидуальной дозы для указанных выше двух рекомендованных глубин обозначаются как $H_p(0,07)$ и $H_p(10)$.

2.7. Величина $H_p(10)$, т. е. эквивалент индивидуальной дозы на глубине 10 мм, используется для получения оценки эффективной дозы, которая исключает как ее недооценку, так и значительную переоценку. Считается, что чувствительные клетки кожи находятся на глубинах от 0,05 до 0,1 мм от поверхности кожи и поэтому $H_p(0,07)$ используется для оценки эквивалентной дозы на кожу. Величину $H_p(0,07)$ следует также использовать для мониторинга конечностей, когда доза на кожу является ограничивающей величиной.

2.8. Калибровка дозиметров производится при упрощенных обычных условиях (стандартные условия испытаний приведены в разделе 5) на соответствующем фантоме. Величина $H_p(d)$ может быть использована для указания эквивалента дозы в точке фантома, представляющего все тело. Если дозиметр измеряет $H_p(d)$ правильно в точке такого фантома, предполагается, что он измеряет достаточно точно $H_p(d)$ для всего тела любого отдельного лица.

ВЕЛИЧИНЫ ДЛЯ МОНИТОРИНГА РАБОЧИХ МЕСТ

2.9. Рабочие величины, рекомендованные для мониторинга рабочих мест, определяются в фантоме, известном как сфера МКРЕ [10]. Это сфера из тканеэквивалентного материала, имеющая диаметр 30 см, плотность 1 г/см^3 и элементный состав (по массе) 76,2% кислорода; 11,1% углерода; 10,1% водорода и 2,6% азота.

2.10. Двумя величинами, которые МКРЕ рекомендовала для мониторинга рабочих зон [10], являются эквивалент амбиентной дозы $H^*(d)$ и эквивалент направленной дозы $H'(d, \Omega)$. Они применяются, соответственно, для мониторинга сильнопроникающих и слабопроникающих излучений (см. пункт 2.14).

2.11. Эквивалент амбиентной дозы $H^*(d)$ в точке поля излучения определяется как эквивалент дозы, который был бы создан соответствующим широким и направленным полем в сфере МКРЕ на глубине d от поверхности сферы по радиусу, ориентированному навстречу направлению этого поля.

2.12. Широким полем является такое, в котором флюенс, его угловое и энергетическое распределение не изменяются во всем интересующем объеме и соответствуют значениям фактического поля в точке контроля. В широком и направленном поле флюенс и его энергетическое распределение являются такими же, как и в широком поле, но флюенс является однонаправленным.

2.13. В любое определение эквивалента амбиентной дозы следует включать указание характерной глубины d . Для сильнопроникающих излучений (см. пункт 2.14) рекомендуемая глубина — 10 мм. Что касается эквивалента индивидуальной дозы, d следует выражать в миллиметрах, т. е. $H^*(10)$ означает эквивалент амбиентной дозы на глубине 10 мм. Для измерения $H^*(d)$ необходимо, чтобы поле излучения было однородным в пределах чувствительного объема детектора, а детектор имел изотропную чувствительность.

2.14. Слабопроникающие и сильнопроникающие излучения определяются согласно [7]. Если при заданной ориентации тела в однородном и однонаправленном поле излучения эквивалентная доза, получаемая любым малым участком чувствительного слоя кожи, более чем в десять раз превышает эффективную

дозу, то говорят, что излучение является слабопроникающим. Если же эквивалентная доза менее чем в десять раз превышает эффективную дозу, то такое излучение называют сильнопроникающим.

2.15. Эквивалент направленной дозы $H'(d, \Omega)$ в точке поля излучения — это эквивалент дозы, которая формируется соответствующим широким направленным полем в стандартной сфере МКРЕ на глубине d по радиусу, ориентированному в данном направлении Ω . В любое определение эквивалента направленной дозы следует включать указание характерной глубины d и направления излучения Ω . Для слабопроникающих и сильнопроникающих излучений рекомендуемыми значениями глубины являются 0,07 мм и 10 мм, соответственно. Еще раз необходимо отметить, что d следует выражать в миллиметрах.

2.16. Если поле является однонаправленным, то направление Ω определяется как угол между радиусом, направленным навстречу излучению, и радиусом, ориентированным в выбранном направлении. Когда выбранный радиус параллелен полю излучения (т. е. когда $\Omega = 0^\circ$) величина $H'(d, 0)$ может быть записана просто как $H'(d)$. Кроме того, в однонаправленном поле $H'(d) = H^*(d)$. Для измерения $H'(d, \Omega)$ необходимо, чтобы поле было однородным в чувствительном объеме детектора, а детектор имел соответствующую угловую чувствительность. При слабопроникающем излучении детектор, который определяет эквивалент дозы на рекомендованной глубине в параллелепипеде из тканеэквивалентного материала, будет адекватно определять $H'(0,07)$ при условии, что поверхность параллелепипеда перпендикулярна направлению поля излучения.

3. ПРОГРАММЫ МОНИТОРИНГА

ОСНОВНАЯ ЦЕЛЬ

3.1. Основной целью рабочих программ мониторинга является оценка условий рабочего места и индивидуального облучения работников. Оценка доз для работников, которые постоянно подвергаются или потенциально могут подвергнуться облучению от внешних источников излучения, составляет неотъемлемую часть любой программы радиационной защиты и помогает гарантировать приемлемый уровень радиационной безопасности и удовлетворительные в радиологическом отношении условия на рабочем месте.

3.2. Меры, принимаемые в соответствии с общими требованиями по радиационной защите работников, изложены в соответствующем Руководстве по безопасности [3]. Конкретные аспекты мониторинга, которые касаются облучения внешними источниками излучения, представлены ниже.

3.3. Радиоактивное загрязнение поверхностей на рабочем месте может привести к внешнему облучению работников. Однако во многих случаях при радиоактивном загрязнении (и, особенно, при значительной альфа-активности) внутреннее облучение является доминирующим. По этой причине проблема контроля радиоактивного загрязнения поверхностей рассматривается в соответствующем Руководстве по безопасности [4].

3.4. Загрязнение кожи приводит к внешнему облучению, а иногда даже к внутреннему облучению, в зависимости от рассматриваемого радионуклида(ов), химической формы, в которой он находится, и уровня активности. В добавлении дается информация об оценке доз, обусловленных загрязнением кожи.

3.5. Дополнительная информация относительно приборного парка для индивидуального мониторинга работников и мониторинга рабочего места представлена в приложениях II и III, соответственно.

ОЦЕНКА ИНДИВИДУАЛЬНОЙ ДОЗЫ

3.6. В большинстве случаев дозы внешнего облучения можно достаточно легко оценить при систематическом индивидуальном мониторинге работников. В тех случаях, когда индивидуальный мониторинг не в состоянии обеспечить адекватное измерение доз облучения работников, результаты мониторинга рабочих мест могут быть использованы для оценки индивидуальных доз. Оценку доз облучения может быть целесообразно выводить на основе мониторинга рабочего места в следующих случаях:

- a) нет эффективного метода индивидуального мониторинга, а метод, основанный на использовании мониторинга рабочего места, показал свою состоятельность;
- b) дозы являются относительно постоянными и могут быть надежно оценены другими способами (например, в исследовательских лабораториях при использовании небольших управляемых источников); или
- c) работники постоянно работают в зоне наблюдения или же посещают контролируемые зоны только изредка (см. пункты 5.17–5.31 в [3]).

3.7. Индивидуальный мониторинг обычно требуется для лиц, постоянно работающих в помещениях, отнесенных к категории контролируемых зон из-за опасности внешнего облучения. Программа индивидуального мониторинга внешнего облучения имеет целью получение информации для оптимизации защиты, демонстрацию того, что облучение работника не превысило дозовый предел или уровень, ожидаемый при выполнении конкретной операции, и проверку адекватности мониторинга рабочего места.

3.8. Для помещений, отнесенных к зоне наблюдения, где не требуется индивидуальный мониторинг, может быть проще использовать ограниченное число индивидуальных дозиметров, чем разрабатывать всеобъемлющую программу мониторинга рабочего места. В любом случае проведение индивидуального мониторинга для целей регистрации доз у всех работников, работающих в зоне наблюдения, может считаться положительной практикой.

Разработка программы мониторинга

3.9. В тех случаях, когда используется индивидуальный мониторинг, каждому работнику следует выдать дозиметр-накопитель. Там, где значения мощности эквивалента дозы на рабочем месте могут различаться более чем в 10 раз, для целей контроля доз следует применять дополнительный дозиметр непосредственного считывания и/или сигнальный прибор (см. пункт 3.24).

3.10. Следует использовать службу индивидуального мониторинга, утвержденную регулирующим органом. Регулирующему органу следует требовать от этой службы, чтобы она поставила дозиметры, способные измерять с адекватной точностью $H_p(10)$ и $H_p(0,07)$ для всех имеющихся видов ионизирующего излучения. Регулирующему органу следует также потребовать, чтобы служба была укомплектована квалифицированным и должным образом подготовленным персоналом и имела соответствующее оборудование для обработки данных и другие необходимые средства. Регулирующему органу следует проводить проверку службы и требовать, чтобы обработка и представление информации о дозах проводились в соответствии с утвержденным графиком и чтобы была задействована адекватная система обеспечения качества (ОК).

3.11. Для оценки дозы облучения работника часто бывает достаточно измерить величину $H_p(10)$. Однако, если поле излучения содержит значительные количества слабопроникающего излучения (такого как бета-частицы или фотоны с энергией менее 15 кэВ), значения величины $H_p(0,07)$ могут быть сопоставимы или существенно превышать значения величины $H_p(10)$. Для таких полей излучения следует применять дозиметры, способные измерять эквивалент дозы на глубине 0,07 мм.

3.12. В тех случаях, когда определяется эквивалент дозы на хрусталик глаза, эквивалент индивидуальной дозы $H_p(3)$ обычно можно оценить достаточно точно на основании измерений $H_p(10)$ и $H_p(0,07)$. Если значения измерений $H_p(10)$ и $H_p(0,07)$ оказываются ниже соответствующих дозовых пределов, то можно показать, что в абсолютном большинстве случаев значение $H_p(3)$ будет также ниже дозовых пределов для хрусталика глаза (150 мЗв).

3.13. В большинстве случаев ношение на туловище одного дозиметра является достаточным. При сильнопроникающем излучении этот дозиметр следует по-

мещать в том месте туловища, где ожидается наибольшее облучение поверхности тела. При облучении преимущественно из переднего полупространства, или когда ожидается, что излучение может равновероятно произойти с любой стороны, или оно изотропно, дозиметр следует носить на передней части торса, между плечами и талией. Для оценки доз на хрусталик глаза дозиметры следует располагать около глаз (например, на лбу или на головном уборе).

3.14. Для более точной оценки эффективной дозы, полученной в условиях неоднородного поля излучения, работникам полезно носить дополнительные дозиметры на других частях тела. В некоторых особых случаях, например, в медицинской радиологии, где используется защитная одежда, такая как свинцовые фартуки, рекомендуется один дозиметр носить под защитным фартуком, и еще один — на незащищенной части тела. Цель использования двух дозиметров — определение эффективной дозы, полученной защищенной и незащищенной частями тела. Эти данные с помощью соответствующих алгоритмов могут быть объединены для получения суммарной эффективной дозы; Национальный совет по радиационной защите США (NCRP) провел обзор существующих методов и выработал рекомендации [12].

3.15. В тех случаях, когда ожидается, что максимальная доза на конечности может по крайней мере в десять раз превышать дозу на поверхность всего тела (сравните различие в десять раз между 50 мЗв — пределом эффективной дозы за отдельный год на все тело и 500 мЗв — пределом эквивалентной дозы на конечности), следует носить один или несколько дозиметров, расположенных на конечностях таким образом, чтобы они измеряли дозу в тех местах, где ожидается наибольшее облучение.

3.16. При выполнении повседневных операций каждому контролируемому работнику следует обычно иметь два дозиметра; работник носит один, в то время как второй дозиметр (который он носил ранее) обрабатывается для оценки дозы. Дозиметрической службе следует устанавливать частоту смены дозиметров в зависимости от вида выполняемой работы (см. пункты 3.17–3.29), ожидаемого облучения, связанного с работой, характеристик дозиметров и общих пределов детектирования дозиметрической системы. К примеру, почернение фотопленок обычно требует более частой смены фотопленочных дозиметров по сравнению с термолюминесцентными дозиметрами (ТЛД). Частота смены дозиметров может варьироваться от ежесуточной (при особых операциях) до одного раза в шесть месяцев, если ожидается очень низкое облучение; все же типичная частота смены дозиметров — один раз в один-три месяца. При выполнении повседневных операций с применением дозиметров непосредственного считывания можно использовать другие методы, и они уже приняты. Возможна ежедневная выдача дозиметра каждому отдельному работнику (необязательно одному и тому же каждый день), или выдача дозиметра отдельному работнику на целый год с периодическим считыванием показаний.

ний. Оба этих варианта (а могут быть и другие) позволяют уменьшить число необходимых дозиметров до чуть более одного на человека (конечно, должен быть запас дозиметров для замены пришедших в негодность и обеспечения текущего обслуживания дозиметров).

Выбор персонального дозиметра

Текущий мониторинг

3.17. Выбор персонального дозиметра зависит не только от вида излучения, но и от информации, необходимой в дополнение к $H_p(d)$. На практике могут использоваться следующие типы дозиметров:

- a) дозиметры фотонного излучения, дающие информацию только об эквиваленте индивидуальной дозы $H_p(10)$;
- b) дозиметры бета-фотонного излучения, дающие информацию об эквивалентах индивидуальной дозы $H_p(0,07)$ и $H_p(10)$;
- c) дозиметры фотонного излучения дискриминационного типа, дающие в дополнение к $H_p(10)$ некоторую информацию о виде излучения и эффективной энергии и регистрирующие электроны с высокой энергией;
- d) дозиметры, располагаемые на конечностях, дающие информацию о $H_p(0,07)$ при бета-фотонном излучении (а также при нейтронном излучении, если используются нейтронные источники);
- e) нейтронные дозиметры, дающие информацию о $H_p(10)$.

3.18. В полях ионизирующего излучения, обусловленных, главным образом, фотонным излучением, обычно бывает достаточно проводить измерения только величины $H_p(10)$. Поэтому в большинстве практических ситуаций адекватным является использование простого дозиметра [его тип описан в пункте а), выше]. Для широкого спектра энергий фотонного излучения могут быть использованы: ТЛД, радиофотолуминесцентные (РФЛ) стеклянные или фотопленочные дозиметры при условии, что они имеют адекватную энергетическую зависимость. Помимо этого, имеется много электронных дозиметров, непосредственно измеряющих величину $H_p(10)$ при пороге регистрации, превышающем 20–80 кэВ (в зависимости от типа). Кроме того, достигнут прогресс в развитии метода оптически стимулируемой люминесценции (ОСЛ), и в настоящее время этот метод используется по крайней мере одной крупной коммерческой дозиметрической службой.

3.19. Если существует вероятность того, что в поле излучения будет присутствовать значительная составляющая, обусловленная бета-излучением, следует использовать дозиметры, указанные в пункте b). Такими дозиметрами могут быть: ТЛД или фотопленочные дозиметры с двумя или более термолуминесцентными элементами или пленками с фильтрами из различных материалов

разной толщины, или электронные дозиметры. Однако при высокой вероятности бета-излучения со значительной долей низкоэнергетических бета-частиц использование электронных дозиметров, разработанных к настоящему времени, по-видимому, нецелесообразно.

3.20. Для дозиметрии конечностей, особенно кистей рук, может быть достаточно простого одноэлементного ТЛД, если он располагается на наиболее облучаемом пальце со стороны источника. Для проведения наиболее точных измерений низкоэнергетического бета-излучения следует использовать тонкостенный детектор с фильтром из тканеэквивалентного материала такой толщины, чтобы можно было оценить дозу на расчетной глубине 7 мг/см^2 (или $0,07 \text{ мм}$)¹ (например, измерения с помощью тканеэквивалентного детектора толщиной 5 мг/см^2 , что соответствует эффективной толщине 3 мг/см^2 , покрытого тканеэквивалентным фильтром толщиной приблизительно 4 мг/см^2).

3.21. Нейтронные дозиметры простых типов не могут дать информацию о нейтронных эквивалентах доз для всего энергетического спектра, представляющего интерес, поэтому если требуется обеспечить индивидуальный мониторинг нейтронного облучения, необходимы дополнительные меры. Однако нейтронные эквиваленты доз часто оказываются малы по сравнению с пределом эквивалента доз и вкладами от гамма-излучения. Поскольку в нейтронных полях всегда присутствует гамма-излучение, наряду с нейтронным дозиметром следует всегда носить и фотонный дозиметр. Было установлено, что в некоторых нейтронных полях величины отношения нейтронного эквивалента к гамма-эквиваленту различаются на несколько порядков. Поэтому если принять постоянную величину упомянутого отношения на данном рабочем месте, нейтронные эквиваленты доз не могут быть с достаточной точностью оценены на основании измерения эквивалента доз гамма-излучения.

3.22. Дозы облучения от тепловых, промежуточных и быстрых нейтронов могут быть оценены с помощью такой системы, как альbedo-дозиметры (см. приложение II). Однако для быстрых нейтронов чувствительность альbedo-дозиметров по эквиваленту дозы варьируется в широких пределах в зависимости от энергии, поэтому более подходящими для этой цели являются другие методы, например, использующие твердотельные трековые детекторы (см. приложение II). Пузырьковые полимерные детекторы являются нейтронными дозиметрами непосредственного считывания, они очень чувствительны к нейтронам, имеют уровень детектирования в несколько мкЗв и абсолютно не чувствитель-

¹ При обсуждении измерений и воздействия бета-излучения “толщина” материала часто выражается в мг/см^2 для того, чтобы непосредственно сравнивать материалы с разной плотностью. Для тканеэквивалентного материала плотность равна 1 г/см^3 , следовательно, 7 мг/см^2 соответствует глубине $0,07 \text{ мм}$.

ны к фотонам. Однако каждый из трех перечисленных типов детекторов применим только в ограниченном диапазоне энергий нейтронов.

3.23. Специальные системы индивидуального мониторинга облучения нейтронами описаны в приложении II, а примеры их применения для индивидуального мониторинга на заводах по переработке ядерных материалов, в больницах, в реакторных помещениях даны в [13].

3.24. Для обеспечения ежедневного контроля индивидуального облучения может быть необходимым применять дополнительные дозиметры непосредственного считывания (электронного типа), с помощью которых можно оценивать индивидуальные дозы облучения намного чаще, чем при использовании типовых стандартных дозиметров. Эти дозиметры следует использовать только для целей контроля доз облучения, а не в качестве замены дозиметров, определенных регулирующим органом для целей учета доз облучения (регистрирующий дозиметр). Однако, если регулирующий орган считает, что устройство электронного дозиметра позволяет использовать его в качестве регистрирующего дозиметра (имеющего адекватный энергетический диапазон, чувствительность, линейность, точность и т. д.), то его можно эффективно использовать для обеих целей.

Целевой мониторинг

3.25. Для целей дозиметрического контроля в ситуациях, когда поле излучения, в котором находится работник, может неожиданно и значительно повыситься (пункт 3.9), необходимо носить дополнительные дозиметры, которые могли бы дать оперативную информацию при быстром изменении поля излучения в рабочей среде. Примерами дозиметров такого типа являются дозиметры-карандаши непосредственного считывания, позволяющие считывать информацию как во время выполнения задания, так и после рабочего дня, и электронные дозиметры-сигнализаторы, обеспечивающие подачу звуковых или световых сигналов при превышении установленных уровней дозы или мощности дозы. Большинство из этих сигнальных приборов используют счетчики Гейгера–Мюллера или полупроводниковые кремниевые детекторы и пригодны для дозиметрии фотонного излучения выше порога 20–80 кэВ, в зависимости от типа. Однако эти приборы могут давать ошибочные показания в ситуациях, где в радиационных полях встречаются слабопроникающее излучение или импульсное излучение с достаточно высокой мощностью дозы излучения. В ряде случаев наличие окружающих электромагнитных полей может привести к ошибочным показаниям некоторых типов электронных дозиметров.

3.26. При выполнении кратковременных операций в полях с высоким уровнем излучения следует разрабатывать специальные программы мониторинга, предусматривающие использование сигнальных приборов. В полях со значитель-

ной неоднородностью излучения следует носить дополнительные дозиметры, располагаемые на теле и на конечностях (например, на пальцах, лодыжках, коленях или голове).

Специальный мониторинг

3.27. В ситуациях, где значения индивидуальных доз облучения могут значительно превышать уровни облучения, характерные для нормальных рабочих условий, следует уделить особое внимание измерительным возможностям дозиметров и использованию результатов измерений и методов расчета, необходимых для оценки эффективной дозы или дозы на орган.

3.28. Для того чтобы отказаться от использования специальных дополнительных аварийных дозиметров, следует иметь стандартные персональные дозиметры, способные давать информацию о поглощенных дозах фотонного излучения до уровня по крайней мере 10 Гр [14]. Однако установлено, что ряд дозиметров, таких как пленочные дозиметры, не обеспечивают достижения указанного уровня во всем диапазоне энергий. Ношение сигнальных дозиметров (или измерителей мощности дозы) обычно предохраняет от значительного облучения и может способствовать существенному снижению получаемой дозы в случае аварий. К сигнальным дозиметрам не предъявляется требование по высокой точности, но они должны быть абсолютно надежными, особенно в полях с высокой мощностью дозы.

3.29. Дозиметрия в случае аварий, связанных с критичностью делящихся материалов, является в высшей степени специфичной и выходит за рамки данной публикации. Эта тема рассматривается в [14].

Интерпретация результатов

Индивидуальный мониторинг

3.30. Для целей радиационной защиты измеренные рабочие величины $H_p(10)$ и $H_p(0,07)$ интерпретируются в терминах нормируемых величин эффективной дозы E и эквивалентной дозы на кожу и конечности H_T . Для этого необходимо сделать реалистичные предположения относительно вида и однородности поля излучения и положения работника в этом поле [15]. При учете этих условий дозиметрические показания дают достоверную оценку облучения работника без недооценки или существенной переоценки соответствующих величин радиационной защиты.

3.31. В тех случаях, когда работник перемещается относительно рабочего места, следует, как правило, учитывать три основных типа анизотропного поля излучения, когда облучение может произойти: а) преимущественно из переднего

полупространства (направление грудь-спина, или ГС-геометрия); b) из заднего полупространства (направление спина-грудь, или СГ-геометрия) и c) симметрично со всех направлений, перпендикулярно к торсу работника (ТОРС-геометрия). [Четвертый тип геометрии, при которой равновероятно облучение со всех направлений, включая сверху и снизу (ВСЕ), в ситуациях, связанных с профессиональным облучением, встречается редко.] Если ожидается, что облучение вероятнее всего произойдет со стороны спины (например, для водителя транспортного средства, перевозящего радиоактивные материалы), дозиметр следует располагать на спине. При сильнопроникающем излучении можно принять, что величина $H_p(10)$, измеренная с помощью персонального дозиметра, расположенного на груди, дает представление об эффективной дозе облучения достаточно точно, по крайней мере, для излучения геометрии ГС или геометрии ТОРС. Таким образом, один дозиметр, расположенный на торсе спереди (или сзади), как правило, позволяет удовлетворительно оценить эффективную дозу. Однако, если доза приближается к установленному пределу, для геометрий ГС, СГ, ТОРС следует вводить соответствующий корректирующий коэффициент, основанный на информации об излучении и условиях облучения. Имеется более подробное руководство по интерпретации результатов дозиметрии, полученных при различных геометриях облучения [16].

3.32. При необходимости дальнейшей интерпретации эквивалентов индивидуальной дозы для иных ситуаций облучения рекомендуются следующие процедуры:

- a) В случаях, когда процедура, изложенная в пункте 3.31, неприменима из-за невозможности с достаточной точностью проанализировать информацию об однородности радиационного поля и перемещениях работника, можно провести исследования на фантоме с помощью нескольких дозиметров для выяснения того, достаточно ли использовать соответствующий корректирующий коэффициент для результатов измерения с помощью одного дозиметра или все же необходимо использовать несколько дозиметров для обеспечения достижения целей текущего индивидуального мониторинга. Аналогичная процедура может быть использована для реконструкции аварийного облучения.
- b) Если известно, что поля излучения явно неоднородны и ожидаемые дозы или мощности дозы облучения — значительны, тогда следует носить несколько дозиметров.
- c) Если одновременно используются несколько дозиметров, эквивалентную дозу можно рассчитать с помощью алгоритмов, опубликованных в [12]. Дополнительное руководство по использованию нескольких дозиметров опубликовано Американским институтом национальных стандартов (ANSI) [17]. Сложная геометрия облучения, возможно, потребует серии расчетов с использованием математических моделей для определения соотношения между показаниями дозиметра и эффективной или эквивалентной дозой.

3.33. Погрешность оценки эффективной дозы, рассчитываемой по показаниям персонального дозиметра, зависит от нескольких факторов, таких как погрешность измерения величины $H_p(10)$, о чем говорится в разделе 5, и погрешность соотношения между $H_p(10)$ и E , рассмотренного Объединенной целевой группой МКРЗ и МКРЕ [11].

Мониторинг рабочего места

3.34. В тех случаях, когда оценка доз проводится на основании результатов текущего мониторинга рабочего места, такой мониторинг следует вести непрерывно и таким образом, чтобы его результаты были представительными для всех рабочих зон в пределах рабочего места. В основу программы текущего мониторинга внешнего облучения рабочих мест следует положить детальное обследование, проводимое при вводе в эксплуатацию новой установки или при существенных изменениях уже существующей установки. Частота текущего мониторинга рабочего места зависит от ожидаемых изменений в радиационной обстановке.

- a) Если не ожидается никаких существенных изменений в системе радиационной защиты или операциях на рабочем месте, текущий мониторинг следует проводить только время от времени в целях проверки.
- b) Если ожидается, что изменения поля излучения на рабочем месте будут происходить медленно или они будут незначительны, то периодические или осуществляемые время от времени проверки, главным образом в заранее определенных точках, будут обычно давать достаточно верное и своевременное предупреждение об ухудшении условий; в качестве альтернативы можно использовать результаты индивидуального мониторинга.
- c) В тех случаях, когда поля излучения могут повышаться до значительных уровней быстро и непредсказуемо, в дополнение к персональным дозиметрам необходимо иметь систему сигнальных приборов, или размещенных на рабочем месте, и/или индивидуально носимых работниками. В этих ситуациях только такие сигнальные приборы могут надежно способствовать предотвращению накопления значительных эквивалентов дозы в течение коротких рабочих периодов.

3.35. Для смешанных бета-гамма-полей, в которых относительные вклады бета-и гамма-излучения в мощность эквивалента дозы могут существенно изменяться при незначительных изменениях в производственной деятельности, может быть необходимо использовать приборы двух типов. Как альтернативу, можно использовать один прибор, если он способен одновременно измерять как эквивалент амбиентной дозы $H^*(10)$, так и эквивалент направленной дозы $H'(0,07, \Omega)$.

3.36. Если используются должным образом калиброванные приборы надлежащей конструкции, можно считать, что измеряемые на рабочем месте величины

в совокупности с соответствующими данными о продолжительности нахождения работники на рабочем месте могут стать основой для адекватных оценок дозы на работника или эквивалентной дозы на органы и ткани работника. Рабочие дозовые величины $H^*(10)$ и $H'(0,07, \Omega)$, рассчитанные для мониторинга рабочих зон, дадут адекватную оценку эффективной дозы и дозы на кожу. Приборы для мониторинга рабочих зон, которые разработаны для измерения величин в свободной воздушной среде (например, кермы), как правило, не имеют адекватной энергетической чувствительности для измерения $H^*(10)$.

3.37. Следует отметить, что величина $H^*(10)$, если она измерена персональным дозиметром, может значительно завязать значение величины $H_p(10)$ (и, следовательно, эффективную дозу), особенно, если поле изотропно. Это происходит вследствие того, что приборы, измеряющие $H^*(10)$, имеют изотропную чувствительность, в то время как величины $H_p(10)$ и E зависят от угла падения излучения.

3.38. Для ситуаций, в которых конечности, незащищенная кожа тела или глаза могут быть локально облучены слабопроникающим излучением, эквивалент направленной дозы $H'(d, \Omega)$ дает адекватную оценку эквивалентной дозы работника. Для анизотропных полей излучения следует производить вращение прибора в радиационном поле, и максимальная величина дозы, показываемая прибором, используется для того, чтобы предотвратить недооценку дозы на кожу и глаза. Оператору следует быть осведомленным о возможном существовании точечных источников или узких пучков, которые могут привести к вводящим в заблуждение показаниям прибора.

3.39. Измерительные приборы калибруются в полях излучения, обеспечивающих однородность облучения в пределах рабочего объема детектора, при этом центральная точка рабочего объема детектора считается характерной точкой. Однако во многих рабочих полях излучения происходит неоднородное облучение детектора (например, при близком расположении к точечным источникам или в случае узких пучков). К таким ситуациям необходимо проявлять особое внимание, и, возможно, следует ввести поправочный коэффициент к показаниям прибора для получения скорректированной мощности дозы. Значения этого коэффициента могут превышать 100 [18]. Одним из методов является использование матрицы из точечных источников для моделирования геометрии рассматриваемого источника [18].

3.40. Во многих случаях мониторинг рабочего места применяется для определения верхнего предела эквивалентной дозы, получаемой работниками, с тем чтобы не было необходимости устанавливать дополнительные ограничения на перемещения работника в пределах рабочего места. В этих случаях подразумевается, что работник находится в течение всего рабочего времени в месте, где отмечается наибольшая мощность эквивалента дозы. Однако для цели оценки

дозы и ее регистрации следует получить и использовать реалистичные оценки длительности облучения. В тех случаях, когда мощность дозы может в значительных пределах изменяться во времени, следует регистрировать продолжительность нахождения на рабочем месте, с тем чтобы при оценке облучения продолжительность нахождения на рабочем месте могла быть применена к соответствующей мощности дозы. Дополнительную информацию относительно мониторинга рабочего места можно найти в Руководстве по безопасности [4], входящем в Серию изданий по безопасности, и в соответствующем докладе МКРЗ [5].

Оценка аварийного облучения

3.41. Как уже отмечалось в пункте 3.29, представление рекомендаций по применению специальных методов оценки аварийного облучения, которое значительно превышает пределы дозы профессионального облучения, выходит за рамки данного Руководства по безопасности. Конкретные примеры ситуаций, в которых отмечено острое облучение высокого уровня, включают аварии, связанные с критичностью или аварии на промышленных облучательных установках. Оценка таких облучений может начинаться с использования данных приборов индивидуального мониторинга и мониторинга рабочих мест, но, возможно, потребуются и другие сложные и узкоспециализированные методы ретроспективной дозиметрии, такие как анализ хромосомных aberrаций, метод электронного парамагнитного резонанса, аварийное моделирование и компьютерное моделирование.

4. ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЕ СПЕЦИФИКАЦИИ

ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

4.1. Основные дозиметрические спецификации рабочих характеристик персональных дозиметров исходят из целей индивидуального мониторинга [3] (см. также раздел 3). Общие рекомендации в отношении этих спецификаций (например, в отношении величин доз, которые следует измерять, общей точности результатов, которой надо добиваться, и масштаба мониторинга, который следует осуществлять) содержатся в Руководстве по безопасности [3], входящем в Серию изданий по безопасности. Дополнительная информация представлена МКРЗ [5, 6], МКРЕ [7–9] и Объединенной целевой группой МКРЗ и МКРЕ [11]. Агентство по ядерной энергии ОЭСР (АЯЭ ОЭСР) и Европейская группа по радиационной дозиметрии (EURADOS-CENDOS) разработали руководство по конкретным проблемам индивидуального мониторинга, в отношении которых было установлено, что они нуждаются в дополнительном разъяснении [19–22].

4.2. Основная цель индивидуальной дозиметрии заключается в том, чтобы обеспечить надежное измерение рабочих величин $H_p(0,07)$ и $H_p(10)$ с предписанной суммарной погрешностью для почти всех реальных ситуаций независимо от вида, энергии и направления падения излучения. Другими характеристиками дозиметров, важными с практической точки зрения, являются их размер, форма, вес и способ идентификации излучения. Особенно важным для измерения величин $H_p(0,07)$ и $H_p(10)$ является зависимость чувствительности дозиметра от энергии и направления падения излучения [23].

4.3. Приборы контроля рабочих зон, используемые для оценки доз облучения, следует подвергать типовым испытаниям и калибровкам в единицах измерения рабочих величин $H^*(d)$ и $H'(d)$ и обеспечивать их функционирование в пределах предписанных границ суммарной погрешности с учетом зависимости от энергии излучения, направления падения излучения, температуры, радиочастотных помех и других влияющих на их показания факторов. Что касается персональных дозиметров, то для них зависимость чувствительности от энергии и направления излучения особенно важна.

СПЕЦИФИКАЦИИ ДЛЯ ПЕРСОНАЛЬНЫХ ДОЗИМЕТРОВ

Точность

4.4. На практике критерии суммарной погрешности для персональных дозиметров могут быть удовлетворены путем установления критериев для ряда параметров, влияющих на характеристики дозиметра, например, его чувствительности к виду излучения, спектральному и угловому распределению и к воздействию факторов внешней среды. Данный раздел содержит руководящие указания в отношении критериев рабочих характеристик для персональных дозиметров при индивидуальном мониторинге в реальных условиях облучения бета-, гамма- и нейтронным излучением.

4.5. Информация о погрешностях, которые можно ожидать при выполнении измерений с помощью персональных дозиметров на рабочем месте, содержится в пункте 251 Публикации 75 МКРЗ [5], который устанавливает, что:

“Комиссия отметила, что на практике обычно можно достичь погрешности около 10% при доверительном уровне в 95% в измерениях полей излучения в хороших лабораторных условиях (пункт 271, Публикация 60). На рабочем месте, где энергетический спектр и ориентация поля излучения, как правило, недостаточно хорошо известны, погрешность измерения, выполненного с помощью персонального дозиметра, будет значительно больше. Неоднородность и неопределенная ориентация поля излучения приведут к ошибкам при использовании стандартных моделей. Суммарная

погрешность при доверительном уровне в 95% в оценке эффективной дозы, значение которой близко к соответствующему дозовому пределу, вполне возможно будет в 1,5 раза больше или меньше для фотонов и может быть значительно больше для нейтронов с неопределенной энергией и для электронов. Еще большие погрешности также неизбежны при низких уровнях эффективной дозы для всех видов излучения”.

4.6 Несмотря на то, что МКРЗ в приведенной выше цитате не дала четкую формулировку, обычно смысл этой цитаты трактуется следующим образом — для большой группы работников, применяющих конкретную дозиметрическую систему, 95% зарегистрированных годовых доз будет находиться в пределах установленных границ приемлемой погрешности. Высказанное МКРЗ мнение следует считать означающим, что при величинах доз, близких к пределам годовой дозы, отмеченные годовые дозы для отдельного лица — $H_p(0,07)$ и $H_p(10)$, показанные несколькими основными дозиметрами, регулярно выдаваемыми в течение года и носимыми на поверхности тела, — не будут отличаться более чем на (–33%) или (+50%) (при доверительном уровне в 95%) от эквивалентов дозы, которые были бы получены с помощью идеального дозиметра при его ношении на том же месте в те же периоды времени.

4.7. МКРЗ предписала также значение уровня регистрации дозы, т. е. такой дозы, при превышении которой требуется регистрация доз. Было подчеркнуто, что:

“Комиссия в настоящее время считает, что уровень регистрации при индивидуальном мониторинге следует рассчитывать на основании длительности периода мониторинга и значения годовой эффективной дозы не ниже 1 мЗв, или значения годовой эквивалентной дозы, составляющей около 10% соответствующего предела дозы” ([5], пункт 232)².

Дозы хоть не намного ниже этого уровня регистрации не будут учитываться при оценке дозы на работника. Тогда абсолютное значение погрешности R (в единицах дозы), рассчитываемое как:

$$R = L \times \frac{\text{Период мониторинга в месяцах}}{12}, \quad (1)$$

² Хотя это определение уровня регистрации полезно для указания необходимой точности, МКРЗ признает: “На практике уровни регистрации при индивидуальном мониторинге внешнего облучения используются редко, поскольку значение измеренной дозы обычно непосредственно регистрируется как значение эффективной дозы. В качестве уровня регистрации следует тогда использовать минимальный уровень обнаружения излучения, а результаты ниже этого уровня следует принимать за нуль” ([5], пункт 233).

является приемлемым, если L равно 1 мЗв или составляет 10% от соответствующего годового предела эквивалентной дозы как допустимого значения. Этим способом устанавливается реалистический критерий точности при измерениях в диапазоне малых доз.

4.8. Таким образом, рекомендации МКРЗ [5] устанавливают приемлемые уровни погрешности при двух дозовых уровнях:

- а) вблизи соответствующего дозового предела коэффициент 1,5 в любом направлении (плюс-минус) считается приемлемым; и
- б) вблизи регистрируемого уровня доз допустимая погрешность равна $\pm 100\%$ — приемлема.

Эта формулировка приемлемой погрешности приводит к ступенчатой функции, поэтому желательно применить процедуру сглаживания. Помощь в этом может оказать рекомендация, касающаяся приемлемой погрешности в диапазоне промежуточных дозовых значений, из более ранней публикации МКРЗ [24]. В этой публикации рекомендуется, что коэффициент два в любом направлении считается приемлемой погрешностью для доз, составляющих приблизительно одну пятую от соответствующего предела дозы. С учетом такого подхода допустимый интервал погрешности можно сгладить, представив его как функцию, зависящую от уровня дозы [25]. Верхний предел R_{UL} рассчитывается как:

$$R_{UL} = 1,5 \times \left(1 + \frac{H_0}{2H_0 + H_1} \right), \quad (2)$$

где H_1 — значение условно истинной дозы, а H_0 — наименьшее значение дозы, которую необходимо измерить, т. е. уровень регистрации [который совпадает с R в уравнении (1)]. Нижний предел R_{LL} рассчитывается как:

$$R_{LL} = \begin{cases} 0 & \text{при } H_1 < H_0; \\ \frac{1}{1,5} \left(1 + \frac{2H_0}{H_0 + H_1} \right) & \text{при } H_1 \geq H_0. \end{cases} \quad (3)$$

Для величины $H_p(10)$ при периодах мониторинга один или два месяца значения H_0 составят 0,08 мЗв или 0,17 мЗв, соответственно [используя 1 мЗв в уравнении (1)]. Для величины $H_p(0,07)$ значения H_0 составят 4,2 мЗв и 8,3 мЗв при периодах мониторинга один или два месяца, соответственно (с учетом 10% от годового предела 500 мЗв для конечностей или кожи). Интервалы погрешности представлены графически на рис. 2. Следует подчеркнуть, что любые изменения в значении уровня регистрации будут влиять на величину расхождения кривых в области доз с низкими значениями. Следует также отметить, что значительного снижения погрешности при низких уровнях дозы можно достичь в

случае использования активных дозиметров непосредственного считывания; для такого рода дозиметров коэффициент 1,5 может быть применим при измерениях любых соответствующих дозовых уровней.

Анализ погрешности

4.9. Суммарная погрешность дозиметрической системы определяется по совокупности эффектов двух типов погрешности (типа А, случайной, и типа В, систематической, — см. [26]).

4.10. Стандартная погрешность типа А — U_A — идентифицируется со стандартным отклонением $\sigma(\bar{x})$ серии измерений регистрируемых значений x (кото-

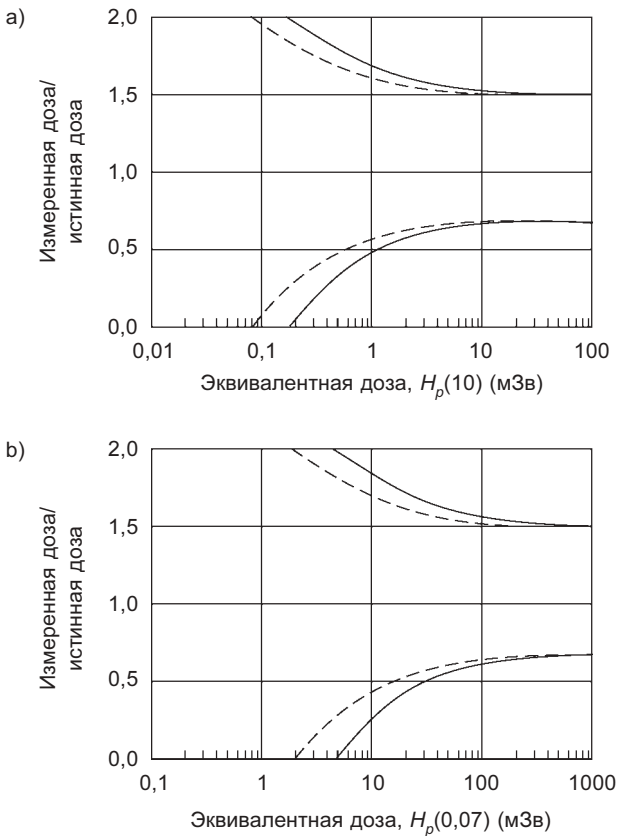


РИС. 2. Допустимые значения верхнего и нижнего пределов соотношения измеренной дозы и условно истинной дозы, представленные как функция дозы: а) для величины $H_p(10)$; и б) для величины $H_p(0,07)$. (Пунктирные линии: периоды мониторинга — один месяц; сплошные линии: периоды мониторинга — два месяца.)

рые образуют случайное распределение со средним значением \bar{x}). К погрешностям типа А относятся те погрешности, которые в принципе можно уменьшить, увеличивая число измерений. Типичными источниками погрешности типа А являются:

- a) неоднородность чувствительности детектора;
- b) вариабельность показаний детектора вследствие ограниченной чувствительности и наличия фона; и
- c) вариабельность показаний детектора при нулевых дозах.

4.11. Погрешности типа В — U_B — таковы, что их нельзя уменьшить проведением повторных измерений. Считается, что погрешности типа В обычно обусловлены следующими источниками:

- a) энергетической зависимостью;
- b) зависимостью от направления излучения на детектор;
- c) нелинейностью чувствительности;
- d) федингом, зависящим от температуры и влажности окружающей среды;
- e) эффектами, вызываемыми воздействием света;
- f) эффектами облучения от таких видов ионизирующего излучения, для измерения которых дозиметр не предназначен;
- g) эффектами механических ударных воздействий;
- h) ошибками при калибровке;
- i) вариабельностью локального естественного фона.

4.12. Эффекты погрешностей типа В часто проявляются в соответствии с определенным распределением вероятностей и ведут себя как погрешности типа А. Например, облучение под определенным углом приведет к тому, что показания персонального дозиметра будут иметь систематическую ошибку, обусловленную зависимостью чувствительности детектора от угла падения излучения. Однако в тех случаях, когда один и тот же дозиметр носится отдельным работником в окружающей его среде излучения, такой дозиметр облучается под разными углами, и результирующая погрешность ведет себя подобно погрешности типа А. ИСО рекомендует [26] характеризовать погрешности типа В стандартными отклонениями и дисперсиями значений, а для получения суммарной погрешности (среднеквадратичного отклонения) объединять погрешности (среднеквадратичные отклонения) типа А и типа В путем сложения их квадратов и извлечения корня квадратного из суммы квадратов. Поскольку полная погрешность включает как случайную (тип А), так и систематическую (тип В) погрешности, при этом необходимо сделать следующее допущение, что нет такой группы работников (даже малочисленной, составляющей лишь несколько процентов от большой группы), для которой условия облучения на рабочем месте таковы, что систематические погрешности доминируют над случайными погрешностями, упомянутыми выше.

4.13. Суммарная погрешность U_C может быть выражена тогда в форме:

$$U_C = \sqrt{U_A^2 + U_B^2}. \quad (4)$$

Для получения численного значения U_B необходимо дать отдельно оценку погрешностей $U_{B,i}$ для каждой составляющей погрешности i . Тогда U_B может быть найдена из выражения:

$$U_B = \sqrt{\sum_i U_{B,i}^2}. \quad (5)$$

4.14. По принятому правилу часто делается допущение, что погрешности типа В можно представить как плотность равномерного (прямоугольного) распределения вероятностей, из которого стандартная погрешность может быть получена как:

$$U_{B,i} = \frac{a_i}{\sqrt{3}}, \quad (6)$$

где a_i равно 1/2 диапазона значений, которые, согласно допущению, принимает параметр i .

4.15. На основании уравнений (4), (5) и (6) можно записать:

$$U_C = \sqrt{\left(U_A^2 + \frac{1}{3} \sum_i a_i^2 \right)}. \quad (7)$$

4.16. Таким образом, суммарная стандартная погрешность все же имеет смысл стандартного отклонения. Если дополнительно принять, что она имеет Гауссову (нормальную) плотность распределения вероятностей, тогда одно стандартное отклонение от среднего значения в каждую сторону соответствует доверительным пределам, равным примерно 66%. Поэтому для получения расширенной погрешности (называемой также “суммарной погрешностью”) часто необходимо умножить суммарную стандартную погрешность на соответствующий коэффициент, названный коэффициентом охвата k . Типичными значениями коэффициента охвата являются 2 или 3, соответствующие доверительным пределам, при уровне равным примерно 95% или 99%, соответственно. Следует четко указывать принятое численное значение коэффициента охвата.

Критерии качества измерения

4.17. Критерии качества измерения, представленные в пунктах 4.18–4.20, следует использовать для демонстрации соответствия рекомендации МКРЗ, касающейся суммарной погрешности. Они полностью согласуются с рекомендаци-

ями Европейской комиссии [22]. Однако признано, что в соответствии с национальными требованиями для целей аккредитации и испытания качества измерения может потребоваться принять другие критерии, которые могут быть более жесткими или иметь большую математическую строгость.

4.18. Уравнение (4) можно использовать для того, чтобы определить единичное значение суммарной погрешности дозиметрической системы в целях демонстрации ее соответствия рекомендации МКРЗ, касающейся суммарной погрешности (т. е. интервала погрешности с границами от -33% до $+50\%$ для доз, близких по своим значениям к дозовому пределу). Уравнение можно также использовать для определения критериев, необходимых для того, чтобы удовлетворить критериям по точности, принятым МКРЗ. Допустимая погрешность измеряемой дозы от -33% до $+50\%$ может быть удовлетворена при доверительном уровне в 95% (что соответствует коэффициенту охвата, равному $1,96$), если

$$1,96 U_C \leq 0,5 \times (0,33 + 0,50) \quad (8)$$

и, с учетом уравнения (4):

$$U_C = \sqrt{U_A^2 + U_B^2} \leq 0,21, \quad (9)$$

где U_A и U_B следует выражать через отношение $(H_m - H_t)/H_r$, характеризующее работу системы, при этом H_m и H_t обозначают измеренную и условную истинную дозы, соответственно. Таким образом, приемлемость дозиметрической системы не подразумевает соответствие конкретным критериям для каждого неопределенного параметра в отдельности, а означает только то, что совокупные эффекты погрешностей находятся в рамках определенного предела.

4.19. На практике погрешностям, обусловленным зависимостью чувствительности детектора от энергии и угла падения излучения, уделяют больше внимания, чем любым другим источникам ошибок, поскольку предполагается, что все остальные источники погрешности оказывают значительно меньшее влияние. Поэтому удобно проводить различие между погрешностью типа В, обусловленной зависимостью от энергии и угла падения излучения, характеризующейся результирующим стандартным отклонением $U_{B(E,\alpha)}$, и всеми другими погрешностями типа В, характеризующимися результирующим стандартным отклонением $U_{B(0)}$. Использование уравнения (5) приводит к выражению:

$$U_B = \sqrt{U_{B(E,\alpha)}^2 + U_{B(0)}^2}, \quad (10)$$

и, далее, используя уравнение (9), получаем:

$$\sqrt{U_A^2 + U_{B(E,\alpha)}^2 + U_{B(0)}^2} \leq 0,21. \quad (11)$$

4.20. Из уравнения (11) максимальное допустимое значение для $U_{B(E,\alpha)} \Delta$ может быть рассчитано при условии, что известны значения величин U_A и $U_{B(0)}$. Отсюда, при дозах, близких по своим значениям к пределу дозы:

$$\Delta = \sqrt{0,21^2 - U_A^2 - U_{B(0)}^2}. \quad (12)$$

Например, если принять, что $U_A = U_{B(0)} = 0,10$, тогда максимальное значение допустимой погрешности при учете совместного влияния на чувствительность детектора энергии и угла падения излучения при доверительном уровне в 95% равно $\pm 1,96\Delta$ и интервал ($\pm 1,96\Delta$) равен $\pm 0,30$.

Другие критерии

4.21. В добавление к численным значениям критериев, установленных для функционирования персональных дозиметров, следует иметь в виду критерии, относящиеся к их использованию на практике и экономическим факторам. В число критериев такого рода входят, но ими не ограничивается:

- a) низкая стоимость;
- b) малый вес, удобный размер и форма, удобные и надежные крепления;
- c) адекватная механическая прочность и пылезащитенность;
- d) однозначная идентификация (показаний);
- e) простота в обращении;
- f) надежные системы считывания;
- g) надежный поставщик, обеспечивающий поставку дозиметров в течение длительного времени;
- h) многофункциональное применение, например измерение дозы на все тело и на конечности;
- i) пригодность к автоматической обработке.

4.22. В частности, следует обратить внимание на механическую прочность и устойчивость к экстремальным температурам и условиям влажности дозиметров, размещаемых на конечностях, поскольку такие дозиметры часто используются в экстремальных рабочих условиях. В тех случаях, когда конечности, например кончики пальцев, могут находиться в непосредственной близости от источника, будет отмечаться значительная вариация значений мощности дозы на поверхности кисти, и весьма важно обеспечить нахождение детектора на самом кончике пальца. Для этой цели следует использовать маленькие детекторы, которые можно прикрепить к пальцу с помощью клейкой ленты или разместить в пальцах перчаток либо на кольцах на пальцах.

СПЕЦИФИКАЦИИ ДЛЯ МОНИТОРИНГА РАБОЧЕГО МЕСТА

4.23. Как правило, оценки индивидуальных доз от внешнего облучения следует получать с помощью персональных дозиметров. Это будет нормальный ме-

тод обеспечения согласия с требованиями национальных регулирующих органов.

4.24. Однако, как отмечено в пункте 3.6, могут возникать такие случаи, когда дозы внешнего облучения необходимо оценивать по результатам мониторинга рабочих мест. При таких обстоятельствах может возникнуть необходимость продемонстрировать корреляции между значениями мощности дозы и данными о времени нахождения на рабочем месте отдельных лиц или групп работников. В тех случаях, когда отмечается значительная вариация мощности дозы в рабочих зонах во времени, может потребоваться ведение подробных записей о длительности нахождения работников на рабочем месте.

4.25. Погрешности, приемлемые при мониторинге рабочих мест и ведении регистрационных записей, зависят от масштаба и целей программы мониторинга. В следующих разделах представлена некоторая информация о приемлемых погрешностях и ведении регистрационных записей для целей оценки доз.

Критерии точности и качества измерения

4.26. В целях обеспечения выполнения приведенных в разделе 3 критериев для интерпретации результатов мониторинга рабочих мест в терминах величин $H^*(d)$ и $H'(d)$ необходимо установить критерии для ряда параметров, влияющих на характеристики прибора контроля (например, зависимость чувствительности детектора от вида излучения, от спектрального и углового распределения излучения, от внешних факторов воздействия). Указания в отношении критериев качества измерения для персональных дозиметров приведены в пунктах 4.17–4.20. Обычно считается, что погрешность приборов контроля рабочих зон должна быть в пределах $\pm 30\%$. Это значение применимо при работе в условиях лабораторных испытаний (стандартных условиях испытания) и, возможно, недостижимо в обычных эксплуатационных условиях. Однако при анализе погрешности некоторые параметры следует рассматривать по-разному. Так, например, чувствительность прибора, предназначенного для измерения эквивалента амбиентной дозы, должна быть изотропной, в то время как для измерения эквивалента направленной дозы следует иметь прибор с такой же угловой чувствительностью, что и H' .

Другие критерии

4.27. Помимо влияния на чувствительность детектора энергии и угла падения излучения некоторые другие факторы могут влиять на точность и надежность измерений. В рамках типовых испытаний следует оценить следующее (нижеприведенный перечень, возможно, не является исчерпывающим):

- a) способность выдерживать удар и вибрацию;

- b) независимость чувствительности детектора от атмосферного давления;
- c) пылезащищенность;
- d) водонепроницаемость;
- e) независимость чувствительности детектора от уровня мощности дозы;
- f) адекватность чувствительности детектора в импульсных полях излучения (если применимо);
- g) нечувствительность к электрическим и магнитным полям;
- h) стабильность при экстремальных условиях по температуре и влажности;
- i) нечувствительность к видам излучения, которые не измеряются;
- j) значение мертвого времени;
- k) стабильность чувствительности во времени (минимальный дрейф);
- l) чувствительность и коэффициент вариации.

В соответствующих случаях следует рассматривать другие факторы, такие как вес, стоимость, простота управления и считывания показаний, а также необходимость надежного и непрерывного технического обслуживания/ремонта.

Практическое использование приборов контроля рабочего места (детекторов)

4.28. Следует обеспечить соответствие приборов контроля рабочего места своему назначению. Следует проверить и убедиться, что прибор подходит для измерения данного вида излучения, что его результаты не подвержены существенному влиянию со стороны других видов излучения, которые могут иметь место. Следует предусмотреть непрерывность мониторинга уровней радиационной опасности в рабочих зонах, где внезапное и неожиданное увеличение излучения может привести к значительной дозе на работника. Средства мониторинга будут включать стационарно установленные контрольные приборы. Следует учитывать следующие важные характеристики приборов контроля рабочих зон (детекторов):

- a) приборы обычно показывают мощность эквивалента дозы (хотя иногда выполняются некоторые дополнительные функции, такие как расчет накопленной дозы или оставшегося времени безопасного нахождения на рабочем месте);
- b) диапазон измеряемых прибором значений мощности дозы должен быть адекватным для охвата диапазона значений мощностей доз, которые вполне вероятно могут встретиться на практике;
- c) при уровне облучения прибора, выходящем за пределы его диапазона, показания прибора остаются максимальными и фиксируется его зашкаливание.

4.29. Проверку источников питания, установление нулевого уровня, а также испытания для демонстрации адекватности чувствительности детектора следует проводить часто в рамках программы обеспечения качества с целью убедиться-

ся в удовлетворительном функционировании оборудования и отсутствии явных повреждений.

4.30. Стационарно установленные приборы контроля следует оборудовать соответствующей звуковой и/или световой аварийной сигнализацией, предупреждающей о неприемлемых условиях.

4.31. Мониторинг рабочих зон может также проводиться с помощью пассивных дозиметров, таких как ТЛД, способных обеспечивать измерения в широком динамическом диапазоне. Однако эти дозиметры не дают информации об изменении поля излучения во времени и поэтому не являются идеальными с точки зрения использования дозовых оценок, особенно для тех случаев, когда могут происходить значительные изменения мощности дозы во времени. Спектрометры являются важным дополнением к дозиметрам, их использование необходимо, когда недостаточность информации о спектре излучения могла бы дать основание сомневаться в адекватности функционирования средств мониторинга рабочих зон.

Размещение приборов контроля рабочего места

4.32. Следует уделить особое внимание выбору зон для мониторинга рабочего места и определению необходимого числа приборов контроля. В тех случаях, когда характеристики поля излучения хорошо известны, это поле однородно в пространстве и значительно не изменяется во времени, может быть оправдана установка лишь нескольких приборов и даже одного прибора контроля рабочего места. В иных же случаях, когда мощность дозы подвержена быстрым изменениям во времени и в пространстве, потребуется больше приборов контроля. Может оказаться полезным применение портативных приборов, если ведется соответствующая документация с описанием места и времени проведения измерений. Зоны для мониторинга рабочего места следует выбирать таким образом, чтобы они были представительными для характеристики нахождения работника в условиях облучения и определялись с учетом выполнения планируемых работ.

5. ТИПОВОЕ ИСПЫТАНИЕ

ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

5.1. Типовое испытание дозиметрической системы включает проверку рабочих характеристик всей системы в серии вариантов облучения и условий хранения. В частности, следует численно охарактеризовать те источники погрешностей, которые обсуждались в разделе 4. Это в основном включает исследование

зависимости чувствительности дозиметра от энергии и от угла падения пучка ионизирующего излучения. Однако испытание также включает рассмотрение других дозиметрических характеристик, таких как линейность чувствительности, диапазон измеряемых доз, способность дозиметрической системы нормально функционировать в широком диапазоне температур и влажности, а также ее способность надлежащим образом реагировать при высоких значениях мощности дозы и в импульсных полях ионизирующего излучения. Кроме того, типовое испытание включает проверки более общего характера, например способности системы нормально функционировать в разумно ожидаемом диапазоне электрических и магнитных полей и ее способности выдерживать механические удары и вибрацию. Результаты типового испытания следует проанализировать в терминах используемых критериев (см. пункты 4.17–4.20), и они предназначены для демонстрации того, можно ли удовлетворить эти критерии на практике с учетом диапазона значений различных факторов на установке, где предполагается использовать испытываемые дозиметры или приборы.

5.2. Типовое испытание приборов мониторинга рабочего места необходимо для того, чтобы продемонстрировать их пригодность адекватно выполнять измерения в пространстве, окружающем рабочее место.

5.3. Типовое испытание может быть проведено лабораториями вторичных эталонов, измерения которых основываются на первичных эталонах.

5.4. Во всех своих нормативных документах Международная электротехническая комиссия (МЭК) определяет условия проведения типового испытания, например, в [27]. Параметрам, за исключением исследуемой величины, оказывающей воздействие, следует задать значения, указанные в эталонных условиях. Эталонные и стандартные условия испытаний МЭК приведены в приложении IV. Подробные рекомендации по процедурам калибровки как для индивидуальных дозиметров, так и для приборов контроля, применяемых на рабочем месте, даны в [28].

ТИПОВОЕ ИСПЫТАНИЕ ПЕРСОНАЛЬНЫХ ДОЗИМЕТРОВ

Типовое испытание энергетической и угловой зависимости чувствительности дозиметра

5.5. Наиболее важной характеристикой персонального дозиметра является зависимость его чувствительности от энергии и угла падения ионизирующего излучения (см. раздел 4). Дозиметры следует испытывать для того, чтобы определить, насколько хорошо они соответствуют требованиям к характеристикам их чувствительности к энергии и углу падения ионизирующего излучения, обусловленным измеряемой величиной или величинами.

5.6. В связи с тем, что определение рабочей величины для индивидуального мониторинга $H_p(d)$ обуславливает измерение эквивалента дозы в теле человека, следует провести типовое испытание дозиметров на соответствующем фантоме, моделирующем обратное рассеяние излучения и ослабление внешнего излучения телом. Предполагается, что если дозиметр дает адекватные результаты на фантоме, то он так же будет действовать и на теле человека.

5.7. В действующем руководстве МКРЕ записано, что для целей типового испытания персональные дозиметры следует облучать на фантоме, изготовленном из тканеэквивалентного материала и представляющем собой параллелепипед размером 30 см × 30 см × 15 см. Соответствующая энергетическая и угловая зависимость чувствительности дозиметра определяется на основании расчета значений величины $H_p(d)$ для различных значений энергии и угла падения излучения. Полученные результаты используются для соотнесения чувствительности дозиметра, необходимой для величин $H_p(10)$ и $H_p(0,07)$, с чувствительностью, необходимой для одной из физических величин, таких как поглощенная доза в воздухе или керма в воздухе, посредством таблиц коэффициентов пересчета. Коэффициенты пересчета для моноэнергетических фотонов при использовании тканеэквивалентного прямоугольного фантома МКРЕ размером 30 см × 30 см × 15 см приведены в таблицах V-1 и V-2 (приложение V) [11]. Международная организация по стандартизации (ИСО) определила условия и характеристики стандартных рентгеновских полей, используемых для целей калибровки, и фантомов, которые следует использовать для этих видов облучения [29–31]. Спецификации этих полей приведены в таблице V-3. Коэффициенты пересчета, используемые для эталонных фотонных полей ИСО, приведены в таблице V-4 [31], а коэффициенты, применяемые при типовом испытании нейтронных дозиметров, показаны в таблице V-5 [11].

5.8. Коэффициенты пересчета для электронов приведены в таблице V-6. Использование рассчитанных коэффициентов пересчета при типовом испытании дозиметров для бета-излучения не является столь необходимым, так как мощность дозы в калибровочных пучках либо известна для источников вторичных эталонов, либо ее можно определить с помощью экстраполяционной камеры (в виде мощности эквивалента дозы на глубине 0,07 мм — и на глубине 10 мм для бета-излучателей с большей энергией — в тканеэквивалентной среде, характеризующейся таким же рассеянием и ослаблением, что и в мягкой ткани). Получаемые результаты, в сущности, идентичны тем, которые были бы получены при использовании прямоугольного тканеэквивалентного фантома МКРЕ, поскольку диапазон энергий электронов, испускаемых обычными бета-излучателями, довольно узок. Следовательно, эти величины можно принять как измерение $H_p(0,07)$ и $H_p(10)$. Поэтому экстраполяционные камеры могут быть использованы в качестве приборов первичных или вторичных эталонов для измерения этих величин для бета-излучения.

5.9. Имеется практическая проблема, связанная с тем, что тканеэквивалентный фантом МКРЕ не может быть изготовлен абсолютно точно в соответствии

со спецификацией. Поэтому при облучении дозиметров следует использовать установленные ИСО соответствующие фантомы обратного рассеяния — для всего тела (параллелепипед³), руки или ноги (цилиндр⁴) и пальца (стержень⁵) [31]. Характеристики обратного рассеяния этих фантомов достаточно близки к соответствующим характеристикам ткани по стандарту МКРЕ как для фотонного, так и для нейтронного излучений. Более подробное руководство по применению этих фантомов в целях калибровки дано в [28].

5.10. Определение величин $H_p(10)$ и $H_p(0,07)$ предполагает, что чувствительность меняется в зависимости от угла (падения), если излучение выражено через флюенс частиц. Это является результатом увеличения ослабления падающего излучения с ростом его угла падения в материале, окружающем точку, в которой определяется искомая физическая величина (поскольку излучение, падающее под углом, проходит для достижения заданной глубины через более толстый слой материала, чем излучение, падающее перпендикулярно к поверхности). Такое дополнительное ослабление малозначимо для величины $H_p(0,07)$, за исключением бета-частиц, но является существенным для величины $H_p(10)$ как для фотонов, так и для нейтронов, особенно при их низких энергиях. Соответствующие вариации зависимости чувствительности дозиметра от угла падения устанавливаются на основе определения зависимости величины $H_p(10)$ от угла. На рис. V-1 изображены зависимости отношений $H_p(10,\alpha)/H_p(10,0^\circ)$ и $H_p(0,07,\alpha)/H_p(0,07,0^\circ)$ от энергии фотонов при нескольких представительных значениях угла α . Зависимости отношения $H_p(10,\alpha)/H_p(10,0^\circ)$ для нейтронов изображены на рис. V-2 [11].

5.11. Процедура типового испытания может быть кратко изложена следующим образом на примере облучения дозиметров фотонами при измерении величины $H_p(10)$:

- 1) выбрать среднюю энергию фотонов из эталонных излучений ИСО, приведенных в таблице V-3 (приложение V), и установить пучок ионизирующего излучения вместе с измерительной камерой (рис. 3а);
- 2) обеспечить такую коллимацию, чтобы измерительная камера, прямоугольный фантом и дозиметры полностью находились в пучке ионизирующего излучения на расстоянии по меньшей мере двух метров;
- 3) в отсутствие прямоугольного фантома и дозиметров при данном показании D измерительной камеры провести измерение кермы в воздухе (K_a),

³ Наполненный водой контейнер размером 30 см × 30 см × 15 см со стенками из полиметилметакрилата (ПММА) толщиной 1 см. Одно входное окно размером 30 см × 30 см и толщиной 2,5 мм.

⁴ Наполненный водой цилиндр из ПММА длиной 30 см, с внешним диаметром 7,3 мм и стенками толщиной 2,5 мм.

⁵ Сплошной стержень из ПММА длиной 30 см и диаметром 19 мм.

используя для этого прибор, такой как ионизационная камера, которую помещают в то место, где должна находиться характерная точка дозиметра [27] при реальном облучении дозиметра, размещенного на фантоме. Эта точка должна находиться на расстоянии не ближе двух метров от источника излучения (рис. 3а);

- 4) произвести умножение измеренного значения кермы в воздухе на соответствующий коэффициент пересчета (C) для величины $H_p(10, \alpha)$, приведенный в таблице V-1. Это означает, что величина $H_p(10, \alpha)$ определяется как $K_a \times C$ при показании измерительной камеры, равном D . Таким образом, единица измерения на шкале измерительной камеры соответствует значению величины $H_p(10, \alpha)$, равному $(K_a \times C)/D$;
- 5) поместить прямоугольный фантом и дозиметры в пучке ионизирующего излучения таким образом, чтобы пучок падал на дозиметры под углом α , а характерная точка дозиметра, расположенного на оси пучка⁶, находилась в том же месте, в котором находилась ионизационная камера при измерении кермы в воздухе (см. пункт 3, выше, и рис. 3б);
- 6) выбрать дозовый эквивалент H , который предназначен для дозиметров. – Облучать до тех пор, пока измерительная камера не покажет заданное значение, равное $(H \times D)/(K_a \times C)$;

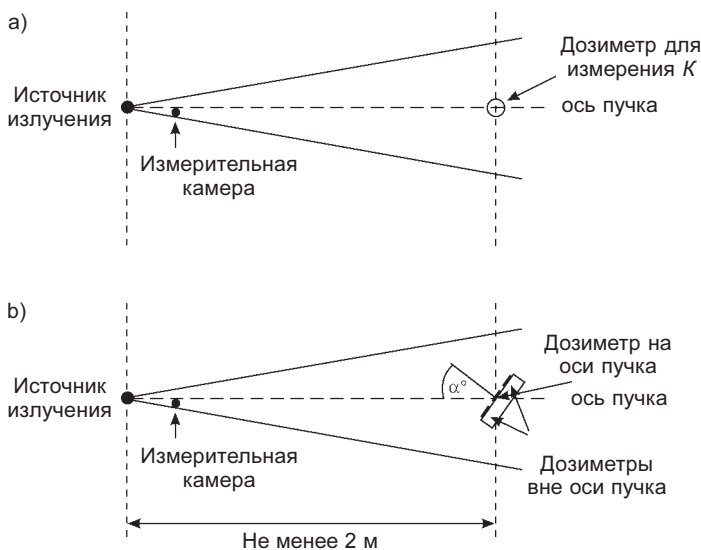


РИС. 3. Схема облучения для типового испытания дозиметров.

⁶ Если указанным выше образом облучается несколько дозиметров одновременно, может быть необходимо введение коррекции из-за неодинакового расстояния до источника от дозиметров, расположенных вне оси пучка. Предлагается в середине периода облучения повернуть фантом, с тем чтобы дозиметры облучались под углом $-\alpha$.

- 7) снять с дозиметров показания и сравнить их с условно истинным значением эквивалента дозы H для величины $H_p(10, \alpha)$.

5.12. Критерии измерения для энергетической и угловой чувствительности персонального дозиметра обычно устанавливаются для каждого параметра отдельно, иными словами, для энергетической зависимости — при перпендикулярном падении излучения, а для угловой зависимости — при заданных энергиях излучения. Однако влияние этих двух параметров на погрешность взаимосвязано, поэтому необходимо также установить критерии для их совместного воздействия. Один из подходов заключается в том, чтобы установить критерии угловой зависимости чувствительности, которые должны соблюдаться во всем диапазоне измерения энергий излучения. На практике при проведении мониторинга проводится усреднение по отношению к различным значениям угла падения излучения, полученным за период мониторинга. Следовательно, считается достаточным устанавливать критерии для среднего значения угловой зависимости в отношении нескольких значений угла падения излучения, при условии что суммарные критерии качества измерения удовлетворяют уравнению (9).

5.13. Для экспериментального определения суммарной зависимости чувствительности персонального дозиметра от энергии и угла можно использовать следующую процедуру (см. пункт 4.4). Следует определить кривые энергетической зависимости чувствительности как для $H_p(0,07)$, так и для $H_p(10)$ при углах падения $0^\circ, \pm 20^\circ, \pm 40^\circ$ и $\pm 60^\circ$, отсчитываемых от перпендикулярного направления к поверхности детектора. Если дозиметр не является симметричным цилиндром, то отдельные измерения следует проводить для каждого заданного угла при вращении дозиметра как в горизонтальной, так и в вертикальной плоскостях. При проведении измерений следует использовать эталонные ионизирующие излучения, установленные в стандартах ИСО, в пределах следующих энергетических диапазонов:

- а) 15 кэВ — 1,5 МэВ — для фотонов;
- б) 0,2 МэВ — 3,5 МэВ (E_{max}) — для бета-частиц;
- в) тепловые — 15 МэВ — для нейтронов.

Коэффициенты пересчета для энергий фотонов и бета-частиц, которые включают в измерения, следует взять из приложения V с учетом предполагаемого использования дозиметра. Эти измерения обычно проводятся на прямоугольном водонаполненном фантоме, моделирующем обратное рассеяние [31]. Однако, если особый интерес вызывают облучения под углами более $\pm 60^\circ$, возможно, потребуется провести испытания с использованием более реалистичной геометрии фантома (например, эллиптического цилиндра).

5.14. При расчете среднего значения энергетической чувствительности для четырех значений угла падения $0^\circ, 20^\circ, 40^\circ$ и 60° при истинно изотропном поле

ионизирующего излучения абсолютно необходимо проводить взвешивание результатов для каждого угла относительно того пространственного угла, который ось коллимации образует с дозиметром. Однако на практике условия облучения скорее всего таковы, что происходит равномерное облучение со всех боковых сторон, и в этом случае чувствительности для каждого угла должны иметь одинаковый статистический вес. Таким образом, может быть получена кривая зависимости чувствительности для каждого вида излучения на основе расчета и графического построения средней угловой чувствительности для каждой энергии ε [32, 33]:

$$\bar{R}_\varepsilon = 0,25(R_{\varepsilon,0} + R_{\varepsilon,20} + R_{\varepsilon,40} + R_{\varepsilon,60}), \quad (13)$$

где $R_{\varepsilon,\alpha}$ — чувствительность дозиметра при энергии излучения ε и угле падения α , рассчитанная следующим образом:

$$R_{\varepsilon,\alpha} = \frac{(H_{\varepsilon,\alpha})_m}{(H_{\varepsilon,\alpha})_t}, \quad (14)$$

где $(H_{\varepsilon,\alpha})_m$ — измеренное значение дозы и $(H_{\varepsilon,\alpha})_t$ — условно истинное значение дозы.

5.15. Если считать, что \bar{R}_ε представляет среднее значение чувствительности при энергии ε для всей области значений угла падения излучения в течение периода мониторинга, можно принять значения, равные $\pm|\bar{R}_\varepsilon - 1|$ в качестве оценки погрешности чувствительности детектора в отношении энергии.

5.16. Из уравнения (11) допустимые пределы $\pm 1,96\Delta$ определяются для суммарной погрешности (при доверительном уровне в 95%), обусловленной совокупным влиянием энергии и угла на чувствительность дозиметра. Таким образом, рабочие характеристики дозиметра можно считать приемлемыми, если условие:

$$|\bar{R}_\varepsilon - 1| \leq 1,96\Delta \quad (15)$$

выполняется при любой энергии облучения, заданной при типовом испытании, и суммарные критерии качества измерения удовлетворяют уравнению (9). Следует признать, что существуют другие приемлемые подходы к оценке угловой зависимости чувствительности дозиметров, принятые национальными метрологическими лабораториями.

Типовое испытание других важных характеристик

5.17. Кроме зависимости чувствительности дозиметров от энергии излучения и угла его падения существует ряд других характеристик дозиметрической системы, которые следует рассматривать при типовом испытании. Вывод о пригодности дозиметрической системы следует сделать на основе анализа результатов

типовых испытаний с помощью уравнения (12). Методы типового испытания этих характеристик опубликованы национальными и международными организациями по стандартизации [27, 34, 35]. Типовые испытания следует проводить для характеристик, перечисленных в пункте 4.11.

ТИПОВОЕ ИСПЫТАНИЕ ПРИБОРОВ КОНТРОЛЯ РАБОЧЕГО МЕСТА

5.18. Процедуры измерения энергетической и угловой зависимости чувствительности приборов мониторинга рабочего места аналогичны используемым при типовом испытании персональных дозиметров, за исключением того, что при мониторинге рабочего места обычно регистрируется ионизирующее излучение в свободном воздушном пространстве (т. е. без использования фантома). Информацию о типовом испытании и работе приборов можно найти в документах, список которых приведен в приложении VI. Коэффициенты пересчета, которые следует использовать для $H^*(d)$ и $H'(d)$, приведены в таблицах V-7 и V-8 [11].

5.19. МЭК выпускает стандарты для большинства типов оборудования, используемого для мониторинга в радиационной защите. Примеры таких стандартов даны в приложении VI. В этих стандартах не только определены технические характеристики, которым должны отвечать приборы, но также описаны методы проведения типовых испытаний. Установлены типовые испытания для определения радиационных характеристик (например, линейности, энергетической и угловой зависимости), а также функционирования в условиях воздействия окружающей среды, электрических полей, механических воздействий.

6. ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЕ И ПЕРИОДИЧЕСКИЕ ИСПЫТАНИЯ

6.1. До ввода в эксплуатацию приборы следует предварительно испытать с целью удостовериться в том, что их функционирование соответствует данным типового испытания. Это испытание следует построить таким образом, чтобы можно было выявить вероятные неисправности, такие как ошибочная калибровка или неправильная сборка детектора. Предварительные испытания обеспечивают также исходные данные для последующей плановой проверки. Обычно возможно выбрать ограниченную серию испытаний, которые могут обеспечить необходимую степень уверенности в надежности работы прибора. Подробные рекомендации приведены в [28]. Для выполнения таких испытаний следует привлечь организацию, признанную регулирующим органом правомочной для их проведения.

6.2. Периодическое испытание приборов мониторинга рабочего места или дозиметров следует проводить не реже одного раза в год, и в него следует включать подмножество испытаний, которые применялись в ходе предварительных испытаний, отобранных с целью выявить какое-либо ухудшение работы прибора. Ниже приводятся примеры эталонных излучений, которые могут быть использованы при этом:

- a) для приборов, измеряющих мощность дозы фотонного излучения, гамма-кванты с энергией 0,662 МэВ, испускаемые ^{137}Cs ;
- b) для приборов, измеряющих мощность дозы нейтронного излучения, нейтроны, испускаемые источником $^{241}\text{Am-Be}$;
- c) для приборов, измеряющих мощность дозы бета-излучения, гамма-кванты с энергией 0,662 МэВ, испускаемые ^{137}Cs плюс источником низкоэнергетического бета-излучения;
- d) для приборов, измеряющих загрязнение поверхностей бета-излучателем, источник бета-частиц с энергией, равной или ниже минимальной энергии, для которой должен использоваться прибор.

6.3. По завершении испытания к прибору следует прикрепить бирку с соответствующей информацией, включающей: название организации, выполнившей испытание, номер сертификата испытания и дату испытания или дату, когда должно быть проведено следующее испытание, в зависимости от обстоятельств. Проведение испытаний следует поручать организации, которая располагает эталонными источниками полей излучения, согласованными с национальным органом по метрологическим эталонам.

6.4. Следует обеспечить, чтобы испытания охватывали весь диапазон мощностей доз, с которыми можно реально столкнуться на практике. Те диапазоны, в отношении которых прибор не проходил испытаний, следует четко обозначить и документально зафиксировать.

7. ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ ИСПЫТАНИЯ

ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

7.1. В дополнение к типовым испытаниям системы индивидуальной дозиметрии, в ходе которых тщательно анализируется вся работа системы на предмет проверки ее соответствия установленным критериям точности (раздел 4), необходимо показать, что такой стандарт качества работы поддерживается постоянно. Для этой цели следует регулярно проводить испытания трех категорий:

- a) приемочные эксплуатационные испытания — средство показать, что в целом поддерживается должный стандарт качества работы дозиметров;
- b) штатные испытания или калибровки — средство, с помощью которого проверяются чувствительность, прецизионность и точность для отдельных видов излучений и энергии;
- c) испытания, связанные с программой обеспечения качества.

При первоначальном утверждении регулирующим органом дозиметрической службы следует использовать сочетание типового испытания и приемочного эксплуатационного испытания.

ПРИЕМОЧНЫЕ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ ИСПЫТАНИЯ

7.2. Эксплуатационные испытания как часть утвержденных процедур проводятся с целью показать, что важнейшие спецификации по рабочим характеристикам постоянно выполняются. Ожидается, что их результаты подтвердят данные, полученные при типовом испытании.

7.3. Программу приемочных эксплуатационных испытаний можно разбить на подразделы, взяв за основу разные категории облучения в соответствии с разными классами конструкций дозиметров, т. е. в зависимости от видов излучения и диапазонов энергии, регистрируемых дозиметрами. Каждое испытание может включать диапазон различных энергий и углов падения излучений, а также соответствующее распределение доз в диапазоне от 0,2 мЗв до, по крайней мере, 100 мЗв для проверки работы системы в целом. Если дозиметр используется для утвержденных процедур дозиметрии при аварийных ситуациях, может потребоваться расширенный дозовый диапазон. Ожидается, что результаты таких испытаний удовлетворят установленным МКРЗ критериям суммарной точности, так что 95% результатов попадут в пределы полосы приемлемой точности, определенной в разделе 4 (рис. 2).

7.4. Эксплуатационные испытания приемочного типа следует проводить через регулярные промежутки времени в соответствии с требованиями регулирующего органа силами внешней организации, уполномоченной для их выполнения, и их можно включать как в первоначальную, так и/или в последующие проверки при утверждении дозиметрической службы.

ПЛАНОВЫЕ ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ ИСПЫТАНИЯ

7.5. Цель плановых эксплуатационных испытаний для индивидуального мониторинга заключается в проверке точности и прецизионности дозиметрической системы при измерении доз при фиксированной энергии излучения, обычно это энергия калибровочных источников, например гамма-излучателей ^{137}Cs

ТАБЛИЦА I. СВОДКА ИСПЫТАНИЙ ПЕРСОНАЛЬНЫХ ДОЗИМЕТРОВ

Вид испытания	Кто проводит	Частота испытаний
Типовое	Изготовитель или организация, аттестованная для проведения типового испытания	Один раз, как правило, перед продажей конечным пользователям
Приемочное	Организация, аттестованная регулирующим органом	Ежегодно
Плановое	Конечный пользователь или дозиметрическая служба	Ежемесячно
Обеспечение качества	Конечный пользователь или дозиметрическая служба	Ежедневно, до начала пользования дозиметром

ТАБЛИЦА II. СВОДКА ИСПЫТАНИЙ ПРИБОРОВ КОНТРОЛЯ РАБОЧЕГО МЕСТА ИЛИ ДОЗИМЕТРОВ

Вид испытания	Кто проводит	Частота испытаний
Типовое	Изготовитель или организация, аттестованная для проведения типового испытания	Один раз, как правило, перед продажей конечным пользователям
Предварительное	Изготовитель, конечный пользователь или организация, аттестованная для проведения испытаний	Один раз до ввода прибора в эксплуатацию
Периодическое	Конечный пользователь или организация, аттестованная для проведения калибровки	Ежегодно или чаще в зависимости от стабильности работы прибора и его предназначения
Эксплуатационное	Организация, аттестованная для проведения эксплуатационных испытаний	В соответствии с требованиями регулирующего органа, как правило, каждые 2–3 года

или ^{60}Co для фотонных дозиметров. Прецизионность (определяемая значением стандартного отклонения для единичного измерения) и точность (среднее отклонение показаний прибора от условно истинного значения) следует проверять при различных уровнях доз. Ожидается, что результаты испытаний удовлетворят по крайней мере критериям точности, заданным уравнениями (2) и (3) и показанным на рис. 2. Этот вид испытания также служит для того, чтобы нормализовать суммарную чувствительность системы. Плановые эксплуатационные испытания обычно проводятся самой дозиметрической службой, их следует повторять через регулярные промежутки времени, предпочтительно один раз в месяц. В отличие от этого, испытания по программе обеспечения качества с целью проверки конкретных аспектов работы системы, как правило, проходят ежедневно.

7.6. Приборы, используемые для мониторинга рабочего места, следует часто проверять с помощью источников излучения с целью удостовериться в их надлежащем функционировании. Следует обеспечивать соответствие выбора источника излучения и проверяемых диапазонов типу проводимого мониторинга.

7.7. Сводные данные по рекомендуемым программам испытаний персональных дозиметров и приборов контроля рабочего места представлены в таблицах I и II, соответственно.

8. ВЕДЕНИЕ РЕГИСТРАЦИОННЫХ ЗАПИСЕЙ ДОЗЫ И ПРЕДСТАВЛЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ

ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

8.1. Ведение регистрационных записей дозы заключается в осуществлении и хранении записей об индивидуальной дозе для работников, подвергающихся воздействию излучения. Оно является важнейшей частью процесса мониторинга облучения отдельных лиц и обеспечивает достижение общих целей мониторинга (раздел 3). Основные руководящие принципы ведения регистрационных записей и представления информации по дозам изложены в соответствующем Руководстве по безопасности [3]. Дополнительная информация, относящаяся конкретно к дозам внешнего облучения, приведена ниже.

8.2. Регистрационные записи могут быть использованы в обоснование принятия решений, они показывают, в какой мере соблюдаются требования регулирующих органов, и способствуют их выполнению, дают возможность реконструкции результатов за любой прошедший промежуток времени и облегчают их сопоставление с другими записями, такими как результаты мониторинга внутреннего облучения и мониторинга рабочих зон. Поэтому они должны быть легко доступными и защищенными от утраты. Такая защита обычно обеспечивается хранением дубликатов комплекта регистрационных записей в местах, находящихся на значительном расстоянии друг от друга, с тем чтобы обе копии не могли быть уничтожены в результате одного инцидента. Следует свести воедино регистрационные записи по каждому отдельному контролируемому лицу, обозначить место, цель, дату и лицо, ведущее регистрацию доз, делать записи четкими и понятными квалифицированному работнику, полными и точными. Следует принять во внимание все соответствующие национальные требования или международные соглашения, касающиеся конфиденциальности данных, содержащихся в регистрационных записях индивидуального мониторинга.

ВЕДЕНИЕ РЕГИСТРАЦИОННЫХ ЗАПИСЕЙ ПРИ ИНДИВИДУАЛЬНОМ МОНИТОРИНГЕ

8.3. Цель ведения регистрационных записей, характер и объем записей, сфера охвата систем ведения регистрационных записей зависят от национальных требований. Записи регистрируют результаты индивидуального мониторинга как внешнего облучения, так и поступления радиоактивных материалов в организм человека.

8.4. Современные службы индивидуального мониторинга внешнего облучения, особенно наиболее крупные, имеют высокую степень автоматизации, часто используя полностью интегрированные системы, связывающие систему ведения регистрационных записей доз с маркировкой и выдачей дозиметров и последующей оценкой доз. Такие автоматизированные системы, особенно если дозиметры маркируются именами их пользователей (тем самым создавая дополнительную преграду внесению ошибок при выдаче дозиметров), обеспечивают высокую степень истинности данных и, следовательно, качества обслуживания.

8.5. При регистрации индивидуальных доз профессионального облучения обычно принято не учитывать дозы, полученные в ситуациях, которые можно обоснованно рассматривать как не входящие в сферу ответственности руководства эксплуатирующей организации, т. е. облучение, исключенное из сферы действия ОНБ или обусловленное источником, освобожденным от контроля регулирующим органом. Однако дозы, полученные в результате работы с материалами, содержащими значительные уровни природных радионуклидов, рассматриваются как сфера ответственности руководства эксплуатирующей организации и, следовательно, их следует включать в регистрируемую индивидуальную дозу профессионального облучения [6].

8.6. Из-за фактической невозможности при считывании показаний персональных дозиметров провести различие между фотонным и бета-излучением не имеет смысла пытаться идентифицировать (и сообщать) отдельно бета- и гамма-компоненты величины $H_p(0,07)$. Однако из-за того, что разные виды излучений с высоким ЛПЭ имеют разные значения коэффициента качества, рекомендуется при мониторинге в терминах $H_p(10)$ отдельно регистрировать дозы нейтронного излучения. Следует помнить, что дозы фотонного, нейтронного и бета-излучения нужно учитывать совместно, чтобы определить суммарный эквивалент индивидуальной дозы.

8.7. При отсутствии оценки дозы за какой-либо период времени, когда облучение работника контролировалось (или его следовало бы контролировать), — а это могло быть вызвано повреждением дозиметра либо его утерей, или тем, что записанная доза при рассмотрении объявлена недействительной, — следует

предусмотреть, чтобы система ведения регистрационных записей позволяла вводить дозы, рассчитанные или оцененные уполномоченным лицом. Эти дозовые оценки следует маркировать таким образом, чтобы их можно было отличить от регламентированных измерений дозы, выполненных утвержденной службой мониторинга.

8.8. В отношении лиц, которым предписано использование дозиметров, располагаемых на конечностях, следует вести отдельные записи по облучению каждой конечности. Однако, когда такие дозиметры применяют только в определенные отрезки времени в течение года, процедура ведения регистрационных записей становится более сложной. В этих случаях для получения записи полной дозы по каждой конечности следует регистрировать показания вышеназванных дозиметров за то время, когда их носили, а показания $H_p(0,07)$, считываемые с дозиметра, располагаемого на теле работника, — за то время, когда дозиметры, располагаемые на конечностях, не были использованы.

ВЕДЕНИЕ РЕГИСТРАЦИОННЫХ ЗАПИСЕЙ МОНИТОРИНГА РАБОЧЕГО МЕСТА

8.9. Следует вести регистрационные записи, документально фиксирующие обозначение и расположение контролируемых зон и зон наблюдения. Следует также вести регистрационные записи обследований радиационной обстановки, включающие дату, время, место, измеренные уровни излучения, а также любые комментарии, относящиеся к проведенным измерениям. В регистрационные записи следует включать информацию об использованных приборах и лице, проводившем обследование.

8.10. В надлежащую запись о калибровке оборудования для мониторинга следует включать идентификацию оборудования, точность калибровки в диапазоне его действия, соответствующем ионизирующему излучению того вида (видов), для контроля которого оно предназначено, дату проведения поверки, идентификацию использованных калибровочных стандартов, периодичность калибровки, фамилию и подпись уполномоченного лица, под чьим руководством выполнялась поверка.

ПРЕДСТАВЛЕНИЕ ИНФОРМАЦИИ РУКОВОДСТВУ

8.11. Руководству или регулирующему органу следует четко установить процедуры и критерии, которые должны применяться при представлении результатов индивидуального мониторинга и мониторинга рабочего места. Сообщаемую информацию следует излагать четко, ясно и понятно. Как правило, сообщаются только конечные результаты.

8.12. В аварийных ситуациях или в случае, когда облучение может оказаться близким к установленному регулирующим органом пределу или превышать его, следует представить промежуточные результаты, с тем чтобы можно было предпринять соответствующие административные действия или принять другие ответные меры. В представленную информацию следует включать результат измерения и оценку уровня облучения, рассчитанную на основе соответствующих коэффициентов пересчета. В случае необходимости могут быть даны рекомендации по осуществлению последующего мониторинга введению ограничений на рабочих местах. Следует четко указывать источник представленной информации, а также контактную точку (лицо) для получения любой дополнительной информации. Наконец, всегда следует указывать погрешность в измеренных и рассчитанных величинах наряду с изложением того, какие источники неопределенностей учтены, количественно оценены и их воздействие отмечено в указанной погрешности.

9. ОБЕСПЕЧЕНИЕ КАЧЕСТВА

ТРЕБОВАНИЯ

9.1. Постоянная эффективность функционирования любой программы радиационной защиты зависит от лиц, ответственных за выполнение ее различных компонентов, включая принятие действенной программы обеспечения качества (ОК). Общие требования ОК, относящиеся к профессиональному облучению, изложены в ОНБ [2], а основные руководящие принципы — в соответствующем Руководстве по безопасности [3]. Нижеследующий раздел касается более конкретно проблем, относящихся к оценке воздействия внешнего облучения.

ОСУЩЕСТВЛЕНИЕ И РУКОВОДСТВО

9.2. Характер и объем программы ОК следует увязывать с численностью контролируемых работников, уровнем и вероятностью ожидаемого облучения на рабочих местах, охваченных программой мониторинга. Особенно важным является Руководство 25 ИСО/МЭК [36], используемое многими регулируемыми органами для аккредитации программ поверки и калибровки.

9.3. Все лица, участвующие в программе оценки доз внешнего облучения, являются ответственными за ее качество, и, следовательно, за выполнение процедур программы ОК и контроля качества (КК). Ответственность за качество отдельной операции следует возлагать на лицо, фактически выполняющее эту операцию. Следует привлекать таких лиц к активной разработке процедур КК и обучать методам выявления несоблюдений требований. Руководству следует по-

ощрять персонал выявлять несоблюдения, докладывать о них и исправлять их. Обеспечение качества, включенное в программу на основе принципа “снизу вверх”, более эффективно, чем ОК, навязанное “сверху вниз”. Для того чтобы программа ОК была эффективной, весь персонал должен быть уверен, что руководство ожидает и поощряет работу, направленную на достижение целей программы ОК.

9.4. Дозиметрической службе следует иметь назначенного представителя по ОК. Данному представителю следует контролировать выполнение процедур КК, осуществлять внутренние проверки программы и отвечать за подготовку всего персонала в области ОК как по общим требованиям, так и по конкретным аспектам качества индивидуальной работы персонала.

9.5. Осуществление программы ОК и процедур КК требует понимания всей дозиметрической системы, начиная от изготовления оборудования и материалов и кончая использованием дозиметров на рабочем месте.

9.6. В соответствии с национальными правилами может потребоваться аккредитация оборудования, используемого для измерения и оценки дозы внешнего облучения. Такие программы аккредитации будут включать требования мер по осуществлению ОК и КК. Детали управления, организации и реализации системы ОК могут быть связаны с национальным законодательством и зависеть от характера дозиметрической службы, включая такие элементы, как например:

- a) число выдаваемых дозиметров;
- b) число обслуживаемых работников;
- c) категории используемых дозиметров (базовые, дискриминационные, нейтронные и т. д.);
- d) методы, используемые в дозиметрах (фотопленочный, ТЛД, РФЛ, трековый и т. д.);
- e) выбор продолжительности ношения дозиметра до смены;
- f) уровень автоматизации.

Документация

9.7. Следует документально зафиксировать основные компоненты системы контроля качества, включая все методы и процедуры, установленные для контроля за различными процессами в рамках дозиметрической службы. В документацию следует включать результаты всех испытаний, связанных с обеспечением качества процесса оценки доз, таких как типовое испытание дозиметрических систем и аттестация работы оборудования.

9.8. Важной частью документации является руководство по обеспечению и контролю качества, в котором следует представить все аспекты установленной системы контроля качества, изложенные в сжатом виде, удобном для практи-

ческого использования. Ту часть документации, которая необходима сотрудникам для выполнения работы, следует предоставить в их распоряжение.

Подготовка персонала

9.9. Для того чтобы обеспечить надежное выполнение персоналом дозиметрической службы своей работы, важно провести его соответствующую подготовку. В такую подготовку следует включать:

- a) конкретные обязанности персонала в рамках системы контроля качества;
- b) основную методологию и стратегию оценки доз внешнего облучения;
- c) принципы и содержание используемых методов и процедур и их ограничения;
- d) технические подробности и потенциальные трудности процессов, в которых участвует персонал;
- e) связь выполняемой персоналом работы с другими частями программы;
- f) руководство по распознаванию проблем, которые могут возникнуть, и сообщению о них;
- g) понимание всей системы качества и ее целей.

Лабораторное оборудование

9.10. Трудно достичь качественных результатов, если отсутствуют требуемые для этого условия. Для размещения необходимого оборудования и персонала следует иметь адекватные лабораторные и служебные помещения. Следует использовать надежное и стабильное оборудование, соответствующее задаче, для выполнения которой оно предназначено, следует также установить процедуры, обеспечивающие предотвращение загрязнения измерительной аппаратуры радионуклидами. Следует осуществлять программу профилактического технического обслуживания и ремонта, направленную на минимизацию вероятности отказа оборудования в критический момент, например в аварийной ситуации. Мероприятия, которые непосредственно не связаны с работой дозиметрической службы, следует проводить отдельно, чтобы избежать нежелательного воздействия. Следует также принять во внимание общую безопасность условий работы.

9.11. Следует уделить особое внимание уровню радиационного фона в лаборатории, особенно в местах длительного хранения дозиметров до их выдачи работникам или оценки накопленной дозы. Ни при каких обстоятельствах не следует допускать, чтобы этот фон существенно превышал обычный уровень фона в данной местности. Следует регулярно проводить измерения уровней фона (например, используя контрольные дозиметры); эти уровни могут быть использованы в программе текущего мониторинга для определения чистых доз за вычетом естественного фона. В регистрационные записи дозиметрической службы следует включать результаты текущих измерений фона.

9.12. Следует осуществлять адекватный контроль рабочего места, с тем чтобы оборудование или дозиметры не подвергались воздействию условий, которые могли бы негативно влиять на их работу. Следует контролировать такие факторы, как температура, влажность, освещенность, запыленность и пары химически активных веществ.

9.13. Необходима стабильная подача электроэнергии, с тем чтобы напряжение и частота переменного тока оставались в пределах, соответствующих спецификациям используемого оборудования. Электрические и магнитные поля рассеяния следует свести к минимуму, чтобы избежать их воздействия на оборудование и дозиметры.

ОЦЕНКА РАБОТЫ

9.14. Характеристики оборудования и материалов, используемых в дозиметрах, могут меняться с течением времени и по мере использования. Приборы непосредственного считывания следует проверять по крайней мере ежедневно. Чувствительность ТЛД может меняться, поэтому необходимо регулярно проводить оценку их чувствительности. Каждую партию фотоплочных дозиметров следует проверять на воспроизводимость процессов проявления и считывания показаний.

9.15. Службы мониторинга должны иметь доступ к соответствующему калибровочному оборудованию. Следует иметь в наличии источники ионизирующего излучения, способные воспроизводить поля излучения, необходимые для оценки характеристик дозиметрической системы. Следует также иметь приборы вторичных эталонов для измерения интенсивности пучков излучения в необходимых количествах. Следует обеспечить калибровку измерительного оборудования и радиоактивных источников, а также их связь с национальным эталоном или, если такой эталон отсутствует, с первичным эталоном из другой страны.

9.16. Следует создать систему, которая служила бы для индикации качества работы дозиметрической службы в целом. Один из методов состоит в том, что вводится “фиктивный” пользователь или клиент. На регулярной основе либо в лаборатории, либо на внешней испытательной установке проводится облучение нескольких дозиметров известными дозами, затем эти дозиметры отдаются на обработку с номерами фиктивного клиента или сотрудника, с тем чтобы они были обработаны обычным порядком. Затем полученные значения доз следует сопоставить с условно истинными значениями, а результаты сравнения интерпретировать с использованием метода, описанного в разделе 4. Ценная информация о работе дозиметрической службы может быть также получена по результатам ее участия в национальных или международных программах по взаимосравнению данных дозиметрии.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ КОНТРАКТОВ НА ОРГАНИЗАЦИЮ СЛУЖБЫ МОНИТОРИНГА

9.17. Многим операторам (зарегистрированным лицам или лицензиатам) может быть необходимо обеспечить дозиметрический контроль внешнего облучения по контракту с коммерческими поставщиками услуг. Это особенно справедливо в отношении операторов с малым штатом работников, таких как частнопрактикующие врачи, стоматологи и небольшие больницы, которые, возможно, обладают лишь ограниченными знаниями и/или опытом работы в области радиационной защиты и дозиметрии. Однако при заключении контракта на коммерческое дозиметрическое обслуживание им следует убедиться в том, что достигнуто необходимое согласие и взаимопонимание в отношении обеспечения эффективной дозиметрической программы. Следует учитывать такие позиции:

- a) требования регулирующего органа;
- b) виды ионизирующих излучений, которые необходимо измерять, и типы дозиметров (например, основные дозиметры, дающие информацию о регистрируемых дозах, или дискриминационные дозиметры, дающие дополнительную информацию о виде ионизирующего излучения и его энергии);
- c) характеристики, рекомендации или сертификаты качества на оборудование и услуги;
- d) периодичность замены дозиметра;
- e) правила ношения дозиметров и обращения с ними;
- f) используемые методы дозиметрии;
- g) система идентификации дозиметров и их пользователей;
- h) ведение регистрационных записей дозы, представление результатов, записи доз облучения клиентов, доступность и конфиденциальность;
- i) интерпретация результатов (величины, пределы доз, естественный фон, чистая доза, нижний и верхний пределы обнаружения излучений дозиметрической системы и т. д.);
- j) процедуры выдачи и возврата дозиметров;
- k) процедуры оформления, изменения и аннулирования заказа на обслуживание;
- l) информация, которую необходимо получать от оператора;
- m) расходы;
- n) сроки, необходимые для принятия заказа (или его отмены);
- o) информация о предоставляемых в обычном порядке и/или специальных услугах, таких как немедленное извещение по телефону или телексу в случае необычно высоких доз облучения, срочная обработка дозиметров в чрезвычайных обстоятельствах и консультации по техническим, научным и юридическим вопросам.

Добавление

МОНИТОРИНГ ЗАГРЯЗНЕНИЯ КОЖИ И ОЦЕНКА ДОЗЫ НА КОЖУ

ОСНОВНЫЕ ЦЕЛИ

Д.1. Основные цели мониторинга и оценки радиоактивного облучения и загрязнения кожи можно суммировать следующим образом:

- а) установить соответствие с дозовыми пределами и, следовательно, в особенности удостовериться в избежании детерминированных эффектов;
- б) в случае переоблучения инициировать и/или подтверждать правильность любых необходимых медицинских обследований и вмешательств.

ОБЩИЕ СООБРАЖЕНИЯ

Сильнопроникающее излучение

Д.2. При сильнопроникающих излучениях всех видов ограничения по эффективной дозе обеспечивают достаточную защиту кожи от стохастических эффектов. Потому практически во всех ситуациях такого излучения (за исключением воздействия горячих частиц — см. пункт Д.5) дальнейшее рассмотрение мониторинга кожи не является необходимым.

Слабопроникающее излучение

Д.3. При слабопроникающем излучении требуется введение дополнительного предела облучения кожи для предотвращения детерминированных эффектов. МКРЗ рекомендовала предел годовой эквивалентной дозы, равный 500 мЗв, усредненный на 1 см² кожи независимо от площади облучения. Номинальная глубина измерения составляет 0,07 мм (7 мг/см²). В данном контексте основной вклад в облучение кожи обусловлен радиоактивным загрязнением кожи.

МОНИТОРИНГ ЗАГРЯЗНЕНИЯ КОЖИ

Д.4. Загрязнение кожи никогда не бывает однородным, оно преимущественно локализуется на определенных участках тела, чаще всего на кистях рук. Для целей текущего контроля достаточно считать, что загрязнение усредняется по участкам кожи площадью около 100 см². Следовательно, текущий мониторинг загрязнения кожи следует интерпретировать на основе среднего эквивалента дозы на площади 100 см². В большинстве случаев при мониторинге загрязне-

ния кожи показания дозиметра сравниваются с производным пределом — уровнем, выраженным, скажем, в Бк/см², который, как считается, способен вызвать облучение, равное соответствующему дозовому пределу, и обычно устанавливается с учетом всех потенциальных путей облучения (не только облучения кожи) — и радиоактивное загрязнение кожи уменьшается, когда это практически возможно. Обычно не предпринимаются попытки оценки эквивалентных доз, если эти вторичные пределы не превышены. Однако иногда оценка эквивалентной дозы становится необходимой, если радиоактивное загрязнение кожи в течение длительного времени сохраняется или начальный уровень загрязнения оказывается очень высоким. В этих случаях дозу следует усреднить по площади порядка 1 см² загрязненного участка. Такие оценки часто оказываются чрезвычайно неточными, особенно, если в результате абсорбции радионуклиды оказались ниже поверхностного слоя кожи. Нередко погрешности достигают двух порядков величины. Поэтому считается, что такие оценки носят лишь качественный характер и они анализируются отдельно от обычного мониторинга внешнего облучения. Однако, если полученная оценка эквивалентной дозы превышает одну десятую соответствующего предела эквивалентной дозы, она должна быть включена в регистрационную запись доз облучения данного лица. Некоторая часть внешнего загрязнения может поступить внутрь организма человека, вызывая внутреннее облучение. Мониторинг любого связанного с этим поступления в организм радиоактивных веществ рассматривается в соответствующем Руководстве по безопасности при оценке доз внутреннего облучения [4].

Д.5. Возможно возникновение ситуаций, когда происходит облучение, обусловленное “горячими частицами”. Это может приводить к пространственно неоднородному облучению от дискретных радиоактивных источников размером до 1 мм. Хотя главной целью является соблюдение дозовых пределов, МКРЗ отмечает [37], что необходимо предотвращать такой конечный результат острого облучения, как образование язв. Это означает, что величину средней дозы, реализуемой в пределах нескольких часов на площади кожи размером 1 см², измеренной на глубине 10–15 мг/см², следует ограничить 1 Зв. Обнаружение горячих частиц в пределах окружающего рабочее место поля излучения может быть затруднено из-за чрезвычайно локализованной природы излучения горячей частицы. Следует уделять особое внимание выявлению и контролю тех операций, которые могут приводить к появлению таких частиц.

ССЫЛКИ

- [1] FOOD AND AGRICULTURE ORGANIZATION OF THE UNITED NATIONS, INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, INTERNATIONAL LABOUR ORGANISATION, OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, PAN AMERICAN HEALTH ORGANIZATION, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Radiation Protection and the Safety of Radiation Sources, Safety Series No. 120, IAEA, Vienna (1996).
- [2] АГЕНТСТВО ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ ОЭСР, ВСЕМИРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, МЕЖДУНАРОДНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ТРУДА, МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, ПАНАМЕРИКАНСКАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, ПРОДОВОЛЬСТВЕННАЯ И СЕЛЬСКОХОЗЯЙСТВЕННАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ, Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения, Серия изданий по безопасности, № 115, МАГАТЭ, Вена (1997 г.).
- [3] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, МЕЖДУНАРОДНОЕ БЮРО ТРУДА, Радиационная защита при профессиональном облучении, Серия норм безопасности, № RS-G-1.1, МАГАТЭ, Вена (2002 г.).
- [4] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, МЕЖДУНАРОДНОЕ БЮРО ТРУДА, Оценка профессионального облучения вследствие поступления радионуклидов, Серия норм безопасности, № RS-G-1.2, МАГАТЭ, Вена (2002 г.).
- [5] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, General Principles for the Radiation Protection of Workers, Publication No. 75, Pergamon Press, Oxford and New York (1997).
- [6] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, 1990, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Publication No. 60, Pergamon Press, Oxford and New York (1991).
- [7] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Determination of Dose Equivalents Resulting from External Radiation Sources, Report No. 39, ICRU, Bethesda, MD (1985).
- [8] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Determination of Dose Equivalents from External Radiation Sources — Part 2, Report No. 43, ICRU, Bethesda, MD (1988).
- [9] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Measurement of Dose Equivalents Resulting from External Photon and Electron Radiations, Report No. 47, ICRU, Bethesda, MD (1992).
- [10] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Quantities and Units in Radiation Protection Dosimetry, Report No. 51, ICRU, Bethesda, MD (1993).
- [11] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation, Report of the Joint Task Group, ICRP Publication No. 74, ICRU Report No. 57, Pergamon Press, Oxford and New York (1997).
- [12] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION MEASUREMENTS, Use of Personal Monitors to Estimate Effective Dose Equivalent and Effective Dose to Workers for External Exposure to Low-LET Radiations, Report No.122, NCRP, Washington, DC (1995).

- [13] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Neutron Monitoring for Radiological Protection, Technical Reports Series No. 252, IAEA, Vienna (1985).
- [14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Dosimetry for Criticality Accidents, Technical Reports Series No. 211, IAEA, Vienna (1982).
- [15] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, The Principles and General Procedures for Handling Emergency and Accidental Exposures of Workers, Publication No. 28, Pergamon Press, Oxford and New York (1978).
- [16] JULIUS, H. W., Some remaining problems in the practical application of the ICRU concepts of operational quantities in individual monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* **66** 1-4 (1996) 1-8.
- [17] AMERICAN NATIONAL STANDARDS INSTITUTE, An American National Standard: Criteria for Performing Multiple Dosimetry. ANSI Standard HPS N13.41-1997, ANSI, New York (1997).
- [18] SWINTH, K.L., SISK, D.R., Recent developments and performance of survey instruments for the monitoring of weakly penetrating radiations, *Radiat. Prot. Dosim.* **39** (1991) 149.
- [19] OECD NUCLEAR ENERGY AGENCY, Assessment and Recording of Radiation Doses to Workers, OECD/NEA, Paris (1986).
- [20] MARSHALL, T.O., CHRISTENSEN, P., JULIUS, H.W., SMITH, J.W., The relative merits of discriminating and non-discriminating dosimeters, *Radiat. Prot. Dosim.* **14** 1 (1986) 5-10.
- [21] CHRISTENSEN, P., HERBAUT, Y., MARSHALL, T.O., Personal monitoring for external sources of beta and low energy photon radiations, *Radiat. Prot. Dosim.* **18** 4 (1987) 241-260.
- [22] CHRISTENSEN, P., JULIUS, H.W., MARSHALL, T.O., Technical Recommendations for Monitoring Individuals Occupationally Exposed to External Radiations, Rep. EUR 15852, European Commission, Luxembourg (1994).
- [23] SWINTH, K.L., ROBERSON, P.L., MACLELLON, J.A., Improving health physics measurements by performance testing, *Health Phys. J.* **55** (1988) 197-205.
- [24] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, General Principles of Monitoring for Radiation Protection of Workers, Publication No. 35, Pergamon Press, Oxford and New York (1982).
- [25] BOEHM, J., "Some remarks on accuracy and precision in individual monitoring", Intercomparison for Individual Monitoring, Research Co-ordination Meeting Organized by the International Atomic Energy Agency, Vienna, 24-28 April 1989, PTB Rep. PTB-DOS-20, Vol. 2, Physikalisch-Technische Bundesanstalt, Braunschweig (1991) 317.
- [26] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Guide to Expression of Uncertainty in Measurement, ISO, Geneva (1993)
- [27] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Radiation Protection Instrumentation: Direct Reading Personal Dose Equivalent (Rate) Monitors: X, Gamma and High Energy Beta Radiation, IEC Standard 1283, Geneva (1995).
- [28] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Calibration of Radiation Protection Monitoring Instruments, Safety Reports Series No. 16, IAEA, Vienna (1999).
- [29] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, X and Gamma Reference Radiations for Calibrating Dosimeters and Doserate Meters and for Determining Their Response as a Function of Photon Energy, ISO 4037/Part 1: Radiation Characteristics and Production Methods, ISO, Geneva (1996).
- [30] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, X and Gamma Reference Radiations for Calibrating Dosimeters and Doserate Meters and for Determining Their Response as a Function of Photon Energy, ISO 4037/Part 2: Dosimetry for Radiation Protection over the Energy Ranges 8 keV to 1.3 MeV and from 4 MeV to 9 MeV, ISO, Geneva (1998).

- [31] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, X and Gamma Reference Radiations for Calibrating Dosemeters and Doserate Meters and for Determining Their Response as a Function of Photon Energy, ISO 4037/Part 3: Calibration of Area and Personal Dosemeters and the Measurement of their Response as a Function of Energy and Angle of Incidence, ISO, Geneva (1998).
- [32] JULIUS, H.W., CHRISTENSEN, P., MARSHALL, T.O., Performance, requirements and testing in individual monitoring, *Radiat. Prot. Dosim.* **34** 1-4 (1990) 87-91.
- [33] JULIUS, H.W., MARSHALL, T.O., CHRISTENSEN, P.M., VAN DYK, J.W.E., Type testing of personal dosimeters for photon energy and angular response, *Radiat. Prot. Dosim.* **54** 3-4 (1994) 273-277.
- [34] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, Exposure Meters and Dosimeters: General Methods of Testing, ISO 4071, Geneva (1978).
- [35] BRITISH STANDARDS INSTITUTE, Electromagnetic Compatibility for Industrial Process Measurements and Central Equivalent: Part 1: General Introduction, Part 2: Method of Evaluating Susceptibility to Electrostatic Discharge, Part 3: Method of Evaluating Susceptibility to Radiated Electromagnetic Energy, BS6667, BSI, London (1985).
- [36] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, General Requirements for the Competence of Calibration and Testing Laboratories, ISO/IEC Guide 25, Geneva (1990).
- [37] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, The Biological Basis for Dose Limitation in the Skin, Publication No.59, Pergamon Press, Oxford and New York (1991).

Приложение I

СВОДНЫЕ ДАННЫЕ ПО РЕКОМЕНДОВАННЫМ ВЗВЕШИВАЮЩИМ КОЭФФИЦИЕНТАМ ИЗЛУЧЕНИЯ И Q-L СООТНОШЕНИЮ

I-1. Значения взвешивающих коэффициентов излучения w_R для расчета эквивалентной дозы, рекомендованные МКРЗ [I-1] и принятые в Основных нормах безопасности [I-2], приведены в таблице I-1. При расчете эквивалентной дозы для рабочих величин $H_p(d)$, $H^*(d)$ и $H'(d, \Omega)$ применяются коэффициенты каче-

ТАБЛИЦА I-1. ВЗВЕШИВАЮЩИЕ КОЭФФИЦИЕНТЫ ИЗЛУЧЕНИЯ^a [I-1, I-2]

Вид и диапазон излучения энергий ^b	Взвешивающий коэффициент излучения, w_R
Фотоны любых энергий	1
Электроны и мюоны любых энергий ^c	1
Нейтроны ^d с энергией:	
<10 кэВ	5
10 кэВ — 100 кэВ	10
>100 кэВ — 2 МэВ	20
>2 МэВ — 20 МэВ	10
>20 МэВ	5
Протоны, кроме протонов отдачи, с энергией > 2 МэВ	5
Альфа-частицы, осколки деления, тяжелые ядра	20

^a Все значения относятся к излучению, падающему на тело, а в случае внутренних источников — к излучению, испускаемому источником.

^b Выбор значений для других видов излучения обсуждается в Annex A [I-1].

^c Исключая электроны Оже, испускаемые ядрами, связанными с ДНК, для которых требуется особый микродозиметрический анализ.

^d В целях содействия обеспечению последовательности в расчетах производится сглаживание значений w_R для нейтронов в зависимости от энергии в соответствии с математическим выражением:

$$w_R = 5 + 17e^{-[\ln(2\varepsilon)]^2/6},$$

где ε — энергия в МэВ. См. Annex A [I-1].

ТАБЛИЦА I-2. УСТАНОВЛЕННЫЕ ЗНАЧЕНИЯ Q-L СООТНОШЕНИЯ [I-1, I-2]

Неограниченная линейная передача энергии в воде, L (кэВ/мкм)	$Q(L)$
<10	1
10—100	$0,32L - 2,2$
>100	$300/\sqrt{L}$

ства излучения Q , а не взвешивающие коэффициенты излучения. Соотношение между Q и линейной передачей энергии L , рекомендованное МКРЗ [I-1] и принятое в Основных нормах безопасности [I-2], приведено в таблице I-2.

ССЫЛКИ К ПРИЛОЖЕНИЮ I

- [I-1] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, 1990, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Publication No. 60, Pergamon Press, Oxford and New York (1991).
- [I-2] АГЕНТСТВО ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ ОЭСР, ВСЕМИРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, МЕЖДУНАРОДНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ТРУДА, МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, ПАНАМЕРИКАНСКАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, ПРОДОВОЛЬСТВЕННАЯ И СЕЛЬСКОХОЗЯЙСТВЕННАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ, Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения, Серия изданий по безопасности, № 115, МАГАТЭ, Вена (1997 г.).

Приложение II

ПРИБОРЫ ИНДИВИДУАЛЬНОГО МОНИТОРИНГА

ВВЕДЕНИЕ

II-1. В данном приложении представлена общая информация по методам и системам, используемым для индивидуального мониторинга. Даны ссылки на литературу, где содержится более подробная информация.

ДОЗИМЕТРЫ ФОТОННОГО И БЕТА-ИЗЛУЧЕНИЙ

Фотопленочные дозиметры

II-2. Фотопленочные дозиметры используются для определения индивидуального облучения фотонами, бета-частицами и тепловыми нейтронами. Обычно они состоят из фотопленки, помещаемой внутри подходящей кассеты, оснащенной соответствующими фильтрами. Такие сборки часто называют плоскими пленочными дозиметрами [II-1].

II-3. Эмульсия пленки состоит из кристаллов бромида серебра, находящихся в желатиновой среде. Тонкий слой этой эмульсии равномерно наносится на тонкую пластиковую основу. Воздействие ионизирующего излучения на зерна эмульсии образует скрытое изображение. При последующем проявлении ионы серебра в скрытом изображении образуют устойчивое почернение. С помощью денситометра измеряется оптическая плотность, зависящая от типа пленки, режима ее проявления, а также от вида и энергии измеряемого излучения. Зависимость оптической плотности от дозы — нелинейная. Фотографические пленки чаще всего используются для фотонного и бета-излучений, но они будут реагировать на ионизирующее воздействие любого излучения, передающего достаточно энергии для образования ионов серебра в эмульсии. Пленка часто используется для косвенных измерений тепловых нейтронов; нейтроны захватываются кадмиевым фильтром, а почернение пленки под воздействием возникающего гамма-излучения является индикатором дозы нейтронов.

II-4. Осложняющим фактором, вызывающим большую озабоченность в практической фотонной дозиметрии, является энергетическая зависимость пленки в сопоставлении с тканями тела человека. Компенсация энергетической зависимости чувствительности пленочного дозиметра достигается применением одного или нескольких фильтров из соответствующих материалов с заданной толщиной. В то время как для фотонов с энергией выше 0,1 МэВ достаточно использование одного фильтра, для фотонов с более низкими энергиями необходимо

применение системы, состоящей из нескольких фильтров (например, фильтры из меди, олова, свинца, пластика, с открытыми окнами). Вид падающего излучения и дозу можно оценить на основании чувствительности пленки после различных фильтров.

П-5. Когда планируется применить новый тип пленки или вносятся изменения в процесс ее проявления, необходимо проведение типовых испытаний. Как правило, плоские пленочные дозиметры используются в течение периода продолжительностью до одного месяца и пригодны для применения в контролируемых зонах. При более длительном периоде экспозиции следует уделить особое внимание проблеме почернения пленки. Калибровку пленочных дозиметров необходимо проводить посредством облучения идентичных пленок с заданными уровнями доз и обработки этих “стандартов” одновременно с дозиметрами.

П-6. Фотопленочные дозиметры могут использоваться как селективные дозиметры, дающие, помимо дозы, качественную информацию. Этот метод может быть очень экономичным в зависимости от принятой степени автоматизации. Пленочные дозиметры весьма чувствительны к температуре и влажности, что приводит к почернению скрытого изображения. Энергетическая зависимость чувствительности пленки может потребовать применения сложной системы фильтров. Дозиметры такого типа можно легко приспособить для измерения величин $H_p(10)$ и $H_p(0,07)$ при фотонном и бета-излучениях с энергиями (ϵ_{\max}), превышающими 0,5 МэВ.

Термолюминесцентные дозиметры

П-7. Термолюминесценцией называется явление испускания световых квантов при нагревании предварительно облученного ионизирующим излучением материала. Испускание световых квантов происходит при высвобождении электронов, которые под действием облучения перешли в возбужденное состояние и затем были захвачены в ловушки. Количество испускаемого света непосредственно соотносится с дозой облучения, полученной материалом. Случайное высвобождение захваченных электронов из ловушек до считывания показаний дозиметра называется федингом и может являться следствием высвобождения электронов в результате нагрева или облучения материала светом. В термолюминесцентной дозиметрии (ТЛД) соотношение между определяемым сигналом и измеряемым эквивалентом дозы должно устанавливаться с помощью калибровки.

П-8. При использовании вышеназванного явления в дозиметрии в процессе нагревания термолюминесцентного материала ведется регистрация испускаемого им света с помощью фотоумножителя или иного светочувствительного прибора. График зависимости количества испускаемого люминесцентного света от температуры называется “кривой термовысвечивания”. Форма кривой термовысвечи-

вания зависит от типа и количества примесей и дефектов кристаллической решетки в материале, а также от тепловой предыстории и обработки материала. Фотоэлектронный умножитель имеет высокую чувствительность, большое значение отношения сигнал–шум и широкий динамический диапазон. Площадь под кривой термовысвечивания рассматривается как мера дозы. При считывании показаний детектора происходит потеря информации у термолюминесцентного материала, и он тогда готов для регистрации нового облучения (хотя некоторые материалы должны подвергнуться отжигу перед повторным использованием).

II-9. Механизм термолюминесценции сложен, и хотя постулированы общие теоретические модели, каждый термолюминесцентный люминофор уникален, и модели, соответствующие конкретным веществам, имеют весьма разные характеристики.

II-10. По мере совершенствования твердотельных термолюминесцентных дозиметров (ТЛД) и приборов для считывания их показаний ТЛД находят все более широкое применение. В настоящее время ТЛД имеются в продаже и широко используются в текущем индивидуальном дозиметрическом контроле, мониторинге окружающей среды и клинической радиационной дозиметрии.

II-11. ТЛД находят все возрастающее применение в дозиметрическом обеспечении радиационной защиты по следующим причинам:

- a) существование почти полностью тканезквивалентных термолюминесцентных материалов;
- b) достаточно высокая чувствительность и точность как для индивидуального мониторинга, так и для мониторинга окружающей среды;
- c) наличие в продаже твердотельных детекторов малого размера, пригодных как для ручной, так и автоматической обработки;
- d) пригодность для использования в дозиметрии бета-облучения кожи и конечностей;
- e) существование материалов с очень высокой временной стабильностью при меняющихся условиях окружающей среды;
- f) легкость в обработке;
- g) возможность повторного использования;
- h) линейность зависимости чувствительности детектора от дозы и мощности дозы в широком диапазоне.

Некоторые общие характеристики наиболее распространенных термолюминесцентных материалов, используемых при дозиметрическом обеспечении радиационной защиты, приведены в таблице II-1.

II-12. Используемые в настоящее время дозиметры для индивидуального мониторинга доз бета-излучения имеют серьезный недостаток, связанный с наличием

ем энергетического порога, поскольку детектор и его покрытие имеют слишком толстые стенки. Тонкие и сверхтонкие детекторы имеются в продаже, но, по-видимому, их трудно использовать в больших масштабах для текущего мониторинга. В последние годы для измерения рабочих величин $H_p(0,07)$ и $H_p(10)$ разработаны несколько типов термолюминесцентных детекторов [II-2–II-4].

II-13. Чувствительность термолюминесцентных материалов к нейтронам зависит от состава детектора, кассеты ТЛД и, главным образом, от энергии нейтронов. Ряд люминофоров имеют высокую чувствительность к тепловым нейтронам, но малую чувствительность к быстрым нейтронам. Для повышения чувствительности ТЛД к быстрым нейтронам исследованы различные методы, в том числе использующие тело как замедлитель нейтронов до тепловых скоростей. Такой подход получил важное практическое развитие в индивидуальных альбедо-дозиметрах (см. ниже).

Фотолюминесцентные дозиметры

II-14. Фотолюминесценция основана на образовании индуцированных ионизирующим излучением люминесцентных центров в активированных серебром фосфатных стеклах. При последующем облучении стекол ультрафиолетовым излу-

ТАБЛИЦА II-1. ОБЩИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ НЕКОТОРЫХ ИМЕЮЩИХСЯ В ПРОДАЖЕ ТЕРМОЛЮМИНЕСЦЕНТНЫХ ДОЗИМЕТРОВ

Тип ТЛД	Эффективный атомный номер Z_{eff}	Основной пик (°C)	Максимум пробега излучения (нм)	Относительная чувствительность	Фединг (при 25°C)
LiF:Ti, Mg	8,3	200	400	1	5%/год ^a
LiF:Na, Mg	8,3	200	400	1	5%/год ^a
LiF:Mg,Cu,P	8,3	210	400	25	5%/год
Li ₂ B ₄ O ₇ :Mn	7,3	220	605	0,20 ^b	4%/месяц
Li ₂ B ₄ O ₇ :Cu	7,3	205	368	2 ^b	10%/2 месяца ^a
MgB ₄ O ₇ :Dy	8,4	190	490	10 ^b	4%/месяц ^a
BeO	7,1	190	200–400	0,20 ^b	8%/2 месяца
CaSO ₄ :Dy	14,5	220	480–570	30 ^b	1%/2 месяца
CaSO ₄ :Tm	14,5	220	452	30 ^b	1-2%/2 месяца
CaF ₂ :Mn	16,3	260	500	5 ^b	16%/2 недели
CaF ₂ (природный)	16,3	260	380	23	очень слабое
CaF ₂ :Dy	16,3	215	480–570	15 ^b	8%/2 месяца ^a
Al ₂ O ₃	10,2	360	699	4 ^b	5%/2 недели ^a

^a Фединг в темноте (после применения постиррадиационного отжига в течение 15 минут при 100°C) при выдержке 1 день.

^b Чувствительность к свету.

чением происходит излучение видимого света с интегральной интенсивностью, линейно зависящей от поглощенной дозы ионизирующего излучения. В отличие от термолуминесценции, результаты воздействия ионизирующего излучения — центры — не разрушаются при обычном процессе считывания показаний и являются исключительно стабильными, поэтому при комнатной температуре снижение интенсивности излучения видимого света (феддинг) на протяжении периода в несколько лет остается пренебрежимо малым, и информация о дозах может быть получена в любое время на протяжении всего длительного периода накопления дозы [II-1].

II-15. Фосфатные стекла можно производить в большом количестве с высокой воспроизводимостью и постоянной чувствительностью. Поэтому не требуется калибровки индивидуальных детекторов. Применение имеющихся в продаже импульсных ультрафиолетовых лазерных считывателей снижает величину “пред-дозы” — видимое показание прибора при необлученных стеклах — до значения около 10 мкЗв [II-5]. Это устраняет некоторые недостатки прежнего традиционного метода считывания показаний, который требовал чистки стекол и вычета “пред-дозы” для измерения значений дозы ниже 100 мкЗв.

II-16. Поскольку некоторые материалы, из которых изготовлены стекла, имеют большой атомный номер, с ними необходимо использовать фильтры для компенсации энергетической зависимости чувствительности. Изготовленные в последнее время на основе таких стекол дозиметры обеспечивают энергетическую зависимость в пределах $\pm 15\%$ для фотонов с энергией более 15 кэВ [II-6]. Дозиметрическая система полностью на базе фосфатных стекол с автоматическим считыванием показаний, использующая лазерное возбуждение с помощью ультрафиолетового излучения, может применяться для индивидуального мониторинга в крупномасштабных системах.

II-17. Дозиметры, использующие фосфатное стекло, повседневно применяются для индивидуального мониторинга и мониторинга окружающей среды для измерения величин $H_p(10)$ и $H_p(0,07)$ в диапазоне доз от уровней естественного фона до значений, представляющих интерес при аварийных ситуациях.

II-18. Преимущества фотолуминесцентных дозиметров заключаются в постоянном и длительном по времени накоплении информации по дозам, высокой точности, пренебрежимо малом феддинге и возможности, в случае необходимости, повторного считывания показаний дозиметра.

Электронные дозиметры

II-19. Электронные дозиметры, разработанные для индивидуальной дозиметрии, основаны на счетчиках Гейгера–Мюллера, обнаруживающих фотоны с энергией более 30 кэВ, и кремниевых полупроводниковых детекторах.

П-20. В последнее время в продаже появилась электронная дозиметрическая система, основанная на использовании трех кремниевых детекторов, пригодных для одно-временного измерения величин $H_p(10)$ и $H_p(0,07)$ для фотонов и бета-излучения (со средней энергией более 250 кэВ). Это устройство подходит для использования работниками в контролируемых зонах при условии, что вклад в дозу, обусловленный бета-излучением с низкой энергией, незначителен. Дозиметрические службы ряда стран сумели добиться утверждения своими регулирующими органами использования этой системы в качестве официального или разрешенного законом дозиметра [П-7].

П-21. Недавно опубликовано описание используемых для текущего контроля персональных дозиметров размером с кредитную карточку, содержащих кремниевый детектор [П-8]. Этот дозиметр измеряет эквивалент дозы и мощность эквивалента дозы фотонов, имеет управляемую сигнализацию и хранит в своей памяти интегрированную за сутки дозу на протяжении последних 12 месяцев.

П-22. Электронные приборы могут обеспечить выдачу работнику мгновенной индикации как о накопленной дозе, так и о мощности дозы. Приборы также снабжены световой и звуковой сигнализацией с возможностью ее предварительной установки, так что эти приборы можно использовать одновременно как интегрирующие и как сигнальные дозиметры.

Карманные дозиметры

П-23. Для индивидуального мониторинга все еще применяются дозиметры с кварцевой нитью, хотя их использование и снижается. Они представляют собой маленькую ионизационную камеру с нитью, а отклонение нити пропорционально полученной дозе. Считывание показаний происходит зрительно: необходимо смотреть сквозь дозиметр и отмечать отклонение нити на шкале. Эти приборы просты и дешевы. Однако они обладают низкой чувствительностью по отношению к уровням измерения, необходимым для целей текущей радиационной защиты. Кроме того, они имеют ограниченный полезный диапазон регистрации доз (приблизительно с коэффициентом 20).

П-24. Можно выбрать подходящие карманные дозиметры непосредственного считывания в зависимости от ожидаемой максимальной дозы и предполагаемых величин излучения. Основные проблемы в работе — установка нуля и утечка заряда — накладывают ограничения на минимальное значение измеряемой дозы.

НЕЙТРОННЫЕ ДОЗИМЕТРЫ

Ядерные фотоэмульсии

П-25. Ядерные фотоэмульсии можно использовать для дозиметрии быстрых нейтронов. Нейтроны взаимодействуют с ядрами водорода в эмульсии и окру-

жающих материалах, образуя в результате упругих столкновений протоны отдачи. Ионизирующие частицы, проходя через эмульсию, создают скрытое изображение, которое после обработки приводит к почернению пленки вдоль трека частиц [II-9].

II-26. Ядерные фотоэмульсии, как правило, имеют энергетический порог, равный приблизительно 0,7 МэВ, слабую энергетическую чувствительность и ограниченный диапазон измеряемых доз. Дозиметры этого типа имеют точку насыщения примерно в 50 мЗв.

II-27. Нейтроны с энергией ниже 10 эВ можно обнаруживать благодаря их взаимодействию с ядрами азота желатина, приводящему к образованию протонов отдачи. Если чувствительность к тепловым нейтронам нежелательна, дозиметр следует поместить под фильтр из такого материала (например, из кадмия), который поглощает тепловые нейтроны.

II-28. Для подсчета треков протонов отдачи в эмульсии можно использовать микроскоп с увеличением 1000×. Подсчет треков можно облегчить, если использовать микроскоп, оснащенный телевизионной камерой и монитором. Точность измеренной дозы зависит от квалификации оператора по распознаванию треков в эмульсии.

II-29. Один из недостатков ядерной фотоэмульсии состоит в высокой скорости фединга. Фединг ускоряется при высокой температуре и влажности и может достигать 75% за неделю. Эту проблему можно контролировать, если до использования пленки высушить ее в контролируемых условиях и запечатать во влагонепроницаемом пакете.

II-30. Другая серьезная проблема, связанная с эмульсией, заключается в том, что фотонное излучение может приводить к почернению пленки после облучения и проявления, создавая большие трудности в выделении треков протонов отдачи. Из-за указанных недостатков, в том числе и высокого энергетического порога нейтронов, для целей индивидуальной дозиметрии ядерные фотоэмульсии все в большей степени замещаются другими методами, такими как ТЛД альbedo-дозиметрами и/или твердотельными трековыми детекторами.

Твердотельные ядерные трековые детекторы

II-31. Сильноионизирующие частицы, такие как осколки деления, альфа-частицы и индуцированные нейтронами частицы отдачи, вызывают структурные повреждения вещества вдоль своего пути во многих материалах, таких как минералы, стекло и различные пластики [II-10]. При химическом травлении поверхности детектора с помощью соответствующих реагентов можно удалить вещество из зоны повреждения вдоль трека частицы и увеличить размеры уг-

лублиний так, что они становятся видимыми при использовании оптического микроскопа. Применение электрохимического травления многократно увеличивает размер треков, и плотность треков можно легко сосчитать одним детектором площадью 1 см^2 при использовании микроскопа с малым увеличением (например, $20\times$) или другого оптического считывателя.

П-32. Размер и форма треков после травления зависят от типа, энергии и угла падения частиц, типа материала детектора и условий травления (т. е. концентрации реактива для травления, температуры и времени травления). Эти параметры следует оптимизировать для каждого материала и конкретного применения.

П-33. При нейтронной дозиметрии обычно применяют три типа детекторов, а именно: треков осколков деления, треков отдачи и треков, обусловленных реакцией (n, α). Эти детекторы кратко рассмотрены ниже; обстоятельное обсуждение измерительных методов обнаружения треков можно найти в [П-11, П-12].

Детекторы треков осколков деления

П-34. В результате облучения нейтронами радиатор или конвертор из делящегося материала испускает осколки деления. Осколки деления обнаруживаются твердотельным детектором, например, таким как поликарбонат. Реакции деления имеют либо энергетический порог (например, $0,6 \text{ МэВ}$ для ^{237}Np , $1,3 \text{ МэВ}$ для ^{232}Th , $1,5 \text{ МэВ}$ для ^{238}U), либо чрезвычайно высокое сечение захвата для тепловых нейтронов (например, ^{235}U). В настоящее время в ряде стран ограничено или запрещено использование в дозиметрии делящихся материалов из-за их радиоактивности.

Детекторы треков отдачи

П-35. Упругое рассеяние нейтронов на ядрах детекторов из пластика может приводить к образованию заряженных частиц отдачи, таких как протоны или атомы углерода, кислорода и азота. Эти заряженные частицы отдачи образуют скрытые треки, которые можно сделать видимыми в результате травления. Для увеличения размеров треков применяется химическое или электрохимическое травление. Плотность треков, пропорциональная нейтронному облучению, может быть подсчитана с помощью микрофишного считывателя или автоматического счетчика частиц [П-11, П-12]. Различные типы пластика имеют разную чувствительность к нейтронам, обусловленную ЛПЭ протонов отдачи и коротким пробегом более тяжелых частиц. Чувствительность также зависит от энергии нейтронов. Для каждого материала детектора или сочетания материалов радиатора, поглотителя и детектора следует оптимизировать метод травления и установить экспериментально кривые зависимости чувствительности от энергии. Наиболее часто используемый материал для детекторов — поликарбонат, нитрат цел-

люлозы и CR-39. В настоящее время с разрешения регулирующих органов ряд дозиметрических служб в своей работе базируются на использовании материала CR-39

Трекковые детекторы, основанные на реакциях (n, α)

П-36. Нейтроны взаимодействуют с ${}^6\text{Li}$ или ${}^{10}\text{B}$, содержащимися во внешнем радиаторе. Альфа-частицы, образованные в результате реакций типа (n, α), имеют максимальную энергию около 2,5 МэВ (${}^6\text{Li}$) и 1,5 МэВ (${}^{10}\text{B}$) для нейтронов с энергиями не более нескольких сотен кэВ. Сечения захвата реакции — высокие для тепловых нейтронов и убывают с увеличением энергии нейтронов в обратной зависимости от скорости нейтрона. Большинство имеющихся в продаже детекторов из пластика способны обнаруживать испускаемые альфа-частицы. Эффективность обнаружения зависит от типа материала и условий травления.

ТЛД альбедо-дозиметры

П-37. Альбедо-дозиметрия основана на обнаружении нейтронов с низкими энергиями (альбедо-нейтронов), выходящими из тела человека, облученного нейтронами с различными энергиями. Поэтому любой детектор тепловых нейтронов, расположенный на поверхности тела, может служить в качестве альбедо-детектора.

П-38. Альбедо-дозиметры обычно используют термолюминесцентные детекторы, такие как ${}^6\text{LiF}$ в капсуле из пластика, обогащенного бором, которая отделяет альбедо-нейтроны от падающих тепловых нейтронов. Вследствие чувствительности ТЛД к фотонам в качестве показания дозы нейтронов принимается разница между показаниями детекторов ${}^6\text{LiF}$ и ${}^7\text{LiF}$.

П-39. Альбедо-дозиметры имеют высокую и практически постоянную чувствительность к нейтронам с энергиями в диапазоне от тепловых до 10 кэВ. Однако чувствительность дозиметров к нейтронам с энергиями более 10 кэВ быстро падает. Установлено, что в нейтронных полях рассеяния различие значений относительной энергетической чувствительности альбедо-детекторов может достигать 20 раз.

П-40. Двухкомпонентные альбедо-дозиметры, разработанные для автоматического считывания показаний в различных ТЛД системах, признаны пригодными для текущего мониторинга [П-13]. Этот тип дозиметра включает альбедо-детектор и дополнительный детектор тепловых нейтронов.

П-41. Чувствительность к нейтронам зависит от нейтронного спектра. На рабочих местах нейтронные спектры меняются в широких пределах. Однако при условии, что спектр нейтронов известен и остается постоянным, для корректи-

ровки этого можно использовать корректирующие коэффициенты, учитывающие местную специфику.

П-42. Энергетическая зависимость альbedo-детекторов может быть скомпенсирована в дозиметрах, применяемых в полях излучения быстрых нейтронов, путем добавления ядерного трекового детектора, такого как поликарбонат, для отдельного измерения быстрых нейтронов. В такой комбинации детекторов альbedo-детектор служит в качестве основного нейтронного детектора, показания которого можно считывать автоматически, используя обычный ТЛД считыватель. Тогда необходимость обработки трекового детектора возникает только в том случае, если ТЛД покажет значительное облучение.

Пузырьковые детекторы

П-43. Пузырьковые детекторы являются новым типом нейтронных дозиметров непосредственного считывания [П-14]. Детектор изготавливается путем суспендирования перегретых микрокапель в твердом эластичном полимере; пролет нейтронов через материал приводит к образованию видимых пузырьков пара, которые захватываются в местах образования [П-14]. Число пузырьков является мерой дозы нейтронного излучения. Этот детектор — абсолютно пассивный прибор, который может храниться до возникновения в нем потребности. Он не требует никакой электронной аппаратуры для измерений или считывания. Однако для считывания можно использовать автоматический считыватель, управляемый компьютером, если обычно используется большое число детекторов.

П-44. Детектор чрезвычайно чувствителен к нейтронам, обнаруживая дозы в “мЗв-ом” диапазоне, и абсолютно нечувствителен к гамма-излучению. Можно изготовить детекторы с разными энергетическими порогами регистрации нейтронов, от 100 кэВ до нескольких МэВ, так что набор пузырьковых детекторов с разными порогами можно использовать в качестве грубого спектрометра нейтронов. Однако у этих детекторов есть недостатки, обусловленные существенной зависимостью характеристик детектора от температуры окружающей среды, а также ограниченностью энергетического и дозового диапазонов. В связи с этим для охвата требуемого дозового диапазона может возникнуть необходимость использовать ряд дозиметров с различной чувствительностью.

Персональные сигнальные нейтронные дозиметры

П-45. Персональные сигнальные нейтронные дозиметры могут выдать информацию пользователю о нейтронном эквиваленте дозы. Эти детекторы основаны на использовании разных методов, среди них:

- a) счетчик для измерения протонов отдачи;
- b) ^3He -детектор в маленьком полиэтиленовом замедлителе с защитой от тепловых нейтронов;

- c) счетчик, работающий на принципе Росси, с микропроцессором для преобразования числа отсчетов либо в поглощенную дозу, либо в эквивалент дозы [II-5];
- d) кремниевый поверхностно-барьерный детектор для обнаружения ионов отдачи, испускаемых полиэтиленовым и ^{10}B - радиаторами [II-6].

ССЫЛКИ К ПРИЛОЖЕНИЮ II

- [II-1] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Personnel Dosimetry Systems for External Radiation Exposures, Technical Reports Series No. 109, IAEA, Vienna (1970).
- [II-2] HARVEY, J.R., BATES, J.R., MACKFARLINE, B., "An assessment of a commercial individual dosimeter suitable for low penetrating radiation", paper presented at Symp. on Personnel Radiation Dosimetry, Knoxville, 1984.
- [II-3] PROKI, M.S., Beta dosimetry with newly developed graphite mixed TL detectors, *Phys. Med. Biol.* **30** 4 (1985) 323-329.
- [II-4] CHRISTENSEN, P., Review of personnel monitoring technique for the measurement of absorbed dose from external beta and low energy photon radiation, *Radiat. Prot. Dosim.* **14** (1986) 127-135.
- [II-5] PIESCH, E., BURGKHARDT, B., "Albedo neutron dosimetry", *Neutron Dosimetry in Radiation Protection* (ING, H., PIESCH, I., Eds), Nuclear Technology Publishing, Ashford (1985) 175-188.
- [II-6] BURGKHARDT, B., ROBER, H.G., PIESCH, E., Phosphate glass energy compensation filters for the measurement of operational dose quantities, *Radiat. Prot. Dosim.* **6** (1983) 287-289.
- [II-7] MARSHALL, T.O., POOK, E.A., BARTLETT, D.T., HALLAM, J., "An approved personal dosimetry service based on an electronic dosimeter", paper presented at International Radiation Protection Association Conf. Montreal, 17-22 May 1992.
- [II-8] LACOSTE, F., LUCAS, M., Le système Dosicard, *Radioprotection* **28** 1 (1993) 77-81.
- [II-9] HÖFERT, M., PIESCH, E., Neutron dosimetry with nuclear emulsions, *Radiat. Prot. Dosim.* **10** 1-4 (1985).
- [II-10] GRIFFITH, R.V., TOMMASINO, L., "Etch track detectors", *Radiation Dosimetry: The Dosimetry of Ionizing Radiation, Vol. III* (KASE, K.R., BJARNGARD, B.E., ATTIX, F.H., Eds), Academic Press, New York (1990) Ch. 4.
- [II-11] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Neutron Monitoring for Radiological Protection, Technical Reports Series No. 252, IAEA, Vienna (1985).
- [II-12] HARRISON, K.G., TOMMASINO, L., Damage track detectors for neutron dosimetry: II. Characteristics of different detection systems, *Radiat. Prot. Dosim.* **10** 1-4 (1985).
- [II-13] PIESCH E., BURGKHARDT, B., "LiF albedo dosimeters for personnel monitoring in a fast neutron radiation field", *Neutron Monitoring for Radiation Protection Purposes*, (Proc. Symp. Vienna, 1972), Vol. 2, IAEA, Vienna (1973) 31-35.
- [II-14] ING, H., The status of the bubble damage polymer detector, *Nucl. Tracks Radiat. Meas.* **12** (1986) 49-54.
- [II-15] BORDY, J.M., BARTHE, J., BOUTRUCHE, B., SEGUR, P., A new proportional counter for individual neutron dosimetry, *Radiat. Prot. Dosim.* **54** 3-4 (1994) 369-372.
- [II-16] BARTHE, J., et al., New devices for individual neutron dosimetry, *Radiat. Prot. Dosim.* **54** 3-4 (1994) 365-368.

Приложение III

ПРИБОРЫ ДЛЯ МОНИТОРИНГА РАБОЧЕГО МЕСТА

ВВЕДЕНИЕ

III-1. Приборы контроля рабочего места предназначены главным образом для получения информации о мощности дозы в пределах рабочей зоны при принятии решений об ее использовании. Необходимо знать мощности эквивалента дозы в различных рабочих зонах для оценки и контроля профессионального облучения. Это действительно важно при нахождении работников в конкретной зоне или перед их входом в нее. Мощность дозы обычно контролируется, хотя в этом нет необходимости в тех случаях, когда мощности дозы не меняются существенно со временем.

III-2. Стационарные приборы контроля зоны часто снабжены выносными дисплеями и звуковой сигнализацией. Не считая некоторых конструктивных различий, их детекторы и методы работы те же, что используются в портативных измерительных приборах радиационного контроля. С практической точки зрения приборы мониторинга рабочих зон можно разделить на следующие категории:

- a) приборы для измерения фотонов;
- b) приборы для измерения бета-частиц и фотонов с низкими энергиями;
- c) приборы для измерения нейтронов;
- d) пассивные регистраторы уровня гамма-излучения;
- e) пассивные измерители нейтронов;
- f) спектрометрические системы.

Всестороннее рассмотрение методов мониторинга можно найти в [III-1, III-2].

ПРИБОРЫ ДЛЯ ИЗМЕРЕНИЯ ФОТОНОВ (ГАММА- И РЕНТГЕНОВСКОЕ ИЗЛУЧЕНИЯ)

Ионизационные (ионные) камеры

III-3. Переносные и некоторые стационарные измерительные приборы используют камеры со стенками из материала с малым атомным номером. Эти камеры заполнены воздухом, находящимся в равновесии с атмосферой. В прошлом такие приборы разрабатывались для измерения облучения, но в настоящее время большая часть конструкций предназначена для измерений эквивалента амбиентной дозы $H^*(10)$, а часто — и эквивалента направленной дозы $H'(0,07)$.

III-4. Эти приборы главным образом основываются на измерении величины облучения. Конструкция приборов была модифицирована путем добавления

алюминия внутрь камеры для повышения чувствительности при энергиях ниже 150 кэВ и нанесения алюминия на задвижку или корпус камеры для соответственного уменьшения чувствительности при энергиях менее приблизительно 40 кэВ [III-3].

III-5. В ручных переносных приборах, применяемых при нормальных уровнях доз профессионального облучения (т. е. несколько мкЗв/ч), объем камеры обычно находится в пределах 300–700 см³. В стационарных приборах, применяемых там, где не предполагается наличие требующих контроля бета-частиц и низкоэнергетических фотонов, часто используют камеры большого объема (порядка 5 литров) со стальными стенками, наполненные аргоном под высоким давлением. Эти камеры имеют широкий рабочий динамический диапазон от 0,1 мкЗв/ч до 1 Зв/ч.

Счетчики Гейгера–Мюллера (ГМ)

III-6. Счетчики ГМ широко применяются для измерений в полях рентгеновских и гамма-излучений. Они вырабатывают большие импульсы, которые можно легко сосчитать и обработать. Однако их динамический диапазон ограничен из-за потерь на мертвое время при высоких скоростях счета. Следует также убедиться, что при скоростях счета, превышающих диапазон счетчика, не происходит сброс показаний мощности дозы до нулевой отметки; эта проверка относится к числу основных при проведении типовых испытаний.

III-7. Эффективность регистрации фотонов счетчиками ГМ возрастает от энергии фотонов практически линейно в диапазоне 0,4–1,8 МэВ. Это означает, что чувствительность к эквиваленту амбиентной дозы в этом интервале энергий практически постоянна. Можно разработать эффективные фильтры, которые позволят получить хорошие энергетические и угловые характеристики для измерения величин $H^*(10)$ в диапазоне энергий свыше 50 кэВ — с помощью детекторов со стальными стенками и в диапазоне энергий свыше 15 кэВ — с помощью детекторов с окном.

III-8. Следует отметить, что использование счетчиков ГМ в импульсных полях ионизирующего излучения может приводить к существенной недооценке измеряемой радиационной величины. По этой причине необходима особая осторожность в тех случаях, когда счетчики ГМ или, вообще, любые детекторы, считывающие импульсы, используются в таких ситуациях.

Сцинтилляционные приборы

III-9. Поскольку органические сцинтилляторы по своему эффективному атомному номеру достаточно близки к воздуху, при их использовании для измерения мощности дозы или мощности кермы в воздухе требуются минимальные кор-

рекции энергетической зависимости чувствительности, за исключением диапазона энергий ниже 0,1 МэВ. В антрацене, например, чувствительность на единицу кермы падает в первую очередь потому, что облучаются только внешние слои кристалла. Включение в переднюю грань кристалла малых количеств материала с большим атомным номером может частично компенсировать это падение. Имеющиеся в продаже радиометры позволяют измерять фотоны с энергиями выше 20 кэВ.

III-10. Сцинтилляционные приборы [III-4] можно использовать для измерений всех типов полей рентгеновского и гамма-излучений. В относительно слабых полях излучения, несмотря на то, что электронные компоненты приборов по габаритам близки к размерам ионных камер, их чувствительный объем может быть намного меньше. Хотя кристалл объемом 1 см³ часто является достаточным для обычных условий, более высокая чувствительность кристаллов большего объема позволяет использовать их для измерений мощностей доз естественного фона.

III-11. Широко распространенные в гамма-спектроскопии кристаллы NaI(Tl) делают детекторы очень чувствительными. Однако их чувствительность в большой степени зависит от энергии. По этой причине простые приборы не могут использоваться для выполнения точных измерений дозиметрических величин. Однако можно использовать приборы, в которых применяются спектрометрические методы, — эти приборы очень чувствительны.

Пропорциональные счетчики

III-12. Чувствительность пропорциональных счетчиков выше, чем у ионных камер, из-за газового усиления. Пропорциональные счетчики могут использоваться либо как импульсные детекторы, либо как детекторы непрерывной регистрации, позволяющие измерять мощность дозы излучения фотонов в диапазоне от 1 мЗв/ч до 10 Зв/ч. Основными достоинствами имеющихся в продаже пропорциональных счетчиков являются их высокая чувствительность, широкий диапазон измерения мощностей доз и низкая энергетическая зависимость. Однако они требуют подачи стабильного высоковольтного напряжения и стоят намного дороже, чем приборы с ионными камерами или счетчиками ГМ.

Полупроводники

III-13. Мощность дозы можно измерять с помощью кремниевых полупроводниковых детекторов, используемых как импульсные генераторы (при более низких мощностях доз) или как генераторы фототока (при высоких мощностях доз). У кремния более высокий атомный номер, чем у ткани, следовательно, как для импульсного, так и для токового режимов необходимо с помощью фильтров обеспечить энергетическую компенсацию, соответствующую измеряемой ве-

личине. Эти фильтры неизбежно накладывают ограничения на значение нижнего энергетического порога.

ПРИБОРЫ ДЛЯ ИЗМЕРЕНИЯ БЕТА-ИЗЛУЧЕНИЯ И НИЗКОЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ФОТОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Ионизационные камеры

III-14. Важно иметь возможность измерять мощности эквивалента дозы бета-излучения (или низкоэнергетического рентгеновского излучения) и фотонного излучения. Измерения можно выполнять с помощью одного детектора. В таком случае детектор (ионная камера) снабжен окном, которое может быть открытым или закрытым. При закрытом окне можно измерить только сильнопроникающую компоненту (т. е. фотоны с энергиями выше примерно 20 кэВ). При открытом окне измеряются обе компоненты, а слабопроникающая компонента (бета-частицы и фотоны с низкими энергиями) эквивалента дозы оценивается посредством вычитания.

III-15. Большинство измерений бета-излучения (и фотонов с низкими энергиями) выполняется с помощью маленьких портативных ионных камер, которые также можно использовать для измерений рентгеновского и гамма-излучений. В одну стенку камеры вделан тонкий проводящий лист из пластика. При измерении фотонного излучения его закрывают экраном из материала толщиной, эквивалентной 1 см ткани органа. При измерении бета-излучения этот толстый экран удаляют [III-5]. У бета-радиометров другого типа вся стенка тонкая. Такая камера может не подходить для измерения эквивалента направленной дозы.

III-16. Стенки ионной камеры, используемой для измерений бета-излучения, следует изготавливать из материала, сходного по своему элементному составу с материалом ткани тела человека. Однако точный элементный состав стенок ионных камер не так важен для электронов, как для рентгеновского и гамма-излучений. В отношении электронов функция стенок заключается просто в моделировании поглощения и обратного рассеяния от тела человека. Предыдущие замечания о размерах, чувствительности, времени отклика и методах считывания показаний ионных камер для измерений гамма-излучения также применимы для измерений бета-излучения [III-5].

Счетчики Гейгера–Мюллера (ГМ)

III-17. Радиометры с счетчиками ГМ с тонкими стенками или тонким окном, применяемые для измерения фотонного излучения, иногда используют для детектирования бета-излучения. Если счетчик снабжен защитной крышкой, достаточно толстой для поглощения бета-излучения, то разность между показаниями прибора с закрытой и открытой крышкой можно использовать для того,

чтобы различать бета- и гамма-излучения. Детекторы ГМ с тонким окном в особенности имеют приемлемую энергетическую зависимость для мониторинга мощности дозы бета-излучения на рабочем месте и обладают дополнительным преимуществом, особенно при измерении минимальной практической мощности дозы, в виде их малого размера.

Сцинтилляторы

III-18. Можно изготовить хороший прибор, измеряющий мощность дозы бета-излучения, для определения величины $H'(0,07)$ путем использования тонкого (3–4 мг/см²) сцинтиллятора со светонепроницаемым пластиковым окном такой же толщины. Его можно использовать в режиме импульсного счета при низких значениях мощности дозы, когда он ведет себя подобно счетчику ГМ, или в токовом режиме при высоких значениях мощности дозы. Такой прибор применяется не для текущего контроля, а в специальных целях.

Полупроводниковые детекторы

III-19. Полупроводниковые детекторы, действующие в режиме среднего тока, можно применять для измерения больших значений мощности дозы. Наличие тонкого детектирующего слоя позволяет использовать их для бета-дозиметрии. При измерениях бета- и низкоэнергетических фотонных излучений кремниевые полупроводники с тонким чувствительным слоем пригодны для оценки величины $H'(0,07)$, но их чувствительность к гамма-излучению выше, чем чувствительность к бета-излучению из-за слишком большого эффективного атомного номера детектора. Такие детекторы обычно не используются для текущей радиационной защиты.

ПРИБОРЫ ДЛЯ ИЗМЕРЕНИЯ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Приборы, использующие замедлитель

III-20. Измерительные приборы, использующие замедлитель, — наиболее распространенные приборы для измерения полей нейтронного излучения [III-6, III-7]. Они состоят из водородсодержащего замедлителя, который замедляет нейтроны и регистрирует ставшие тепловыми нейтроны с помощью таких детекторов, как пропорциональные счетчики, наполненные BF_3 или газом ^3He , или сцинтилляторы ^6LiI . Регистрация нейтронов происходит благодаря реакциям $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$, $^3\text{He}(n,p)^3\text{H}$ или $^6\text{Li}(n,\alpha)^3\text{He}$, которые имеют такие высокие значения Q , что достигается хорошая дискриминация гамма-излучения. Подбирая соответствующую толщину экрана замедлителя или изменяя толщину стенок, состав газовой смеси и давление, можно регулировать чувствительность детектора к нейтронам и получать на выходе сигнал, который приблизительно пропорционален эквива-

ленту дозы или дозе. Можно осуществить грубую нейтронную спектрометрию на основе математического анализа чувствительности набора сфер из замедлителя с разным диаметром [III-8]. Проведены расчеты чувствительности ряда приборов, использующих замедлитель нейтронов, к рабочим полям нейтронного излучения [III-9].

III-21. Замедляя нейтроны до тепловых скоростей с помощью водородсодержащего замедлителя, Andersson и Braun [III-10] разработали прибор, который имеет чувствительность эквивалента дозы, практически не зависящую от энергии нейтронов в диапазоне до 10 МэВ. В приборе используется пропорциональный счетчик BF_3 , окруженный перфорированным кадмиевым экраном в цилиндрическом замедлителе. Этот прибор имеет недостаток, обусловленный анизотропией чувствительности (коэффициент два или больше). Эта анизотропия в основном преодолевается посредством использования сферического замедлителя из полиэтилена диаметром 20–30 см, но ценой ухудшения энергетической чувствительности. Такие детекторы, как сцинтилляторы ${}^6\text{LiI}$ и пропорциональные счетчики ${}^3\text{He}$ используются в качестве альтернативы пропорциональным счетчикам. Основная характерная особенность всех этих приборов — излишняя чувствительность к нейтронам промежуточных энергий.

III-22. Другой прибор [III-11] использует две замедляющие сферы (диаметром 107 и 64 мм) в одном корпусе, что позволяет получить прибор весом 3 кг, охватывающий измерения эквивалента дозы в диапазоне 20–200 мЗв/ч с энергетической зависимостью чувствительности $\pm 30\%$ во всем диапазоне энергий от тепловых до 10 МэВ. Чувствительность большей сферы корректируется путем использования отношения скоростей счета в двух сферах, которое варьируется в пределах от 0,15 до 0,8 для наблюдаемых нейтронных спектров. Поправка — которая может принимать значения от 1 до 30 в пределах всего диапазона — автоматически производится в приборе.

Ионизационные камеры

III-23. Впервые ионизационные камеры были разработаны для измерения облучения, обусловленного рентгеновским и гамма-излучениями. Однако при введении водорода в стенки и газовый наполнитель эти приборы становятся более чувствительными к нейтронам. В то же время они также чувствительны к фотонам, поэтому необходимо использовать вторую камеру, которая относительно нечувствительна к нейтронам (например, с графитовыми стенками и газовой смесью с CO_2 или с алюминиевыми стенками и аргоном в качестве газового наполнителя) для учета гамма-излучения, которое всегда сопровождает нейтронное излучение. Тканеэквивалентные ионизационные камеры измеряют поглощенную дозу нейтронов, а не эквивалент дозы. Поскольку их чувствительность к гамма-излучению на единицу дозы такая же, как и к нейтронному излучению, представляется невозможным провести эффективное различие между двумя видами излучения,

поэтому ионизационные камеры оказываются не особенно полезными для измерений нейтронного излучения, за исключением тех случаев, когда импульсные поля могут стать проблемой. Малые тканеэквивалентные ионные камеры могут использоваться в индивидуальных сигнальных дозиметрах.

Другие приборы измерения нейтронного излучения

III-24. Для специального применения, но, как правило, не повседневного использования в практике радиационной защиты, могут применяться некоторые другие методы регистрации нейтронов.

Пропорциональные счетчики протонов отдачи

III-25. Пропорциональные счетчики протонов отдачи обычно изнутри покрыты полиэтиленом и заполнены либо этиленом (C_2H_4) либо циклопропаном (C_3H_6) под давлением порядка 100 кПа. Толщина стенок выбирается на основании расчетов соотношения энергии и диапазона таким образом, чтобы система удовлетворяла требованиям принципа Брэгга–Грэя. Спектры протонов отдачи могут анализироваться с помощью математических методов, для того чтобы сделать заключение о спектре падающих нейтронов. Затем эту информацию о спектре нейтронов можно использовать для определения эквивалента амбиентной дозы. Практический диапазон энергий для этих систем составляет 10 кэВ–1,5 МэВ.

Пропорциональные счетчики Росси

III-26. Тканеэквивалентные пропорциональные счетчики можно применять для измерения значений ЛПЭ (L) скрытой энергии дополнительно к измерению дозы. Затем значения ЛПЭ совместно со значениями Q–L соотношения, установленными МКРЗ (см. таблицу I-2), можно использовать для определения среднего значения коэффициента качества Q , который может быть затем введен в электронную схему прибора. Таким образом, доза может быть преобразована в эквивалент дозы. Эти приборы можно также использовать для измерений в смешанных полях ионизирующего излучения.

Сцинтилляторы

III-27. Органические сцинтилляционные детекторы предлагают потенциально простой метод дозиметрии и спектрометрии нейтронов, поскольку их можно изготовить из тканеэквивалентных материалов и они малы по размерам. Однако у них есть два серьезных недостатка. Во-первых, низкая сцинтилляционная эффективность образования квантов света — обычно требуется 1–2 кэВ для образования фотоэлектрона на первой стадии фотоумножителя. Во-вторых, сцинтилляционные детекторы очень чувствительны к гамма-излучению; для образования фотоэлектрона от протона отдачи требуется втрое больше энергии, чем

от гамма-кванта, а для альфа-частицы — даже в десять раз больше. Однако можно использовать дискриминацию по форме импульса для того, чтобы отделить события, обусловленные заряженными частицами, от событий, обусловленных электронами. Существует также нелинейное соотношение между энергией протона отдачи и величиной светового импульса, но это может быть учтено в нейтронном спектрометре на этапе математического анализа. Названные недостатки ограничивают энергетический диапазон детектора интервалом 0,2–20 МэВ.

Полупроводниковые детекторы

III-28. Полупроводниковые детекторы, основу которых обычно составляют кремний или германий, не используются непосредственно для измерений нейтронов. Однако их можно применять в нейтронных спектрометрах для измерений вторичных частиц, таких как протоны, тритоны и альфа-частицы, образующихся в активационных фольгах из бористого лития, бора, ${}^6\text{LiF}$, полиэтилена и поликарбоната. Эти детекторы малы по размерам и чувствительны — например, выход ионизации в десять раз больше, чем в ионизационных камерах, — а их плотность примерно в 1000 раз выше, чем плотность газа в камере.

Пассивный мониторинг нейтронов в рабочих зонах

III-29. При измерениях нейтронных полей, где отмечаются чрезвычайно высокие значения мощности дозы гамма-излучения или когда поле возникает в интенсивном импульсном режиме (например, рядом с ускорителем), для измерений полей нейтронных излучений не подходят активные детекторы из-за электронного насыщения. В этих случаях часто применяют пассивные приборы, такие как трековые детекторы, активационные фольги или ТЛД. Обычно эти детекторы используются как детекторы тепловых нейтронов, помещенные в центр замедлителей. Трековые детекторы и активационные фольги (например, золото или индий) обеспечивают отличную дискриминацию гамма-излучения наряду с высокой чувствительностью к нейтронам.

III-30. Очень привлекательный способ состоит в использовании поликарбонатных фольг в контакте с бором таким образом, что реакция типа (n, α) приводит к образованию треков, которые можно проявить с помощью электрохимического травления. Предел чувствительности составляет около 1 мЗв, поэтому эта методика может применяться к измерению фоновых излучений.

ССЫЛКИ К ПРИЛОЖЕНИЮ III

[III-1] NATIONAL COUNCIL ON RADIATION PROTECTION AND MEASUREMENTS, Instrumentation and Monitoring Methods for Radiation Protection, Report No. 57, NCRP, Washington, DC (1978).

- [III-2] KIEFER, H., MAUSHART, R., MEJDAHL, V., "Radiation protection dosimetry", Radiation Dosimetry, Vol. 3: Sources, Fields, Measurements and Applications, 2nd Ed. (ATTIX, F.H., TOCHILIN E., Eds), Academic Press, New York (1969) Ch. 28.
- [III-3] BURGESS, P.H., Modifications to the Eberline RO2 ionisation chamber survey instrument for the quantities ambient and direction dose equivalent, Radiat. Prot. Dosim. **15** 4 (1986) 237–243.
- [III-4] RAMM, W.J., "Scintillation detectors", Radiation Dosimetry, Vol. 2: Instrumentation, 2nd edn, (ATTIX, F.H., ROESCH, W.C., Eds), Academic Press, New York (1966), Ch. 11.
- [III-5] BURGESS, P.H., MARSHALL, T.O., PIESCH, E.K.A., The Design of ionisation chamber instruments for the monitoring of weakly penetrating radiation, Radiat. Prot. Dosim. **39** 3 (1991) 157-160.
- [III-6] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Neutron Monitoring for Radiological Protection, Technical Reports Series No. 252, IAEA, Vienna (1985).
- [III-7] COSACK, M., LESIECKI, H., Dose equivalent survey meters, Radiat. Prot. Dosim. **10** (1985) 111-119.
- [III-8] BRAMBLETT, R.L., EWING, R.K., BONNER, T.W., A new type of neutron spectrometer, Nucl. Instrum. Methods **9** (1960) 1.
- [III-9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes, Technical Reports Series No. 318, IAEA, Vienna (1990).
- [III-10] ANDERSSON, I.O., BRAUN, J., "A neutron rem counter with uniform sensitivity from 0.025 eV and 10 MeV", Neutron Dosimetry, (Proc. Symp. Harwell, 1962), Vol. 2, IAEA, Vienna (1963).
- [III-11] MOURGUES, M., CAROSSO, J.C., PORTAL, G., "A light REM-counter of advanced technology", Neutron Dosimetry (Proc. Symp. Munich, 1984), Rep. EUR 9762, Vol 2, European Commission, Luxembourg.

Приложение IV

ЭТАЛОННЫЕ УСЛОВИЯ И СТАНДАРТНЫЕ УСЛОВИЯ ИСПЫТАНИЙ

IV-1. Международная электротехническая комиссия (МЭК) установила эталонные условия и стандартные условия испытаний для проведения типовых испытаний дозиметрических систем [IV-1]. В обобщенном виде они представлены в таблице IV-1.

ТАБЛИЦА IV-1. РАДИАЦИОННЫЕ ПАРАМЕТРЫ

Факторы воздействия	Эталонные условия	Стандартные условия испытаний (если не указано иное)
Фотонное излучение	$^{137}\text{Cs}^a$	$^{137}\text{Cs}^a$
Нейтронное излучение	$^{241}\text{Am}/\text{Be}^a$	$^{241}\text{Am}/\text{Be}^a$
Бета-излучение	$^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}^a$	$^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}^a$
Фантом (только в случае индивидуальной дозиметрии)	Прямоугольный фантом из ткани МКРЕ размером 30 см × 30 см × 15 см (для дозиметров, контролирующих облучения всего тела)	Прямоугольный фантом ИСО с водяным наполнением
	Прямой круглый цилиндр из ткани МКРЕ диаметром 73 мм и длиной 300 мм (для дозиметров, располагаемых на запястье или лодыжках)	Цилиндрический фантом ИСО с водяным наполнением
	Прямой круглый цилиндр из ткани МКРЕ диаметром 19 мм и длиной 300 мм (для дозиметров, располагаемых на пальцах)	Стержневидный фантом ИСО, наполненный ПММА
Угол падения излучения	Калибровочное направление, заданное изготовителем	Заданное направление $\pm 5^\circ$
Ориентация сборки	Устанавливается изготовителем	Установленная ориентация $\pm 5^\circ$
Средства управления сборкой	Устанавливаются для нормальной работы	Устанавливаются для нормальной работы
Загрязнение радиоактивными элементами	Пренебрежимо малое	Пренебрежимо малое
Радиационный фон	Мощность эквивалента амбиентной дозы $H^*(10)$ 0,1 мкЗв/ч или менее, если практически достижимо	Мощность эквивалента амбиентной дозы $H^*(10)$ менее 0,25 мкЗв/ч

ТАБЛИЦА IV-1 (окончание)

Факторы воздействия	Эталонные условия	Стандартные условия испытаний (если не указано иное)
Температура окружающей среды	20°C	18—22°C ^{b,c}
Относительная влажность	65%	50—75% ^{b,c}
Атмосферное давление	101,3 кПа	86—106 кПа ^{b,c}
Время стабилизации	15 мин.	>15 мин.
Напряжение сети питания	Номинальное сетевое напряжение	Номинальное сетевое напряжение $\pm 3\%$
Частота ^d	Номинальная частота	Номинальная частота $\pm 1\%$
Подача переменного тока	Синусоидальный	Синусоидальный с гармоническим искажением полной волновой формы менее 5% ^d
Внешнее электромагнитное поле	Пренебрежимо малое	Меньше самого низкого значения, которое причиняет помехи
Внешняя магнитная индукция	Пренебрежимо малая	Меньше удвоенного значения индукции магнитного поля Земли
Средства управления сборкой	Устанавливаются для нормальной работы	Устанавливаются для нормальной работы

^a Можно использовать другой радиоактивный источник, если это более целесообразно.

^b Должны быть зарегистрированы реальные значения этих параметров на время проведения испытания.

^c Значения в таблице приведены для выполнения калибровок в умеренных климатических условиях. В иных климатических условиях должны быть зарегистрированы реальные значения этих параметров на время проведения калибровки. Аналогичным образом можно допустить снижение нижнего предела давления до 70 кПа, если приборы предназначены для использования на значительных высотах над уровнем моря.

^d Только для сборок, питание к которым подается от основной электросети.

ССЫЛКА К ПРИЛОЖЕНИЮ IV

[IV-1] INTERNATIONAL ELECTROTECHNICAL COMMISSION, Draft Standard: Direct Reading Personal Dose Equivalent and/or Dose Equivalent Rate for X, Gamma and High Energy Beta Radiation, Rep. IEC/SC 45B (CO)94, IEC, Geneva (1989).

Приложение V

ДАННЫЕ, ОТНОСЯЩИЕСЯ К ТИПОВЫМ ИСПЫТАНИЯМ ПЕРСОНАЛЬНЫХ ДОЗИМЕТРОВ И ПРИБОРОВ КОНТРОЛЯ РАБОЧИХ ЗОН, ВЫРАЖЕННЫЕ В ТЕРМИНАХ РАБОЧИХ ВЕЛИЧИН

V-1. При проведении типовых испытаний дозиметрических систем требуется набор справочных данных для связи рабочих дозиметрических величин с физическими величинами, такими как керма и флюенс частиц, для внесения поправок в результаты измерения рабочих величин, учитывающих угол падения излучения, и для установления характеристик эталонных излучений, рекомендованных ИСО [V-1 — V-3]. Выборка данных, на которые имеются ссылки в основном тексте, воспроизведена в таблицах V-1 — V-8 и на рис. V-1 и V-2 данного приложения для удобства ссылок.

ТАБЛИЦА V-1. КОЭФФИЦИЕНТЫ ПЕРЕСЧЕТА КЕРМЫ В ВОЗДУХЕ В ВЕЛИЧИНУ $H_p(10,0^\circ)$ В ПРЯМОУГОЛЬНОМ ФАНТОМЕ МКРЕ И МНОЖИТЕЛИ, ЗАВИСЯЩИЕ ОТ УГЛА ПАДЕНИЯ ИЗЛУЧЕНИЯ (ФОТОНЫ) [V-4]

Энергия фотонов (МэВ)	$H_p(10,0^\circ)/K_a$ (Зв/Гр)	Отношение $H_p(10,\alpha)/H_p(10,0^\circ)$ для углов α					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
0,010	0,009	1,000	0,889	0,556	0,222	0,000	0,000
0,0125	0,098	1,000	0,929	0,704	0,388	0,102	0,000
0,015	0,264	1,000	0,966	0,822	0,576	0,261	0,030
0,0175	0,445	1,000	0,971	0,879	0,701	0,416	0,092
0,020	0,611	1,000	0,982	0,913	0,763	0,520	0,167
0,025	0,883	1,000	0,980	0,937	0,832	0,650	0,319
0,030	1,112	1,000	0,984	0,950	0,868	0,716	0,411
0,040	1,490	1,000	0,986	0,959	0,894	0,760	0,494
0,050	1,766	1,000	0,988	0,963	0,891	0,779	0,526
0,060	1,892	1,000	0,988	0,969	0,911	0,793	0,561
0,080	1,903	1,000	0,997	0,970	0,919	0,809	0,594
0,100	1,811	1,000	0,992	0,972	0,927	0,834	0,612
0,125	1,696	1,000	0,998	0,980	0,938	0,857	0,647
0,150	1,607	1,000	0,997	0,984	0,947	0,871	0,677
0,200	1,492	1,000	0,997	0,991	0,959	0,900	0,724
0,300	1,369	1,000	1,000	0,996	0,984	0,931	0,771
0,400	1,300	1,000	1,004	1,001	0,993	0,955	0,814

ТАБЛИЦА V-1 (окончание)

Энергия фотонов (МэВ)	$H_p(10,0^\circ)/K_a$ (Зв/Гр)	Отношение $H_p(10,\alpha)/H_p(10,0^\circ)$ для углов α					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
0,500	1,256	1,000	1,005	1,002	1,001	0,968	0,846
0,600	1,226	1,000	1,005	1,004	1,003	0,975	0,868
0,800	1,190	1,000	1,001	1,003	1,007	0,987	0,892
1,0	1,167	1,000	1,000	0,996	1,009	0,990	0,910
1,5	1,139	1,000	1,002	1,003	1,006	0,997	0,934
3,0	1,117	1,000	1,005	1,010	0,998	0,998	0,958
6,0	1,109	1,000	1,003	1,003	0,992	0,997	0,995
10,0	1,111	1,000	0,998	0,995	0,989	0,992	0,966

ТАБЛИЦА V-2. КОЭФФИЦИЕНТЫ ПЕРЕСЧЕТА КЕРМЫ В ВОЗДУХЕ В ВЕЛИЧИНУ $H_p(0,07,0^\circ)$ В ПРЯМОУГОЛЬНОМ ФАНТОМЕ МКРЕ И МНОЖИТЕЛИ, ЗАВИСЯЩИЕ ОТ УГЛА ПАДЕНИЯ ИЗЛУЧЕНИЯ (ФОТОНЫ) [V-4]

Энергия фотонов (МэВ)	$H_p(0,07,0^\circ)/K_a$ (Зв/Гр)	Отношение $H_p(0,07,\alpha)/H_p(0,07,0^\circ)$ для углов α					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
0,005	0,750	1,000	0,991	0,956	0,895	0,769	0,457
0,010	0,947	1,000	0,996	0,994	0,987	0,964	0,904
0,015	0,981	1,000	1,000	1,001	0,994	0,992	0,954
0,020	1,045	1,000	0,996	0,996	0,987	0,982	0,948
0,030	1,230	1,000	0,990	0,989	0,972	0,946	0,897
0,040	1,444	1,000	0,994	0,990	0,965	0,923	0,857
0,050	1,632	1,000	0,994	0,979	0,954	0,907	0,828
0,060	1,716	1,000	0,995	0,984	0,961	0,913	0,837
0,080	1,732	1,000	0,994	0,991	0,966	0,927	0,855
0,100	1,669	1,000	0,993	0,990	0,973	0,946	0,887
0,150	1,518	1,000	1,001	1,005	0,995	0,977	0,950
0,200	1,432	1,000	1,001	1,001	1,003	0,997	0,981
0,300	1,336	1,000	1,002	1,007	1,010	1,019	1,013
0,400	1,280	1,000	1,002	1,009	1,016	1,032	1,035
0,500	1,244	1,000	1,002	1,008	1,020	1,040	1,054
0,600	1,220	1,000	1,003	1,009	1,019	1,043	1,057
0,800	1,189	1,000	1,001	1,008	1,019	1,043	1,062
1,000	1,173	1,000	1,002	1,005	1,016	1,038	1,060

ТАБЛИЦА V-3. СПЕЦИФИКАЦИЯ ДЛЯ ЭТАЛОННЫХ ФОТОННЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ ИСО, УЗКИХ СПЕКТРАЛЬНЫХ СЕРИЙ (РЕНТГЕНОВСКОЕ И ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ) [V-1]

a) Флюоресцентные излучения

Средняя энергия (кэВ)	Высоковольтное напряжение на трубке (кВп)	Суммарная первичная фильтрация (г/см ²)	Излучатель	Вторичная фильтрация (г/см ²)
9,9	60	Al 0,135	Германий	GdO 0,020
17,5	80	Al 0,27	Молибден	Zr 0,035
23,2	100	Al 0,27	Кадмий	Ag 0,053
25,3	100	Al 0,27	Олово	Ag 0,071
31,0	100	Al 0,27	Цезий	TeO ₂ 0,132

b) Фильтрованные рентгеновские излучения

Средняя энергия ^a (кэВ)	Разрешение R_e (%)	Постоянный потенциал ^b (кВ)	Дополнительная фильтрация ^c (мм)			Толщина слоя половинного ослабления (мм Cu)		Коэффициент гомогенности
			Pb	Sn	Cu	Первого	Второго	
33	30	40	—	—	0,21	0,084	0,091	0,92
48	36	60	—	—	0,6	0,24	0,26	0,92
65	32	80	—	—	2,0	0,58	0,62	0,94
83	28	100	—	—	5,0	1,11	1,17	0,95
100	27	120	—	1,0	5,0	1,71	1,77	0,97
118	37	150	—	2,5	—	2,36	2,47	0,96
164	30	200	1,0	3,0	2,0	3,99	4,05	0,99
208	28	250	3,0	2,0	—	5,19	5,23	0,99
250	27	300	5,0	3,0	—	6,12	6,15	1,00

c) Гамма-излучения

(Средняя) энергия (кэВ)	Источник гамма-излучения	Толщина первого слоя половинного ослабления (мм Cu)
662	Цезий-137	10,3
1250	Кобальт-60	14,6

^a Значение средней энергии принято с допуском $\pm 3\%$.

^b Постоянный потенциал измеряется под нагрузкой.

^c Суммарная фильтрация включает, в каждом случае, фиксированную фильтрацию, соответствующую слою алюминия толщиной 4 мм.

ТАБЛИЦА V-4. КОЭФФИЦИЕНТЫ ПЕРЕСЧЕТА КЕРМЫ В ВОЗДУХЕ В ВЕЛИЧИНЫ $H_p(10)$ И $H_p(0,07)$ В ПРЯМОУГОЛЬНОМ ФАНТОМЕ МКРЕ ДЛЯ ЭТАЛОННЫХ ФОТОННЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ ИСО [V-2]

Эталонное излучение ^a	Средняя энергия (кэВ)	$H_p(10,\alpha)/K_a$ для углов α (Зв/Гр)				$H_p(0,07,\alpha)/K_a$ для углов α (Зв/Гр)			
		0°	20°	40°	60°	0°	20°	40°	60°
F-Ge	9,9	—	—	—	—	0,95	0,94	0,94	0,91
F-Mo	17,5	(0,44) ^b	(0,42) ^b	(0,34) ^b	(0,19) ^b	1,01	1,01	1,00	1,00
F-Cd	23,2	0,79	0,77	0,68	0,48	1,09	1,10	1,09	1,07
F-Sn	25,3	0,89	0,87	0,78	0,58	1,14	1,14	1,12	1,09
F-Cs	31,0	1,15	1,13	1,04	0,84	1,25	1,24	1,22	1,18
N-40	33	1,17	1,15	1,06	0,85	1,27	1,26	1,24	1,19
N-60	48	1,65	1,62	1,52	1,27	1,55	1,54	1,50	1,42
N-80	65	1,88	1,86	1,76	1,50	1,72	1,70	1,66	1,58
N-100	83	1,88	1,86	1,76	1,53	1,72	1,70	1,68	1,60
N-120	100	1,81	1,79	1,71	1,51	1,67	1,66	1,63	1,58
N-150	118	1,73	1,71	1,64	1,46	1,61	1,60	1,58	1,54
N-200	164	1,57	1,56	1,51	1,38	1,49	1,49	1,49	1,46
N-250	208	1,48	1,48	1,44	1,33	1,42	1,42	1,43	1,43
N-300	250	1,42	1,42	1,40	1,30	1,38	1,38	1,40	1,40
S-Cs	662	1,21	1,22	1,22	1,19	—	—	—	—
S-Co	1250	1,15	1,15	1,16	1,14	—	—	—	—

^a F = флюоресцентная серия, N = узкоспектральная серия, S = радионуклидные источники. Числа обозначают потенциал трубки.

^b Числа в скобках: Необходимо проявлять осторожность, поскольку изменения энергетического распределения могут оказать существенное влияние на численные значения коэффициентов пересчета.

ТАБЛИЦА V-5. ЭКВИВАЛЕНТ АМБИЕНТНОЙ И ИНДИВИДУАЛЬНОЙ ДОЗЫ НА ЕДИНИЦУ ФЛЮЕНСА НЕЙТРОНОВ, $H^*(10)/\Phi$ И $H_{p,ПРЯМ.}(10,\alpha)/\Phi$ ДЛЯ МОНОЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ НЕЙТРОНОВ, ПАДАЮЩИХ ПРИ РАЗЛИЧНОЙ ГЕОМЕТРИИ НА СФЕРУ И ПРЯМОУГОЛЬНЫЙ ФАНТОМ МКРЕ [V-4]

Энергия нейтрона (МэВ)	$H^*(10)/\Phi$ (пЗв см ²)	$H_{p,ПРЯМ.}(10,\alpha)/\Phi$ (пЗв см ²) для углов α					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
$1,00 \times 10^{-9}$	6,60	8,19	7,64	6,57	4,23	2,61	1,13
$1,00 \times 10^{-8}$	9,00	9,97	9,35	7,90	5,38	3,37	1,50
$2,53 \times 10^{-8}$	10,6	11,4	10,6	9,11	6,61	4,04	1,73
$1,00 \times 10^{-7}$	12,9	12,6	11,7	10,3	7,84	4,70	1,94
$2,00 \times 10^{-7}$	13,5	13,5	12,6	11,1	8,73	5,21	2,12
$5,00 \times 10^{-7}$	13,6	14,2	13,5	11,8	9,40	5,65	2,31
$1,00 \times 10^{-6}$	13,3	14,4	13,9	12,0	9,56	5,82	2,40
$2,00 \times 10^{-6}$	12,9	14,3	14,0	11,9	9,49	5,85	2,46
$5,00 \times 10^{-6}$	12,0	13,8	13,9	11,5	9,11	5,71	2,48
$1,00 \times 10^{-5}$	11,3	13,2	13,4	11,0	8,65	5,47	2,44
$2,00 \times 10^{-5}$	10,6	12,4	12,6	10,4	8,10	5,14	2,35
$5,00 \times 10^{-5}$	9,90	11,2	11,2	9,42	7,32	4,57	2,16
$1,00 \times 10^{-4}$	9,40	10,3	9,85	8,64	6,74	4,10	1,99
$2,00 \times 10^{-4}$	8,90	9,84	9,41	8,22	6,21	3,91	1,83
$5,00 \times 10^{-4}$	8,30	9,34	8,66	7,66	5,67	3,58	1,68
$1,00 \times 10^{-3}$	7,90	8,78	8,20	7,29	5,43	3,46	1,66
$2,00 \times 10^{-3}$	7,70	8,72	8,22	7,27	5,43	3,46	1,67
$5,00 \times 10^{-3}$	8,00	9,36	8,79	7,46	5,71	3,59	1,69
$1,00 \times 10^{-2}$	10,5	11,2	10,8	9,18	7,09	4,32	1,77
$2,00 \times 10^{-2}$	16,6	17,1	17,0	14,6	11,6	6,64	2,11
$3,00 \times 10^{-2}$	23,7	24,9	24,1	21,3	16,7	9,81	2,85
$5,00 \times 10^{-2}$	41,1	39,0	36,0	34,4	27,5	16,7	4,78
$7,00 \times 10^{-2}$	60,0	59,0	55,8	52,6	42,9	27,3	8,10
$1,00 \times 10^{-1}$	88,0	90,6	87,8	81,3	67,1	44,6	13,7
$1,50 \times 10^{-1}$	132	139	137	126	106	73,3	24,2
$2,00 \times 10^{-1}$	170	180	179	166	141	100	35,5
$3,00 \times 10^{-1}$	233	246	244	232	201	149	58,5
$5,00 \times 10^{-1}$	322	335	330	326	291	226	102
$7,00 \times 10^{-1}$	375	386	379	382	348	279	139
$9,00 \times 10^{-1}$	400	414	407	415	383	317	171
$1,00 \times 10^0$	416	422	416	426	395	332	180
$1,20 \times 10^0$	425	433	427	440	412	355	210

ТАБЛИЦА V-5 (окончание)

Энергия нейтрона (МэВ)	$H^*(10)/\Phi$ (пЗв см ²)	$H_p(10,\alpha)/\Phi$ (пЗв см ²) для углов α					
		0°	15°	30°	45°	60°	75°
$2,00 \times 10^0$	420	442	438	457	439	402	274
$3,00 \times 10^0$	412	431	429	449	440	412	306
$4,00 \times 10^0$	408	422	421	440	435	409	320
$5,00 \times 10^0$	405	420	418	437	435	409	331
$6,00 \times 10^0$	400	423	422	440	439	414	345
$7,00 \times 10^0$	405	432	432	449	448	425	361
$8,00 \times 10^0$	409	445	445	462	460	440	379
$9,00 \times 10^0$	420	461	462	478	476	458	399
$1,00 \times 10^1$	440	480	481	497	493	480	421
$1,20 \times 10^1$	480	517	519	536	529	523	464
$1,40 \times 10^1$	520	550	552	570	561	562	503
$1,50 \times 10^1$	540	564	565	584	575	579	520
$1,60 \times 10^1$	555	576	577	597	588	593	535
$1,80 \times 10^1$	570	595	593	617	609	615	561
$2,00 \times 10^1$	600	600	595	619	615	619	570
$3,00 \times 10^1$	515						
$5,00 \times 10^1$	400						
$7,50 \times 10^1$	330						
$1,00 \times 10^2$	285						
$1,25 \times 10^2$	260						
$1,50 \times 10^2$	245						
$1,75 \times 10^2$	250						
$2,01 \times 10^2$	260						

ТАБЛИЦА V-6. ЭТАЛОННЫЕ КОЭФФИЦИЕНТЫ ПЕРЕСЧЕТА ЭЛЕКТРОНОВ, НОРМАЛЬНОЕ ПАДЕНИЕ [V-4]

Энергия электрона (МэВ)	$H'(0,07,0^\circ)/\Phi$ (нЗв см ²)	$H'(3,0^\circ)/\Phi$ (нЗв см ²)	$H'(10,0^\circ)/\Phi$ (нЗв см ²)
0,07	0,221		
0,08	1,056		
0,09	1,527		
0,10	1,661		
0,1125	1,627		
0,125	1,513		
0,15	1,229		
0,20	0,834		
0,30	0,542		
0,40	0,455		
0,50	0,403		
0,60	0,366		
0,70	0,344	0,000	
0,80	0,329	0,045	
1,00	0,312	0,301	
1,25	0,296	0,486	
1,50	0,287	0,524	
1,75	0,282	0,512	0,000
2,00	0,279	0,481	0,005
2,50	0,278	0,417	0,156
3,00	0,276	0,373	0,336
3,50	0,274	0,351	0,421
4,00	0,272	0,334	0,447
5,00	0,271	0,317	0,430
6,00	0,271	0,309	0,389
7,00	0,271	0,306	0,360
8,00	0,271	0,305	0,341
10,00	0,275	0,303	0,330

ТАБЛИЦА V-7. КОЭФФИЦИЕНТЫ ПЕРЕСЧЕТА КЕРМЫ В ВОЗДУХЕ (K_a) В ЭКВИВАЛЕНТ АМБИЕНТНОЙ ДОЗЫ $H^*(10)$ И ЭКВИВАЛЕНТ НАПРАВЛЕННОЙ ДОЗЫ $H'(0,07,0^\circ)$ (ФОТОНЫ) [V-4]

Энергия фотона (МэВ)	$H^*(10)/K_a$ (Зв/Гр)	$H'(0,07,0^\circ)/K_a$ (Зв/Гр)
0,01	0,008	0,95
0,015	0,26	0,99
0,020	0,61	1,05
0,030	1,10	1,22
0,040	1,47	1,41
0,050	1,67	1,53
0,060	1,74	1,59
0,080	1,72	1,61
0,100	1,65	1,55
0,150	1,49	1,42
0,200	1,40	1,34
0,300	1,31	1,31
0,400	1,26	1,26
0,500	1,23	1,23
0,600	1,21	1,21
0,800	1,19	1,19
1	1,17	1,17
1,5	1,15	1,15
2	1,14	1,14
3	1,13	1,13
4	1,12	1,12
5	1,11	1,11
6	1,11	1,11
8	1,11	1,11
10	1,10	1,10

ТАБЛИЦА V-8. КОЭФФИЦИЕНТЫ ПЕРЕСЧЕТА КЕРМЫ В ВОЗДУХЕ (K_a) В $H'(0,07,0^\circ)$ И МНОЖИТЕЛИ, ЗАВИСЯЩИЕ ОТ УГЛА ПАДЕНИЯ ДО 180° (ФОТОНЫ) [V-4]

Энергия фотонов (МэВ)	$H'(0,07,0^\circ)/K_a$ (Зв/Гр)	Отношение $H'(0,07,\alpha)/H'(0,07,0^\circ)$ для углов α							
		0°	15°	30°	45°	60°	75°	90°	180°
0,005	0,76	1,00	0,96	0,87	0,79	0,41	0,00	0,00	0,00
0,010	0,95	1,00	0,99	0,98	0,98	0,96	0,89	0,19	0,00
0,020	1,05	1,00	1,00	0,99	1,00	1,00	0,98	0,54	0,00
0,030	1,22	1,00	0,99	0,99	0,99	0,98	0,94	0,62	0,00
0,050	1,53	1,00	0,99	0,98	0,98	0,97	0,92	0,69	0,02
0,100	1,55	1,00	0,99	0,99	0,99	0,98	0,94	0,77	0,05
0,150	1,42	1,00	0,99	0,99	0,99	0,99	0,97	0,87	0,07
0,300	1,31	1,00	1,00	1,00	1,00	1,02	1,00	0,89	0,10
0,662	1,20	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,98	0,89	0,18
1,25	1,16	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,98	0,90	0,30
2	1,14	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,98	0,90	0,39
3	1,13	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,98	0,90	0,46
5	1,11	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,98	0,91	0,54
10	1,10	1,00	1,00	1,00	1,00	1,00	0,98	0,94	0,63

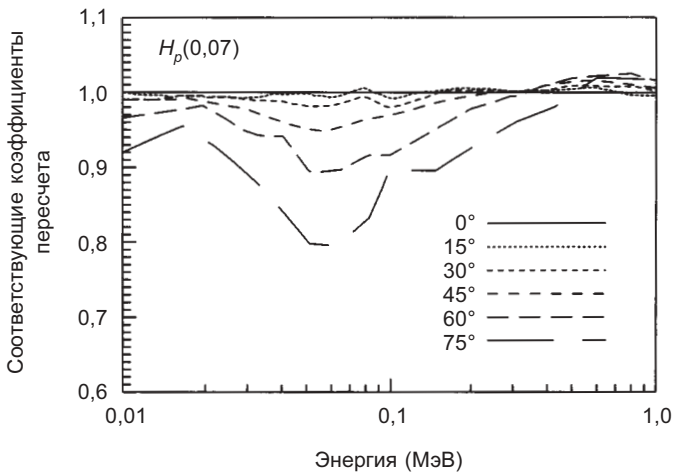
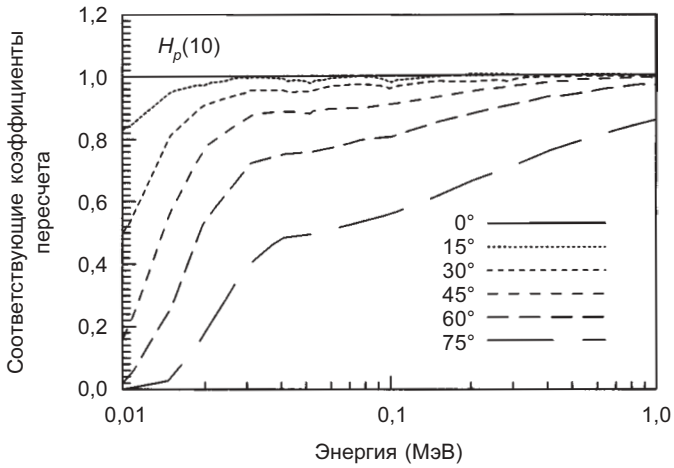


РИС. V-1. Зависимость коэффициентов пересчета для величин $H_p(10)$ и $H_p(0,07)$ от угла падения фотонного излучения в прямоугольном фантоме МКРЕ (по [11]).

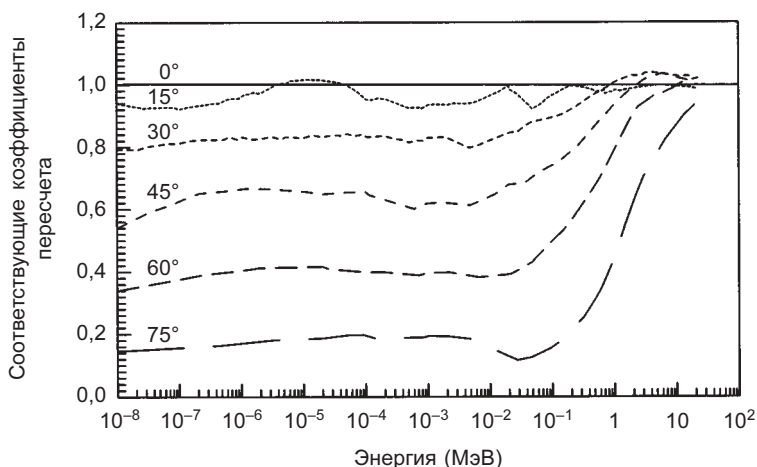


Рис. V-2. Зависимость коэффициентов пересчета для величин $H_p(10)$ от угла падения нейтронного излучения в прямоугольном фантоме МКРЕ (по [11]).

ССЫЛКИ К ПРИЛОЖЕНИЮ V

- [V-1] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, X and Gamma Reference Radiations for Calibrating Dosimeters and Doserate Meters and for Determining Their Response as a Function of Photon Energy, ISO 4037/Part 1: Radiation Characteristics and Production Methods, ISO, Geneva (1996).
- [V-2] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, X and Gamma Reference Radiations for Calibrating Dosimeters and Doserate Meters and for Determining Their Response as a Function of Photon Energy, ISO 4037/Part 3: Calibration of Area and Personal Dosimeters and the Measurement of their Response as a Function of Energy and Angle of Incidence, ISO, Geneva (1998).
- [V-3] INTERNATIONAL ORGANIZATION FOR STANDARDIZATION, X and Gamma Reference Radiations for Calibrating Dosimeters and Doserate Meters and for Determining Their Response as a Function of Photon Energy, ISO 4037/Part 2: Dosimetry for Radiation Protection over the Energy Ranges 8 keV to 1.3 MeV and 4 MeV to 9 MeV, ISO, Geneva (1998).
- [V-4] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Conversion Coefficients for Use in Radiological Protection Against External Radiation, Report of the Joint Task Group, ICRP Publication No. 74, ICRU Report No. 57, Pergamon Press, Oxford and New York (1997).

Приложение VI

ПРИМЕРЫ СТАНДАРТОВ МЭК ПО ОБОРУДОВАНИЮ МОНИТОРИНГА ИЗЛУЧЕНИЙ

Номер публикации	Оборудование
Оборудование мониторинга фотонного и бета-излучений	
1018	Портативные приборы для измерения широкого диапазона доз и мощностей доз фотонного и бета-излучений, применяемые для целей радиационной защиты при аварийных ситуациях
532	Стационарные измерители мощности дозы, сигнальные сборки и приборы с непосредственной индикацией для контроля рентгеновского или гамма-излучения с энергиями в диапазоне от 50 кэВ до 7 МэВ
846	Измерители эквивалента дозы и мощности эквивалента дозы бета-, рентгеновского и гамма-излучений для использования в радиационной защите
1017-1	Портативные, переносные или стационарные измерители мощности рентгеновского или гамма-излучения при мониторинге окружающей среды — Часть 1: Измерители мощности дозы;
1017-2	Часть 2: Интегрирующие сборки
Индивидуальная дозиметрия	
1066	Термолюминесцентные дозиметрические системы для индивидуального мониторинга и мониторинга окружающей среды
Оборудование мониторинга нейтронного излучения	
1005	Портативные измерители мощности эквивалента амбиентной дозы нейтронного облучения для использования в радиационной защите
—	Приборы непосредственного считывания для контроля эквивалента и/или мощности эквивалента индивидуальной дозы нейтронного излучения

СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ

Desai, U.	Bhabha Atomic Research Centre, India
Dietze, G.	Physikalisch-Technische Bundesanstalt, Germany
Griffith, R.V.	International Atomic Energy Agency
Heinmiller, B.	Atomic Energy of Canada Limited, Canada
Julius, H.W.	Radiological Service TNO, Netherlands
Kraus, W.	Bundesamt für Strahlenschutz, Germany
Лебедев, В.Н.	Институт физики высоких энергий, Российская Федерация
Loesch, R.	Department of Energy, United States of America
Marshall, T.O.	National Radiological Protection Board, United Kingdom
Massera, G.	Ente Nacional Regulador Nuclear, Argentina
Murakami, H.	Atomic Energy Research Institute, Japan
Portal, G.	Commissariat à l'énergie atomique, Institut de protection et de sûreté nucléaire, France
Presley, J.	Atomic Energy Control Board, Canada
Schmidt, R.	World Health Organization, Switzerland
Simister, D.	Nuclear Installations Inspectorate, United Kingdom
Stather, J.	National Radiological Protection Board, United Kingdom
Swinth, K.L.	Pacific Northwest Laboratory, United States of America
Temple, C.E.	Nuclear Installations Inspectorate, United Kingdom
Trousil, J.	National Personnel Dosimetry Ltd., Czech Republic
Wrixon, A.D.	National Radiological Protection Board, United Kingdom

КОНСУЛЬТАТИВНЫЕ ОРГАНЫ ПО ОДОБРЕНИЮ НОРМ БЕЗОПАСНОСТИ

Консультативный комитет по нормам радиационной безопасности

Гана: Fletcher, J.J.; *Германия:* Landfermann, H.-H.; *Ирландия:* Turvey, F.J.; *Испания:* Butragueño, J.L.; *Канада:* Measures, M.; *Китай:* Ziqiang, P.; *Российская Федерация:* Кутков, В.А.; *Соединенное Королевство:* Creswell, L. (председатель); *Соединенные Штаты Америки:* Cool, D.A.; *Украина:* Rudy, C.G.; *Франция:* Pieckowski, J.; *Швейцария:* Jeschki, W.; *Южная Африка:* Olivier, J.H.I.; *Япония:* Matsumoto, Y.; *АЯЭ ОЭСР:* Lazo, E.; *ВОЗ:* Souchkevitch, G.; *ЕК:* Fraser, G.; *МКРЗ:* Valentin, J.; *МАГАТЭ:* Mason, C. (координатор); *МОТ:* Niu, S.; *ПОЗ:* Borrás, C.

Консультативная комиссия по нормам безопасности

Австралия: Lokan, K., Burns, P.; *Аргентина:* Beninson, D.; *Германия:* Hennenhöfer, G., Wendling, R.D.; *Испания:* Alonso, A., Trueba, P.; *Канада:* Bishop, A. (председатель), Duncan, R.M.; *Китай:* Huang, Q., Zhao, C.; *Корея (Республика):* Lim, Y.K.; *Словакия:* Lipár, M., Misák, J.; *Соединенное Королевство:* Williams, L.G., Harbison, S.A.; *Соединенные Штаты Америки:* Travers, W.D., Callan, L.J., Taylor, J.M.; *Франция:* Lacoste, A.-C., Asty, M.; *Швейцария:* Prêtre, S.; *Швеция:* Holm, L.-E.; *Япония:* Sumita, K., Sato, K.; *АЯЭ ОЭСР:* Frescura, G.; *МКРЗ:* Valentin, J.; *МАГАТЭ:* Karbassioun, A. (координатор).

ГДЕ ЗАКАЗАТЬ ПУБЛИКАЦИИ МАГАТЭ

В указанных ниже странах публикации МАГАТЭ могут быть приобретены у перечисленных ниже агентов или в крупных местных книжных магазинах. Оплата может производиться в местной валюте или купонами ЮНЕСКО.

- АВСТРАЛИЯ** Hunter Publications, 58A Gipps Street, Collingwood, Victoria 3066
Телефон: +61 3 9417 5361 • Факс. связь: +61 3 9419 7154
Электронная почта: admin@tekimaging.com.au • Web site: www.hunter-pubs.com.au
- БЕЛЬГИЯ** Jean de Lannoy, avenue du Roi 202, B-1190 Brussels • Телефон: +32 2 538 43 08 • Факс. связь: +32 2 538 08 41
Электронная почта: jean.de.lannoy@infoboard.be • Web site: <http://www.jean-de-lannoy.be>
- ВЕНГРИЯ** Librotrade Ltd., Book Import, P.O. Box 126, H-1656 Budapest
Телефон: +36 1 257 7777 • Факс. связь: +36 1 257 7472 • Электронная почта: books@librotrade.hu
- ГЕРМАНИЯ** UNO-Verlag, Vertriebs- und Verlags GmbH, Am Hofgarten 10, D-53113 Bonn
Телефон: +49 228 94 90 20 • Факс. связь: +49 228 94 90 222
Web site: <http://www.uno-verlag.de> • Электронная почта: bestellung@uno-verlag.de
- ИНДИЯ** Allied Publishers Limited, 1-13/14, Asaf Ali Road, New Delhi 110002
Телефон: +91 11 3233002, 004 • Факс. связь: +91 11 3235967
Электронная почта: aplnd@del2.vsnl.net.in • Web site: <http://www.alliedpublishers.com>
- ИСПАНИЯ** Díaz de Santos, S.A., c/ Juan Bravo, 3A, E-28006 Madrid
Телефон: +34 91 781 94 80 • Факс. связь: +34 91 575 55 63
Электронная почта: compras@diazdesantos.es • carmela@diazdesantos.es
julio@diazdesantos.es • Web site: <http://www.diazdesantos.es>
- ИТАЛИЯ** Libreria Scientifica Dott. Lucio di Biasio "AEIOU", Via Coronelli 6, I-20146 Milan
Телефон: +39 02 48 95 45 52 или 48 95 45 62 • Факс. связь: +39 02 48 95 45 48
- КАНАДА** Renouf Publishing Company Ltd., 1-5369 Canotek Rd., Ottawa, Ontario, K1J 9J3
Телефон: +613 745 2665 • Факс. связь: +613 745 7660
Электронная почта: order.dept@renoufbooks.com • Web site: <http://www.renoufbooks.com>
- КИТАЙ** Публикации МАГАТЭ на китайском языке:
China Nuclear Energy Industry Corporation, Translation Section, P.O. Box 2103, Beijing
- НИДЕРЛАНДЫ** Martinus Nijhoff International, Koraalrood 50, P.O. Box 1853, 2700 CZ Zoetermeer
Телефон: +31 793 684 400 • Факс. связь: +31 793 615 698
Электронная почта: info@nijhoff.nl • Web site: <http://www.nijhoff.nl>
Swets and Zeitlinger b.v., P.O. Box 830, 2160 SZ Lisse
Телефон: +31 252 435 111 • Факс. связь: +31 252 415 888
Электронная почта: infoho@swets.nl • Web site: <http://www.swets.nl>
- СЛОВАКИЯ** Alfa Press, s.r.o., Račianska 20, SQ-832 10 Bratislava • Телефон/Факс. связь: +421 7 566 0489
- СЛОВЕНИЯ** Cankarjeva Založba d.d., Kopitarjeva 2, SI-1512 Ljubljana
Телефон: +386 1 432 31 44 • Факс. связь: +386 1 230 14 35
Электронная почта: import.books@cankarjeva-z.si • Web site: <http://www.cankarjeva-z.si/uvoz>
- СОЕДИНЕННОЕ КОРОЛЕВСТВО** The Stationery Office Ltd, International Sales Agency, 51 Nine Elms Lane, London SW8 5DR
Телефон: +44 870 600 552 • Факс. связь: +44 207 873 8416
Электронная почта: Заказы: book.orders@theso.co.uk • Справка: ipa.enquiries@theso.co.uk
Web site: <http://www.the-stationery-office.co.uk>
- Заказы в режиме on-line**
DELTA Int. Book Wholesalers Ltd., 39 Alexandra Road, Addlestone, Surrey, KT15 2PQ
Электронная почта: info@profbooks.com • Web site: <http://www.profbooks.com>
Книги по окружающей среде
SMI (Distribution Services) Limited, P.O. Box 119, Stevenage SG1 4TP, Hertfordshire
Электронная почта: customerservices@earthprint.co.uk • Web site: <http://www.earthprint.co.uk>
- СОЕДИНЕННЫЕ ШТАТЫ** Bernan Associates, 4611-F Assembly Drive, Lanham, MD 20706-4391
Телефон: 1-800-274-4447 (бесплатно) • Факс. связь: (301) 459-0056/1-800-865-3450 (бесплатно)
Электронная почта: query@bernan.com • Web site: <http://www.bernan.com>
Renouf Publishing Company Ltd., 812 Proctor Ave., Ogdensburg, NY, 13669
Телефон: +888 551 7470 (бесплатно) • Факс. связь: +888 568 8546 (бесплатно)
Электронная почта: order.dept@renoufbooks.com • Web site: <http://www.renoufbooks.com>
- ФИНЛЯНДИЯ** Akateeminen Kirjakauppa, PL 128 (Keskuskatu 1), FIN-00101 Helsinki
Телефон: +358 9 121 4418 • Факс. связь: +358 9 121 4435
Электронная почта: sps@akateeminen.com • Web site: <http://www.akateeminen.com>
- ФРАНЦИЯ** Nucléon, Immeuble Platon, Parc les Algorithmes, F-91194 Gif-sur-Yvette, Cedex
Телефон: +33 1 69 353636 • Факс. связь: +33 1 69 350099 • Электронная почта: nucleon@nucléon.fr
Form-Edit, 5, rue Janssen, P.O. Box 25, F-75921 Paris Cedex 19
Телефон: +33 1 42 01 49 49 • Факс. связь: +33 1 42 01 90 90 • Электронная почта: formedit@formedit.fr
- ЯПОНИЯ** Maruzen Company, Ltd., 13-6 Nihonbashi, 3 chome, Chuo-ku, Tokyo 103-0027
Телефон: +81 3 3275 8582 • Факс. связь: +81 3 3275 9072
Электронная почта: journal@maruzen.co.jp • Web site: <http://www.maruzen.co.jp>

Заказы и запросы на информацию могут также направляться непосредственно по следующему адресу:



Группа продажи и рекламы, Международное агентство по атомной энергии
Sales and Promotion Unit, International Atomic Energy Agency
Wagramer Strasse 5, P.O. Box 100, A-1400, Vienna, Austria
Телефон: +43 1 2600 22529 (или 22530) • Факс: +43 1 2600 29302
Электронная почта: sales.publications@iaea.org • Узел Web: <http://www.iaea.org/worldatom/Books>