

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

СЕРИЯ НОРМ МАГАТЭ ПО БЕЗОПАСНОСТИ

Оценка профессионального облучения вследствие поступления радионуклидов

РАЗРАБОТАНО СОВМЕСТНО МЕЖДУНАРОДНЫМ
АГЕНТСТВОМ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
И МЕЖДУНАРОДНЫМ БЮРО ТРУДА



РУКОВОДСТВО ПО БЕЗОПАСНОСТИ

№ RS-G-1.2



МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО
ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
ВЕНА

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

ПУБЛИКАЦИИ МАГАТЭ ПО ВОПРОСАМ БЕЗОПАСНОСТИ

НОРМЫ БЕЗОПАСНОСТИ МАГАТЭ

В соответствии со статьей 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/coordinate

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**.

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

ОЦЕНКА
ПРОФЕССИОНАЛЬНОГО ОБЛУЧЕНИЯ
ВСЛЕДСТВИЕ ПОСТУПЛЕНИЯ
РАДИОНУКЛИДОВ

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

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	УРУТВАЙ
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, Wagramer Strasse 5, P.O. Box 100, A-1400 Vienna, Austria.

Напечатано в России
Декабрь 2002 года
STI/PUB/1077

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

СЕРИЯ НОРМ БЕЗОПАСНОСТИ, № RS-G-1.2

ОЦЕНКА
ПРОФЕССИОНАЛЬНОГО
ОБЛУЧЕНИЯ
ВСЛЕДСТВИЕ ПОСТУПЛЕНИЯ
РАДИОНУКЛИДОВ

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-Баради

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.

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

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, происшедших за последнее десятилетие.

Данные три Руководства по безопасности в отношении защиты от профессионального облучения разработаны совместно МАГАТЭ и Международным бюро труда.

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

Настоящее Руководство по безопасности посвящено оценке облучения вследствие поступления радионуклидов в организм работников на рабочем месте. Такие поступления при наличии открытых источников могут происходить разными путями, поэтому мониторинг работников и рабочих мест в таких условиях является составной частью любой программы защиты от профессионального облучения. Оценка облучения вследствие поступления радионуклидов в организм решающим образом зависит от знания биокинетики радионуклидов, и данное Руководство по безопасности отражает важнейшие изменения в оценке внутренней 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—1.8)	2
	Структура (1.9—1.10)	2
2.	ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЕ ВЕЛИЧИНЫ (2.1—2.9)	3
3.	ПРОГРАММА МОНИТОРИНГА	5
	Основная цель (3.1—3.2)	5
	Оценка индивидуальной дозы (3.3—3.44)	6
	Оценка после аварий или аварийных ситуаций (3.45—3.55)	18
4.	ПРЯМЫЕ МЕТОДЫ	21
	Введение (4.1—4.2)	21
	Геометрия измерения (4.3—4.5)	21
	Методы обнаружения (4.6—4.10)	23
	Процедуры измерения (4.11—4.13)	24
5.	КОСВЕННЫЕ МЕТОДЫ	25
	Введение (5.1—5.2)	25
	Биологические пробы (5.3—5.14)	26
	Физические пробы (5.15—5.21)	28
	Обращение с пробами (5.22—5.26)	30
	Методы анализа (5.27—5.33)	31
6.	БИОКИНЕТИЧЕСКИЕ МОДЕЛИ ДЛЯ ВНУТРЕННЕЙ ДОЗИМЕТРИИ	32
	Введение (6.1—6.6)	32
	Модели для различных путей поступления (6.7—6.22)	35
	Системная активность (6.23—6.25)	41
	Выделения (6.26—6.27)	45
	Коэффициенты дозы (6.28—6.29)	45
	Конкретные оценки рабочего места (6.30—6.31)	46

7.	ИНТЕРПРЕТАЦИЯ ИЗМЕРЕНИЙ	48
	Введение (7.1—7.4)	48
	Пример оценки дозы при поступлении ^{131}I (7.5—7.17)	49
	Погрешности в оценках дозы (7.18—7.23)	53
	Коэффициенты дозы и допустимые объемные активности в воздухе (7.24)	54
8.	ВЕДЕНИЕ РЕГИСТРАЦИОННЫХ ЗАПИСЕЙ ДОЗЫ И ПРЕДСТАВЛЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ ДОЗИМЕТРИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ	55
	Общие положения (8.1—8.2)	55
	Ведение регистрационных записей при индивидуальном мониторинге (8.3—8.4)	55
	Ведение регистрационных записей мониторинга рабочего места (8.5—8.6)	56
	Представление информации руководству (8.7—8.8)	57
9.	ОБЕСПЕЧЕНИЕ КАЧЕСТВА	57
	Введение (9.1)	57
	Осуществление и руководство (9.2—9.12)	57
	Оценка работы (9.13—9.17)	60
	Заключение контрактов на обслуживание по мониторингу (9.18)	61
	ДОБАВЛЕНИЕ I: ПРЕДЛАГАЕМЫЕ КРИТЕРИИ ДЛЯ ИНДИВИДУАЛЬНОГО МОНИТОРИНГА	63
	ДОБАВЛЕНИЕ II: ПРЕДЕЛЫ ОБНАРУЖЕНИЯ ДЛЯ МЕТОДОВ ИЗМЕРЕНИЯ	67
	ССЫЛКИ	70
	ПРИЛОЖЕНИЕ: ОСНОВНЫЕ ДАННЫЕ	74
	ОПРЕДЕЛЕНИЯ	81
	СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ	85
	КОНСУЛЬТАТИВНЫЕ ОРГАНЫ ПО ОДОБРЕНИЮ НОРМ БЕЗОПАСНОСТИ	87

1. ВВЕДЕНИЕ

ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ

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

1.2. В категории “Основы безопасности” МАГАТЭ выпустило публикацию “Радиационная защита и безопасное обращение с источниками излучения” [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 ссылке [3] содержатся общие указания относительно условий облучения, для которых следует установить программы мониторинга, чтобы оценить дозы облучения, полученные от внешних источников излучения и от поступления радионуклидов в организм работников. Более конкретные указания по оценке доз от внешних источников излучения можно найти в ссылке [4], а в данном Руководстве по безопасности рассматривается поступление радиоактивных материалов в организм работников.

1.4. Рекомендации, касающиеся радиационной защиты при профессиональном облучении, также были разработаны Международной комиссией по радиологической защите (МКРЗ) [5]. При подготовке данного Руководства по безопасности были приняты во внимание эти и другие ныне действующие рекомендации МКРЗ [6].

ЦЕЛЬ

1.5. Цель данного Руководства по безопасности состоит в том, чтобы представить регулирующим органам рекомендации по проведению оценок поступления радиоактивных веществ в организм вследствие профессионального облучения. Данное Руководство будет также полезно для всех лиц, связанных с планированием, управлением и проведением программ мониторинга профессионального облучения, и для всех лиц, участвующих в проектировании оборудования для внутренней дозиметрии и мониторинга рабочего места.

СФЕРА ПРИМЕНЕНИЯ

1.6. В данном Руководстве по безопасности представлены основные соображения по мониторингу внутреннего облучения, как в штатных, так и в аварийных ситуациях, с использованием прямых и косвенных методов. В нем также рассматривается мониторинг уровней радионуклидов в рабочей среде как основа для оценки поступления их внутрь организма. Представлены также биокинетическая и дозиметрическая модели, необходимые для более конкретных оценок индивидуальных доз, которые применяются при авариях или аварийных ситуациях или когда профессиональная деятельность может сопровождаться получением доз, приближающихся к регулируемым уровням.

1.7. В данном Руководстве по безопасности не рассматривается медицинское облучение пациентов или облучение лиц из состава населения и не содержатся конкретные рекомендации по мониторингу работников рудников или предприятий по переработке радиоактивных руд.

1.8. В дополнительных публикациях МАГАТЭ [7] содержатся технические подробности и рекомендации по оценке внутреннего загрязнения прямыми методами. Практические рекомендации по использованию косвенных методов, а также по интерпретации результатов измерений применительно к количеству радиоактивных веществ, поступивших в организм, и к соответствующим дозам облучения будут даны в последующих изданиях МАГАТЭ.

СТРУКТУРА

1.9. Первичные дозиметрические и производные от них рабочие величины, используемые в радиационной защите, которые связаны с оценкой доз, получаемых в результате поступления радионуклидов, обобщены в разделе 2. В разделе 3 обсуждаются принципы, применяемые в разработке программ мониторинга, и необходимость индивидуального мониторинга или мониторинга рабочей зоны. В разделе 3 также рассматриваются принципы отбора обследуемых и выбо-

ра прямых или косвенных методов для оценки степени любого внутреннего загрязнения в штатных и аварийных ситуациях. Методы, разработанные для непосредственной оценки содержания радионуклидов в организме или органе/ткани путем внешнего счета испускаемых организмом фотонов, рассматриваются в разделе 4. Использование косвенных методов для оценки содержания радионуклида в организме или для определения того, имело ли место поступление радиоактивных веществ в организм, путем анализа биологических или физических проб, рассматривается в разделе 5. Модели для описания поведения радионуклидов в организме кратко изложены в разделе 6. Их применение для расчета уровней радионуклидов в организме и отсюда доз облучения по данным измерений, проведенных прямым или косвенным методами, показано в разделе 7. Требования по ведению регистрационных записей измерений как работников, так и мониторинга рабочих зон рассматриваются в разделе 8. И наконец, рекомендации по процедурам обеспечения качества даются в разделе 9.

1.10. Два добавления и одно приложение содержат дополнительную информацию. В добавлении I излагаются критерии необходимости индивидуального мониторинга. В добавлении II определяются процедуры расчета пределов регистрации для методов измерения. В приложении приводятся для удобства работы некоторые основные данные, относящиеся к оценке профессионального облучения в результате поступления радионуклидов в организм, а именно тканевые взвешивающие коэффициенты и коэффициенты дозы (ожидаемые дозы на единицу поступления) и допустимые объемные активности в воздухе (ДОВА) для выборочных химических форм некоторых распространенных радионуклидов.

2. ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЕ ВЕЛИЧИНЫ

2.1. Для целей радиологической защиты величинами, принятыми в ОНБ, чтобы выразить дозы, полученные от поступления радионуклидов, являются эффективная доза E и эквивалентная доза H_T на ткань или орган T . Эти величины кратко обсуждаются в соответствующем Руководстве по безопасности [3] и официально определены в ОНБ [2]. Первостепенный интерес для оценки внутренней дозы представляет поступление, которое определено здесь как активность радионуклида, попавшего в организм¹. Коэффициент дозы (ожидаемая эффективная доза на единицу поступления) для радионуклида j — перорально, $e(g)_{j,ing}$, или путем ингаляции, $e(g)_{j,inh}$, соответственно, — используется, чтобы опреде-

¹ В ОНБ поступление определено как “процесс попадания радионуклидов в организм ингаляционным или пероральным путем или через кожу”. В данном Руководстве по безопасности термин “поступление” используется и в этом описательном смысле, и в более конкретном смысле, приведенном в тексте.

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

лечь ожидаемую эффективную дозу от оцениваемого поступления. При профессиональном облучении все облучаемые люди — взрослые, и, следовательно, период времени, в течение которого оценивается ожидаемая эффективная доза, — 50 лет, независимо от возраста при поступлении.

2.2. Внутренние дозы не могут измеряться непосредственно: они могут быть только выведены из измеряемых величин — таких, как содержание активности в организме, скорость выделения или содержащиеся в воздухе концентрации радиоактивного материала. В разделе 7 приведены оценки доз на основе таких измерений.

2.3. В ситуациях облучения из-за поступления в организм одного вида радионуклида ингаляционным путем или перорально (без внешнего облучения) предел поступления $I_{j,L}$, соответствующий релевантному пределу L эффективной дозы, определяется выражением:

$$I_{j,L} = \frac{L}{e(g)_j},$$

где $e(g)_j$ является соответствующим значением ожидаемой эффективной дозы на единицу поступления. Когда имеется облучение несколькими видами радионуклидов и/или внешнее облучение, должна быть рассчитана совокупная эффективная доза. Требования и рекомендации по оценке дозы в этих обстоятельствах даны в ОНБ [2] и в ссылке [3].

2.4. Значения ожидаемой эффективной дозы на единицу ингаляционного и перорального поступления для работников даны в таблице II-III ОНБ [2] (за исключением дочерних продуктов радона и торона). Значения для некоторых радионуклидов воспроизведены в таблице A-I приложения к данному Руководству по безопасности.

2.5. Пределы поступления дочерних продуктов радона и торона и облучения от них даны в таблице II-I ОНБ [2] и кратко приводятся в Руководстве по безопасности [3], входящем в данную серию.

2.6. Доля поступления, которая остается в организме (для прямых методов) или выводимая из организма (для косвенных методов) ко времени t после поступления, может быть обозначена $m(t)$ [8, 9]. Эта доля зависит от радионуклида, его химической и физической формы и пути его поступления, а также от t . Чтобы оценить поступление для получения величины дозы, измеренное содержание в организме или скорость выведения должны быть разделены на соответствующее значение $m(t)$ (см. раздел 7). Величина ожидаемой дозы может быть серьезно занижена, если коэффициент дозы $e(g)_j$ применяется непосредственно к измеряемому содержанию в организме, а не к выведенному поступлению.

2.7. Потенциал ингаляции радионуклидов должен быть при необходимости оценен путем измерения уровня активности в пробах воздуха. Допустимая объемная активность в воздухе (ДОА, выраженная в Бк/м³) определяется как такая концентрация активности содержащихся в воздухе загрязняющих веществ, которая привела бы к поступлению $I_{j,inh,L}$ в организм работника, подвергшегося ее действию непрерывно в течение одного года (принятого равным 2000 рабочих часов). Для стандартной частоты дыхания 1,2 м³/ч ДОА будет, таким образом, равна:

$$\text{ДОА} = \frac{I_{j,inh,L}}{2000 \times 1,2}.$$

2.8. Например, при ингаляции работником ¹³⁷Cs в виде аэрозоля с САДА (средним аэродинамическим диаметром активности) 5 мкм $e(g)_{j,inh} = 6,7 \times 10^{-9}$ Зв/Бк. Если принять L равным предельной дозе профессионального облучения — 20 мЗв/год (0,02 Зв/год) [3], то

$$I_{j,inh,L} = \frac{0,02}{6,7 \times 10^{-9}} = 3 \times 10^6 \text{ Бк}$$

и

$$\text{ДОА} = \frac{3 \times 10^6}{2000 \times 1,2} = 1,3 \times 10^3 \text{ Бк/м}^3.$$

Практически ДОА была бы округлена до 1×10^3 Бк/м³. В таблице А-II приложения даны примеры значений ДОА.

2.9. Измеряемая концентрация активности содержащихся в воздухе загрязняющих веществ, выраженная как доля ДОА, может быть умножена на время облучения в часах, чтобы получить оценку поступления, выраженную в ДОА·ч. По определению, 2000 ДОА·ч соответствует поступлению $I_{j,inh,L}$.

3. ПРОГРАММА МОНИТОРИНГА

ОСНОВНАЯ ЦЕЛЬ

3.1. Основной целью оперативных программ мониторинга является оценка условий рабочего места и индивидуального облучения. Оценка доз, получаемых в ходе повседневной работы, или доз, которые могут быть получены работниками в результате поступления радиоактивных материалов в организм, составляет неотъемлемую часть любой программы радиационной защиты и по-

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

могает гарантировать приемлемый уровень безопасности и удовлетворительные в радиологическом отношении условия на рабочем месте.

3.2. Меры, принимаемые в соответствии с общими требованиями радиационной защиты работников, описаны в соответствующем Руководстве по безопасности по применению принципов радиационной защиты от профессионального облучения [3]. Конкретные аспекты мониторинга, которые касаются облучения в результате поступления радиоактивных материалов в организм, представлены ниже.

ОЦЕНКА ИНДИВИДУАЛЬНОЙ ДОЗЫ

3.3. Типичными методами индивидуального мониторинга поступления являются счет излучения организма в целом, счет излучения органа (например, щитовидной железы или легких) и анализ проб выделений. Также используется взятие пробы из зоны дыхания индивидуальными пробоотборниками воздуха.

3.4. Во многих обстоятельствах, связанных с облучением радионуклидами, будет необходим мониторинг рабочего места. Процедуры мониторинга могут быть введены, чтобы показать удовлетворительные рабочие условия, или в случаях, когда индивидуальный мониторинг недостаточен для обеспечения адекватной защиты работников. Такой мониторинг рабочего места может также быть целесообразен при низких уровнях загрязнения, например, в научно-исследовательской лаборатории, использующей небольшие количества радиоактивных индикаторов.

3.5. Мониторинг для оценки доз вследствие поступления радионуклидов может включать один или несколько следующих методов:

- a) последовательные измерения радионуклидов в организме в целом или в конкретных органах;
- b) измерение радионуклидов в биологических пробах, таких как выделения или выдыхаемый воздух; и
- c) измерение радионуклидов в физических пробах, таких как фильтры из индивидуальных или стационарных пробоотборников воздуха, или мазки с поверхностей.

Измерения могут использоваться для расчетов поступления радионуклида, которое, умноженное на соответствующий коэффициент дозы, дает оценку ожидаемой эффективной дозы. Коэффициенты дозы для широкого диапазона радионуклидов приведены в ОНБ [2], а для некоторых радионуклидов воспроизведены в таблице А-1 приложения. В некоторых обстоятельствах результаты прямого измерения могут использоваться для расчета мощности дозы на весь организм или на отдельные органы.

Потребность в мониторинге

3.6. Определение зоны как контролируемой или зоны наблюдения и установление необходимости в индивидуальном мониторинге производится на основе знания условий на рабочем месте и потенциала облучения работника. Вообще решение о включении работника в программу мониторинга внутреннего облучения следует основывать на вероятности того, что данное отдельное лицо могло получить поступление радиоактивного материала, превышающее заранее определенный уровень. Рекомендации по определению контролируемых зон и зон наблюдения содержатся в соответствующем Руководстве по безопасности [3]. Если установлены эксплуатационные процедуры для предотвращения или уменьшения возможности поступления, то в общем случае должен быть установлен статус контролируемой зоны [3].

3.7. Нужно проводить индивидуальный мониторинг или мониторинг зоны в отношении внутреннего облучения или нет, зависит от количества радиоактивного материала и от вида радионуклида(ов), физической и химической формы радиоактивного материала, типа используемой защитной оболочки, выполняемых операций и общих условий труда. Например, работникам, имеющим дело с закрытыми источниками или с открытыми источниками в надежной оболочке, может потребоваться мониторинг внешнего облучения, но мониторинг внутреннего облучения не обязателен. Наоборот, работники, имеющие дело с такими радионуклидами, как тритий, ^{125}I или ^{239}Pu , могут нуждаться в мониторинге внутреннего облучения, но не внешнего облучения.

3.8. В некоторых случаях трудно определить, необходим ли данному работнику мониторинг поступления радиоактивного материала. Такой мониторинг в общем случае должен применяться только к работникам, занятым в зонах, которые отнесены к контролируемым ввиду необходимости именно контроля за загрязнением и в которых имеются основания ожидать значительных поступлений радионуклидов. Если опыт показывает, что вероятность превышения величины в 1 мЗв ожидаемой эффективной дозой профессионального облучения при годовом поступлении радионуклидов мала, то индивидуальный мониторинг может не понадобиться, но следует проводить мониторинг рабочего места.

3.9. Примеры ситуаций, в которых, как показывает опыт, необходимо рассмотреть вопрос о введении текущего индивидуального мониторинга внутреннего облучения, включают следующие:

- а) работа с большими объемами газообразных или летучих материалов, например трития и его соединений в крупномасштабных производственных процессах, в реакторах на тяжелой воде и при применении фосфорсодержащих красителей;

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

- b) обработка плутония и других трансурановых элементов;
- c) добыча, обогащение и переработка ториевых руд и использование тория и его соединений [что может привести к внутреннему облучению как за счет радиоактивной пыли, так и за счет торона (^{220}Rn) и его дочерних продуктов];
- d) добыча, обогащение и очистка высококачественных урановых руд;
- e) обработка природного и слабообогащенного урана и производство реакторного топлива;
- f) массовое производство радиоизотопов;
- g) работы в шахтах и в других производственных помещениях, где уровни радона превышают установленный уровень действий;
- h) обработка больших количеств радиофармацевтических препаратов, таких как ^{131}I для терапии;
- i) обслуживание реакторов, что может привести к облучению из-за продуктов деления и активации.

3.10. Для некоторых радионуклидов индивидуальный мониторинг может быть нецелесообразен из-за типа(ов) излучения и параметров чувствительности методов мониторинга, и необходимо полагаться на мониторинг рабочего места. Наоборот, для некоторых других радионуклидов, таких как тритий, индивидуальный мониторинг может быть более действен, чем мониторинг рабочего места.

3.11. При введении в эксплуатацию нового объекта или при начале нового технологического процесса индивидуальный мониторинг скорее всего будет необходим, и следует рассматривать вопрос о его проведении. По мере накопления опыта на рабочем месте следует возвращаться к вопросу о целесообразности сохранения текущего индивидуального мониторинга. Возможно, что для целей радиационной защиты будет достаточно мониторинга рабочего места.

3.12. Рекомендации и примеры критериев того, необходим ли индивидуальный мониторинг, даны в добавлении I.

Разработка программы текущего мониторинга

3.13. Текущий мониторинг внутреннего облучения работников проводится выборочно по фиксированному графику. Мониторинг внутреннего облучения имеет несколько недостатков, которые следует учитывать при разработке адекватной программы мониторинга.

3.14. Во-первых, при мониторинге не измеряется непосредственно ожидаемая эффективная доза отдельного лица. Необходимы биокинетические модели, чтобы соотнести уровень активности в пробе выделений с активностью в организме во время взятия пробы, сопоставить содержание радионуклидов в организме

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

во время взятия пробы с первоначальным поступлением и рассчитать ожидаемую эффективную дозу по оценке поступления.

3.15. Во-вторых, измерения могут быть искажены за счет влияния других находящихся в организме радионуклидов, таких как естественно содержащийся ^{40}K , ^{137}Cs из глобальных радиоактивных выпадений, уран, естественно содержащийся в пище, или радиофармацевтические препараты, применяемые в диагностических или терапевтических целях. Следовательно, важно установить содержание в организме как природных, так и искусственных радионуклидов из предыдущих поступлений. Это особенно важно при повышенном уровне поступления при непрофессиональном облучении, например, в областях горнодобычи, где бытовое облучение выше среднего из-за радона. У всех рабочих следует провести измерение биологической активности перед началом работ с радиоактивными материалами, чтобы определить “фоновый” уровень.

3.16. Радиофармацевтические препараты могут исказить данные определения биологической активности в течение некоторого времени после их введения в организм, в зависимости от свойств применяемого средства и от радионуклидов на рабочем месте. Следует рекомендовать работникам сообщать руководству о каждом случае применения радиофармацевтических препаратов, дабы определить, можно ли проводить адекватный мониторинг внутреннего облучения.

3.17. В-третьих, результаты программы индивидуального мониторинга для оценки хронических поступлений могут зависеть от времени проведения мониторинга. Для некоторых радионуклидов со значимым компонентом раннего выведения с выделениями измерения, сделанные до и после выходных дней, могут существенно различаться. Если возможно хроническое облучение, то такие случаи следует рассматривать индивидуально [8—10]. Кроме того, для нуклидов с длительным периодом эффективного полураспада количество элемента, содержащееся в организме, и количество, выведенное из него, зависят от числа лет, в течение которых работник подвергался облучению, и будут с годами увеличиваться. В целом остаточную активность от поступлений за предыдущие годы следует считать частью фонового уровня текущего года.

3.18. И наконец, аналитические методы, используемые для индивидуального мониторинга, иногда не обладают чувствительностью, адекватной для регистрации уровней активности, представляющих интерес (см. добавление II). Если индивидуальный мониторинг невозможен, следует применить систему, включающую мониторинг рабочего места и персонала, чтобы определить, насколько возможно, количества радионуклидов, которые, вероятно, поступили в организм отдельного лица. Возможно применение стационарных или индивидуальных пробоотборников воздуха (ИПВ) для определения концентрации присутствующих в воздухе радиоактивных веществ, чтобы затем, в сочетании со стандарт-

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

ными или привязанными к местности допущениями по физико-химической форме вещества, по частоте дыхания и по длительности облучения работника дать оценку поступлений по ингаляции. Аналогичным образом, мониторинг поверхности может использоваться для определения потенциала поступления или необходимости более тщательного мониторинга рабочей зоны, но модели оценки поступлений от поверхностного загрязнения весьма ненадежны.

3.19. Особую озабоченность вызывает обусловленное радоном облучение в подземных выработках, в зданиях, построенных из материалов со значительным содержанием радия, в административных, производственных и иных помещениях, расположенных в местах с повышенными уровнями содержания урана в почве, и в зданиях, где обрабатываются большие количества подземных вод. В 1993 году МКРЗ выпустила рекомендации по защите от ^{222}Rn дома и на работе [11]. Серия изданий МАГАТЭ по безопасности № 26 [12] посвящена радиационной защите в промышленности по добыче и переработке радиоактивных руд.

Методы измерения

3.20. Поступление радионуклидов может быть определено прямыми или косвенными методами измерений. Прямые измерения фотонов гамма- или рентгеновских лучей (включая тормозное излучение), испускаемых находящимися внутри организма радионуклидами, часто называются измерениями активности организма, мониторингом организма в целом или дозиметрией организма в целом. Косвенные измерения — измерения активности в пробах, которые могут быть как биологическими (например, выделения), так и физическими (например, воздушные фильтры). Каждый тип измерения имеет преимущества и недостатки, и выбор одного из них в значительной степени зависит от природы измеряемого излучения. Прямые методы применимы только к тем радионуклидам, которые испускают фотоны достаточной энергии и в достаточном количестве, позволяющем им выйти за пределы организма, где их можно измерить внешним детектором. Под эту категорию подпадают многие продукты деления и активации. Инкорпорированные радионуклиды, которые не испускают энергетические фотоны (например, ^3H , ^{14}C , $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$, ^{239}Pu), обычно измеряются только косвенными методами. Однако некоторые бета-излучатели, особенно с высокими энергиями эмиссии, такие как ^{32}P или $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$, могут иногда измеряться “непосредственно” по произведенному тормозному излучению. Такие измерения тормозного излучения, из-за его относительно высокого минимума поддающейся выявлению активности (см. добавление II), для текущего мониторинга обычно не используются.

3.21. Прямые измерения там, где они возможны, имеют преимущество в скорости и удобстве оценки общей активности в организме или определенной части организма во время измерения. Когда имеется достаточная чувствительность,

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

например для ^{131}I и ^{137}Cs , следует предпочесть непосредственное измерение содержания радионуклидов в организме или органе. Измерения организма в целом и отдельного органа меньше зависят от биокинетических моделей, чем косвенные измерения в ходе мониторинга, но на них отражается большая неточность калибровки, особенно для эмитентов фотонов низкой энергии. При прямых измерениях может понадобиться отстранить работника от работы, связанной с облучением, на период измерения параметров удержания радиоактивности, и, как правило, требуются специальные, хорошо экранированные (и, следовательно, дорогие) установки и оборудование.

3.22. Прямые измерения полезны для определения как природы, так и количества радионуклидов в смеси, попавшей в организм ингаляционным, пероральным или инъекционным путем. Кроме того, прямые измерения могут содействовать определению способа поступления по распределению активности в организме [13, 14]. Последовательные измерения, где они возможны, могут показать перераспределение активности и дать информацию относительно общего удержания радионуклидов в организме и биокинетического поведения радионуклидов в организме.

3.23. Косвенные измерения, как правило, создают меньше помех деятельности работников, но для них необходима радиохимическая аналитическая лаборатория; такая лаборатория может также использоваться для измерения проб окружающей среды, но измерения материалов с высоким уровнем активности (например, химического состава воды ядерного реактора) и с низким уровнем активности (например, биологические пробы или пробы окружающей среды) следует выполнять в отдельных лабораториях. Измерения выделений определяют скорость выведения радиоактивных материалов из организма тем или иным путем, и они должны быть соотнесены с содержанием радиоактивных материалов в организме и с их поступлением в рамках биокинетической модели. Поскольку радиохимические анализы позволяют обнаружить низкие уровни активности, измерения выделений обычно способствуют выявлению активности в организме.

3.24. Интерпретация данных измерения проб воздуха может быть сопряжена со сложностями, поскольку измеряется концентрация радионуклидов в воздухе в месте расположения пробоотборника, но не обязательно в зоне дыхания работника. Однако с помощью индивидуального пробоотборника воздуха (ИПВ), помещенного на лацкан одежды работника или на его защитный головной убор, можно взять пробу, репрезентативную в отношении концентрации активности в воздухе, который работник вдохнул, за исключением тех случаев, когда проба состоит только из нескольких частиц. Измерения концентрации в воздухе в сочетании с допущениями относительно частоты и объема дыхания и измеренными периодами облучения могут использоваться для оценки поступления. Однако использование ИПВ позволяет только оценить поступление и не может использоваться для уточнения оценки дозы, основанной на индивидуальных

характеристиках удержания. Кроме того, измерения с помощью ИПВ не могут быть повторены в случае сомнений в результатах анализа или их утраты. Но эти измерения могут способствовать получению оценки поступления таких радионуклидов, как ^{14}C (в форме твердых частиц), ^{239}Pu , ^{232}Th и ^{235}U , в отношении которых прямые или другие косвенные методы оценки активности организма недостаточно чувствительны. Интерпретация этого метода мониторинга зависит от коэффициентов дозы и допустимых объемных активностей в воздухе (ДОВА), определение которых дается в разделе 2 и которые далее рассматриваются в разделе 7. Коэффициенты дозы и ДОВА для различных химических форм некоторых радионуклидов приводятся в таблицах А-I и А-II.

3.25. Размер частиц влияет на депонирование вдыхаемых частиц в дыхательных путях, поэтому информация относительно распределения размеров частиц необходима для правильной интерпретации результатов определения биологической активности и последующей оценки дозы. Во многих ситуациях распределение содержащихся в воздухе частиц по размерам следует определять с помощью каскадного импактора или другими методами. Как минимум, в измерении проб воздуха следует включать измерение концентрации вдыхаемой фракции содержащихся в воздухе твердых частиц. Некоторые модели для интерпретации полученных с помощью ИПВ результатов не учитывают частицы, не попадающие в организм путем ингаляции [15]. В принципе чем больше имеется конкретной информации о месте и о материале, тем точнее будет оценка дозы.

3.26. Из-за наличия природных радиоактивных материалов, из-за статистических колебаний в скорости счета и из-за факторов, связанных с подготовкой и анализом проб, методы измерения имеют пределы обнаружения. В добавлении II приводятся понятия минимальной значимой активности (МЗА) и минимальной обнаруживаемой активности (МОА), которые используются для характеристики пределов обнаружения любого метода измерения.

Периодичность мониторинга

3.27. Как говорится в пункте I.35 (Добавление I) ОНБ [2], “характер, частота проведения и точность индивидуального мониторинга определяются с учетом величины и возможных колебаний уровней облучения и вероятности и величины потенциального облучения”. Чтобы определить надлежащую частоту и тип индивидуального мониторинга, следует охарактеризовать рабочее место. Следует также знать, какие используются радионуклиды и, если возможно, их химические и физические формы. Если эти формы в условиях аварии могут измениться (например, при выбросе в атмосферу гексафторида урана в результате образуется HF и фтористый уранил), это также следует учитывать. Химическая и физическая форма (например, размер частиц) материала определяет его поведение при поступлении и последующую биокинетику в человеческом организме.

Они, в свою очередь, определяют пути и скорость выведения и, следовательно, виды проб выделений, которые должны быть отобраны, и частоту их сбора.

3.28. График взятия проб для определения биологической активности должен быть составлен так, чтобы минимизировать влияние погрешности в оценке поступления из-за неизвестности времени поступления в рамках периода мониторинга. МКРЗ [8, 9] в принципе рекомендует выбирать периоды мониторинга так, чтобы при предположении, что поступление произошло в середине периода мониторинга, оценка поступления не была занижена более чем в три раза.

3.29. При планировании индивидуального мониторинга прямыми или косвенными методами должно быть учтено еще одно соображение — необходимость обеспечить, чтобы поступление выше предопределенного уровня не было “пропущено” [16]. Поступление может быть пропущено, если в результате радиоактивного распада и биологического выведения содержание в организме или точное выделение радионуклида за время между поступлением и измерением снизятся до уровня ниже минимальной значимой активности (МЗА) измерения (подробности см. добавление II). Доля поступления, остающаяся в организме для прямого измерения или выделяемая из организма для косвенного измерения, $m(t)$, зависит как от периода физического полураспада, так и от биокинетики радионуклида и является функцией времени, прошедшего с момента поступления. Таким образом, поступление I и возникающая в результате этого ожидаемая эффективная доза $E(50)$ будут пропущены, если $I \times m(t)$ меньше, чем МЗА. Как правило, периодичность мониторинга устанавливается так, чтобы не были пропущены поступления, соответствующие более чем 5% годового предела дозы.

3.30. Таким образом, периодичность мониторинга будет в значительной степени определяться чувствительностью методики измерения. Хотя следует обеспечить, чтобы методы измерения были максимально чувствительны, издержки, связанные с использованием наиболее чувствительных методов и наибольшей частотой взятия проб, следует соотносить с ущербом от облучения, соответствующим дозам, которые могут быть занижены или пропущены, если используются менее чувствительные методы или менее частые измерения.

3.31. В любом случае следует обеспечить, чтобы принятые метод определения биологической активности и частота измерений были в состоянии обнаружить поступление, равное установленной доле предела дозы. Иногда эта цель не может быть достигнута из-за недостатка аналитической чувствительности, неприемлемо больших периодов счета при прямых измерениях или неприемлемо коротких интервалов между взятием проб выделений, особенно в случае взятия фекальных проб с целью мониторинга ингаляции нерастворимых твердых частиц. В таких случаях, чтобы гарантировать адекватную защиту работников, следует использовать дополнительные методы, такие как улучшенный мониторинг рабочего места и взятие индивидуальных проб воздуха.

Контрольные уровни

3.32. Контрольные уровни содействуют управлению работой. Они могут быть выражены в единицах измеряемых величин или в единицах других величин, с которыми измеряемые величины могут быть соотнесены, и если они превышены, следует принять определенные меры или решения. Различные виды контрольных уровней описываются в соответствующем Руководстве по безопасности [3]. Применительно к поступлению радионуклидов контрольные уровни, как правило, основаны на ожидаемой эффективной дозе $E(50)$. С учетом других источников облучения каждому виду контрольного уровня (см. ниже) должна быть установлена соответствующая доля предела дозы. Уровни расследования и уровни регистрации важны для мониторинга внутреннего загрязнения в случае профессионального облучения.

Уровень расследования

3.33. Уровень расследования — “значение таких величин, как эффективная доза, поступление или загрязнение на единицу площади или объема, при котором или при превышении которого следует провести расследование” [2]. В отношении поступления радионуклидов уровень расследования связан с величиной ожидаемой эффективной дозы, превышение которой, выявленное в ходе мониторинга, расценивается как достаточно значимое, чтобы оправдывать дальнейшее расследование. Уровень расследования, установленный руководством предприятия, будет зависеть от целей программы и типа проводимого расследования.

3.34. Для текущего мониторинга уровень расследования поступления радионуклида устанавливается в зависимости от типа и периодичности мониторинга, а также от ожидаемого уровня и изменчивости поступлений. Численное значение уровня расследования зависит от знания условий на рабочем месте. Уровень расследования может быть установлен для лиц, регулярно или эпизодически занятых в конкретной операции, или может быть разработан для лиц, занятых на данном рабочем месте, независимо от конкретной операции.

3.35. В качестве примера для штатной операции при текущем мониторинге уровень расследования IL может быть установлен на основе ожидаемой эффективной дозы 5 мЗв (0,005 Зв) от поступления за год. Таким образом, при N периодах мониторинга в год уровень расследования (в Бк) для поступления любого радионуклида j за любой период мониторинга был бы равен:

$$IL_j = \frac{0,005}{Ne(g)_j},$$

где $e(g)_j$ является соответствующим коэффициентом дозы для ингаляции или перорального поступления.

Уровень регистрации

3.36. Уровень регистрации определен как “уровень дозы, облучения или поступления, определенный регулирующим органом, на котором или выше которого значения доз, облучения или поступления, полученных работниками, вносятся в индивидуальные регистрационные записи их облучения” [2]. В качестве примера: уровень регистрации RL для поступления радионуклида может быть установлен так, чтобы соответствовать ожидаемой эффективной дозе 1 мЗв (0,001 Зв) от поступлений за год. Таким образом, при N периодах мониторинга в год уровень регистрации для поступления радионуклида j за период мониторинга был бы равен:

$$RL_j = \frac{0,001}{Ne(g)_j}.$$

Производные уровни

3.37. величиной, фактически измеряемой в индивидуальных программах определения биологической активности, является активность радионуклида в организме или в пробах выделений, и, следовательно, уместно установить контрольные уровни непосредственно для результатов измерения. Они называются производными уровнями расследования (DIL) и производными уровнями регистрации (DRL). Они являются результатами измерения, при которых предполагается поступление радионуклида или ожидаемые эффективные дозы, соответствующие контрольным уровням. Производные уровни расследования и уровни регистрации рассчитываются отдельно по каждому радионуклиду. Они относятся к конкретной радиохимической форме вещества на рабочем месте и являются функцией времени с момента поступления. Для примеров, приведенных выше:

$$DIL_j = \frac{0,005}{Ne(g)_j} \times m(t_0),$$

где t_0 , типичное время, прошедшее с момента поступления до момента взятия биопробы, обычно рассчитывается как $365/2N$ дней, на основании предположения, что поступление происходит в средней точке периода мониторинга, и:

$$DRL_j = \frac{0,001}{Ne(g)_j} \times m(t_0).$$

Даже если полученная в результате доза ниже той, которая соответствует уровню регистрации, результаты измерения следует сохранять в регистрационных записях мониторинга облучения рабочего места и индивидуального мониторинга [17] (см. также раздел 8). В случаях внешнего облучения работников или облу-

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

чения несколькими радионуклидами руководство предприятия вправе принять решение соответственно уменьшить производные уровни по отдельным радионуклидам.

Использование данных по конкретным материалам и отдельным лицам

3.38. Биокинетические модели для большинства радионуклидов в их наиболее распространенных формах, со значениями контрольных параметров, были изданы МКРЗ (см. раздел 6). Эти модели основаны на условном человеке [18] и наблюдениях за поведением радионуклидов в людях и животных. Они были разработаны для определенных химических форм радионуклидов и обычно используются при планировании. Как упоминалось выше, чтобы определить, какие формы фактически представлены, должны быть охарактеризованы конкретные условия рабочего места. Вероятно, в некоторых случаях химические или физические формы используемых на данном рабочем месте радионуклидов не будут соответствовать контрольным биокинетическим моделям. В этом случае может потребоваться разработка моделей по конкретным материалам.

3.39. Если поступления малы, например соответствуют нескольким процентам от предела дозы, контрольные модели, вероятно, будут адекватны для оценки полученных в результате доз. Однако если поступления оцениваются как приблизительно четверть или более величины предела дозы, то, чтобы оценить ожидаемую эффективную дозу более точно, может потребоваться разработка параметров биокинетической модели, специфической для рассматриваемого материала(ов) и отдельного(ых) лица(лиц). Такие биокинетические модели могут быть разработаны по результатам последовательных прямых и косвенных измерений облученных работников. Анализ воздуха на рабочем месте и проб поверхностного загрязнения также способствует интерпретации измерений биопроб, например путем измерения отношения ^{241}Am к $^{239+240}\text{Pu}$, когда прямое измерение ^{241}Am в легком используется для оценки поступления плутония или для оценки растворимости вдыхаемых частиц [13, 14].

3.40. Распространенный пример потребности в информации по конкретным материалам — случай, когда размер частиц, ингаляция которых работником вероятна, значительно отличается от предполагаемого значения САДА 5 мкм, рекомендуемого МКРЗ как значение по умолчанию для рабочего места [19]. В этом случае поступившие путем ингаляции фракции радиоактивных материалов, депонированные в различных отделах дыхательных путей, придется определить по модели дыхательных путей МКРЗ (см. раздел 6) [19], а также произвести расчет соответствующего коэффициента дозы. Может также понадобиться более конкретная информация о параметрах растворимости материала после поступления в организм путем ингаляции или перорально. Она может быть получена путем экспериментов на животных или экспериментов по изучению растворимости *in vitro*. Ретроспективное определение характеристик частицы после

облучения может вызывать затруднения, и вопрос о получении данных по конкретным материалам следует рассмотреть при составлении программы мониторинга работников.

3.41. Даже если все допущения в контрольных биокинетических моделях соответствуют данному рабочему месту, между отдельными лицами, при одинаковом поступлении радионуклида, будут все же иметься различия в скорости выделения и в других биокинетических параметрах. Различия между отдельными лицами и даже колебания суточной скорости выделения у одного отдельного лица часто более значительны, чем различия между контрольной биокинетической моделью и моделью, разработанной специально для данного отдельного лица. Чтобы несколько уменьшить такую неопределенность, периоды сбора проб выделений должны быть достаточно длинными, например 24 часа для мочи и 72 часа для кала. При обычных обстоятельствах параметры модели, построенной для конкретного отдельного лица, используются редко.

Целевой мониторинг

3.42. Целевой мониторинг, по определению, не является текущим, то есть заранее не планируется. Такой мониторинг проводится для сбора информации по конкретной операции и для обоснования, в случае необходимости, решений по ведению операции. Этот вид мониторинга особенно полезен, когда краткосрочные мероприятия проводятся в условиях, непригодных для осуществления длительных операций. Целевой мониторинг обычно проводится тем же образом, что и текущий мониторинг, если условиями операции не задано иное, например если речь идет о другом типе радионуклидов или если вероятность или потенциальная величина внутреннего облучения значительно больше.

Специальный мониторинг

3.43. Специальный мониторинг может потребоваться, если факт облучения известен или предполагается, или вследствие необычной аварийной ситуации, такой как нарушение защиты радиоактивных материалов, что выявляется пробой воздуха или поверхности, или после аварии. Чаще всего он применяется, если текущие замеры биопроб показывают превышение производного уровня расследования. Применение этого вида мониторинга может также быть результатом анализа эпизодических проб, таких как выделения из носа, мазки, или других мер мониторинга.

3.44. Специальный мониторинг, проводимый в связи с аварийной ситуацией, обычно не отличается от текущего измерения с точки зрения методик измерения, хотя может потребоваться повышенная чувствительность или ускоренная обработка. Лабораторию следует уведомить, что анализ пробы или прямое измерение имеют приоритет над текущими измерениями; может быть изменена

также периодичность последующего мониторинга. Лабораторию следует также уведомить, что уровень активности проб может быть выше нормы, с тем чтобы методика измерения была подогнана к ситуации специального мониторинга и были приняты необходимые меры предосторожности для предотвращения загрязнения других проб.

ОЦЕНКА ПОСЛЕ АВАРИЙ ИЛИ АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЙ

3.45. В некоторых ситуациях при использовании радиоактивного материала отказывают средства управления. Аварии или аварийные ситуации могут привести к выбросу радиоактивных материалов в рабочую зону с возможностью высоких доз облучения работников.

3.46. Радиационные последствия аварии могут быть осложнены травмой или другим видом ущерба здоровью работников. Медицинская помощь при травмах, особенно потенциально угрожающих жизни, обычно имеет приоритет над радиологическими операциями, включая оценку облучения. В таких случаях оценка облучения после аварии должна проводиться, когда ситуация станет управляемой.

3.47. Как только началась оценка внутреннего облучения, должен быть собран по возможности максимальный объем информации. Например, потребуются информация о времени и характере аварийной ситуации и о виде радионуклидов, а также о графике отбора биологических проб и измерений активности тела. Эта информация может не только понадобиться для оценки облучения, но и способствовать медицинскому диагнозу, направлять лечение пострадавшего (которое может включать хелатотерапию или иссечение раны) и принести впоследствии пользу при реконструкции самой аварии или аварийной ситуации и при последующем медицинском наблюдении за пострадавшим [20, 21].

3.48. Так как поступления, вызванные авариями или аварийными ситуациями, могут привести к тому, что ожидаемые эффективные дозы приблизятся к пределу дозы или превысят его, для оценки облучения обычно необходимы данные по конкретным материалам и отдельным лицам. Эти данные включают информацию относительно химических и физических форм радионуклида(ов), размера частиц, содержащихся в воздухе концентраций, уровней поверхностного загрязнения, характеристик удержания у пострадавшего, выделений из носа, мазков с лица и уровней загрязнения других участков кожи, а также результаты внешней дозиметрии. Различные данные будут часто казаться несовместимыми или противоречивыми, особенно если период поступления не определен. Адекватная оценка дозы может быть сделана только после рассмотрения всех данных, выявления источников расхождения данных и устранения,

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

по мере возможности, этих расхождений, а также определения наиболее вероятных и наилучших возможных сценариев облучения и величины каждого поступления.

Прямые и косвенные методы

3.49. Решающим фактором выбора прямых или косвенных методов мониторинга внутреннего облучения после аварии или аварийной ситуации являются радиационные характеристики задействованных радионуклидов. Если пострадавший подвергся внешнему облучению гамма-излучающими радионуклидами, то прямые измерения обычно проводят после дезактивации пострадавшего — как для того, чтобы предотвратить искажение результатов измерений, так и с целью избежать загрязнения применяемых при прямых измерениях приборов [22, 23]. Иногда оценку необходимо провести срочно, до полной дезактивации, в этом случае пострадавшего следует обернуть в чистую простыню, чтобы минимизировать загрязнение измерительных приборов. Результат этого первичного прямого измерения устанавливает верхнюю границу содержания радионуклидов в организме, но после дальнейшей дезактивации необходимы дополнительные измерения [24]. Внешнее загрязнение альфа- или чистыми бета-излучателями обычно не искажает данных прямых измерений, если бета-излучатель(ли) не производит(ят) тормозного излучения. Внешнее загрязнение не искажает результатов косвенных методов, если приняты меры для предотвращения переноса загрязнения на пробы выделений. В редких случаях поступления могут быть настолько высоки, что понадобятся специальные методики как для прямых, так и для косвенных измерений, чтобы избежать помех в работе оборудования, например увеличения мертвого времени электронных приборов [22, 23].

3.50. После аварии или аварийной ситуации следует рассмотреть возможность проведения анализов проб мочи и кала для проверки поступления радиоактивного материала. Однако результаты таких анализов часто трудно интерпретировать из-за возможности поступления несколькими путями и неточной информации по количеству радионуклида, перенесенному в кровь из точек поступления. Измерения проб выделений в общем случае не используются для оценки поступления сразу после аварии или аварийной ситуации из-за задержки между поступлением и выделением, в особенности когда речь идет о фекальных выделениях. Кроме того, быстро выводящиеся компоненты мочеиспускания могут вызывать трудности в истолковании, поскольку они не полностью определены в некоторых биокинетических моделях. Тем не менее следует собирать все выделения после аварии или аварийной ситуации; раннее обнаружение радиоактивных материалов в пробе мочи может быть полезным как показатель растворимости задействованного радиоактивного материала и возможности эффективного лечения. Если большие количества внешнего загрязнения препятствуют прямым измерениям, анализ выделений может быть единственным надежным методом оценки поступления.

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

3.51. С учетом общего принципа предпочтения неинвазивных процедур инвазивные процедуры, такие как анализ крови, обычно оправданы только в аварийных ситуациях, когда могли иметь место большие поступления. Анализ крови может дать информацию относительно растворимости и биокинетики данного радиоактивного материала, но обычно имеет ограниченное значение для обеспечения количественных оценок поступления из-за быстрого выведения большинства радионуклидов в другие ткани.

3.52. Пробы, взятые в ходе мониторинга рабочего места, такие как воздушные фильтры и мазки поверхностного загрязнения, следует проанализировать, чтобы определить имеющиеся в них радионуклиды, отношения изотопов и их физико-химические характеристики.

Последующий мониторинг

3.53. Последующие программы как прямого, так и косвенного мониторинга следует проводить в течение длительного времени после аварии или аварийной ситуации, с разумными промежутками. Эта информация поможет в установлении периодов полувыведения радионуклидов из тканей организма и скоростей их выделения. Это, в свою очередь, может помочь увеличить точность оценки дозы.

График взятия проб

3.54. После аварии или аварийной ситуации пробы выделений для косвенного мониторинга следует собирать до тех пор, пока не станет возможной приемлемая оценка временного режима выделений. Если используется очистительная терапия, такая как назначение хелатирующих средств [20], то пробы следует продолжать брать, чтобы определить эффективность терапии. Как только режим выделений стабилизируется, отдельные пробы, собранные в течение дня, могут быть объединены в суточные пробы, а для анализа взяты соответствующие аликвоты.

3.55. Если прямые измерения возможны, то их, если состояние здоровья пациента позволяет, следует проводить через равные промежутки времени. Частота прямых измерений определяется скоростями выведения и распада депонированных в организме радиоактивных материалов. Последовательные прямые измерения конкретных органов или областей организма также могут содействовать определению биокинетики активности. Например, последовательные измерения поступившего путем ингаляции ^{241}Am могут показывать выведение активности из легких и перераспределение ее в кости и печень [25]. В случае депонирования некоторых нерастворимых форм радиоактивных материалов в порезах или ранах последующий мониторинг может показать депонирование в региональных лимфатических узлах как следствие лимфатического выведения, с медленным выведением из этих участков [26, 27].

4. ПРЯМЫЕ МЕТОДЫ

ВВЕДЕНИЕ

4.1. Наиболее точные оценки внутренней дозы могут быть произведены, когда распределение и полное содержание поглощенного радионуклида в организме может быть достоверно определено прямым подсчетом его эмиссии из организма *in vivo*. Однако все же может потребоваться биокинетическое моделирование удержания и биофизическое моделирование депонирования энергии, чтобы рассчитать поступление и ожидаемую эффективную дозу; поэтому прямые методы могут также зависеть от интерпретации скоростей выделения, которые зачастую заметно колеблются во времени и различны для отдельных лиц.

4.2. Прямое измерение возможно, когда поглощенный(ые) радионуклид(ы) испускает(ют) проникающую радиацию (обычно рентгеновские лучи или гамма-кванты, включая тормозное излучение) достаточной энергии и выхода, позволяющих обнаружить ее за пределами организма (добавление II). Подробное описание методов, обычно используемых при прямом измерении, содержится в ссылке [7]. В большинстве применений с подсчетом *in vivo* детекторы фотонов устанавливаются в определенных точках вокруг пациента, обычно по меньшей мере с частичным экранированием детектора и/или пациента, чтобы снизить уровень помех от окружающих внешних источников.

ГЕОМЕТРИЯ ИЗМЕРЕНИЯ

4.3. Для конкретных целей разработаны различные схемы расположения детекторов. Для радионуклидов, которые распределяются по всему организму, обеспечивается наибольшая чувствительность при подсчете активности всего организма или большей его части. Измерение активности всего организма проводят по схеме статической геометрии, одним или несколькими детекторами, или сканированием — перемещая пациента относительно статических детекторов или перемещая детекторы вдоль неподвижного объекта. Статические конфигурации обычно включают несколько детекторов, распределенных вдоль стоящего или лежащего на спине пациента, или один детектор, направленный к центру фигуры пациента, помещенного на наклоненное назад кресло или на изогнутую опору. Некоторые примеры геометрии подсчета показаны на рис. 1.

4.4. Для других радионуклидов, которые хотя бы временно сосредотачиваются в конкретных органах или тканях тела, рекомендуется мониторинг конкретных участков организма. Примеры — радиоактивный йод, который накапливается щитовидной железой, и вдыхаемые радиоактивные частицы, которые удерживаются в легких. Проведение локализованного мониторинга также реко-

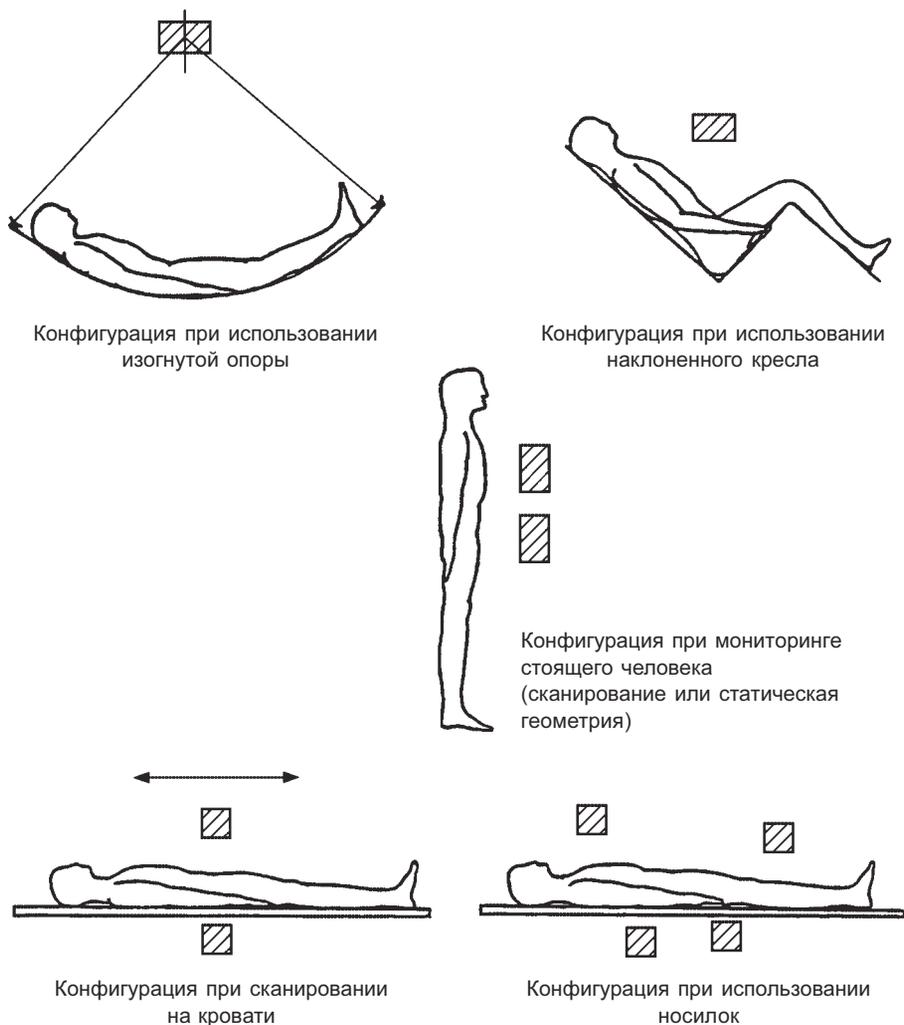


РИС. 1. Различные конфигурации, используемые для мониторинга организма в целом.

мендуется при поступлении через рану или когда по иным причинам необходимо определить распределение радионуклида(ов) внутри организма.

4.5. Во всех случаях следует сравнивать замеры активности пациента с сигналами, полученными при тех же условиях от антропоморфного фантома или другого заменителя, содержащего известные количества рассматриваемого радионуклида. Следует обеспечить, чтобы распределение радионуклида в калибро-

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

вочном фантоме соответствовало, насколько возможно, ожидаемому в человеческом организме, хотя некоторые методы измерения более чувствительны к этому распределению, чем другие. Подсчет активности всего организма вряд ли окажется совершенно непригодным для обнаружения значительных количеств локализованной активности, но может не дать точной оценки ее количества или не предоставить правильной информации относительно пространственного распределения активности.

МЕТОДЫ ОБНАРУЖЕНИЯ

4.6. Для различных целей используются разные системы обнаружения. Неорганические кристаллы элементов с высокими атомными номерами, как правило активизированного таллием йодида натрия, NaI(Tl) , обычно применяются для обнаружения энергетических фотонов (более 100 кэВ), которые испускаются многими продуктами деления и активации. Сцинтилляция, производимая взаимодействием кристалла с фотонами высоких энергий, регистрируется фотоэлектронными умножителями; они генерируют электронные импульсы, которые обрабатываются, чтобы получить спектр, соответствующий поглощенной кристаллом радиации. Этот тип системы измерения больше всего подходит для случаев, когда число радионуклидов мало; разрешающая способность по энергии ограничена, и даже методом развертки может не удастся определить радионуклиды, составляющие сложный спектр, например, только что образовавшейся смеси продуктов деления. Но во многих случаях этот подход обеспечивает наиболее чувствительный метод количественного определения содержания радионуклидов в организме.

4.7. Полупроводниковые детекторы выгодно отличаются своей разрешающей способностью по энергии и позволяют почти однозначно идентифицировать радионуклиды в смеси, но неудобны тем, что нуждаются в охлаждении до температур жидкого азота. Детекторы на основе германия высокой чистоты (HPGe) могут периодами переносить комнатную температуру, но требуют охлаждения в процессе работы. Кроме того, многие полупроводниковые детекторы выпускаются только сравнительно малых размеров, поэтому их чувствительность меньше чувствительности неорганических кристаллов и других сцинтилляторов. Компактные наборы трех—шести детекторов все чаще применяются для мониторинга загрязнения в конкретных органах, таких как легкие.

4.8. Фотоны с низкой энергией, такие как испускаемые ^{239}Pu (13—20 кэВ) и ^{241}Am (60 кэВ), могут быть обнаружены с помощью тонких кристаллов NaI(Tl) , которые по эффективности обнаружения сравнимы с более крупными кристаллами, но имеют намного более низкий фон. Добавление второго кристалла, обычно CsI(Tl) , в качестве защиты от антисовпадений, улучшает чувствительность обнаружения, удаляя вклад фотонов высоких энергий. Такое устройство, кото-

рое обычно известно как фосвич-детектор (phoswich — phosphor sandwich — люминесцентный бутерброд), может снизить предел обнаружения для этих фотонов более чем на порядок величины. Комплекты детекторов HPGe благодаря их низкому фону и высокому разрешению все чаще используются для обнаружения фотонов низких энергий. В случае подсчета фотонов низкой энергии (используя, например, фосвич или детекторы HPGe) при определении эффективности обнаружения необходимо учитывать толщину покрывающих слоев ткани.

4.9. Все более доступными становятся миниатюрные полупроводниковые детекторы, в частности использующие теллурид кадмия (CdTe) и работающие при комнатных температурах. Детекторы CdTe обладают высокой чувствительностью по обнаружению фотонов низких энергий. Их небольшой размер (приблизительно 10 мм в диаметре и 2 мм толщиной) делает их идеальными для локализованного мониторинга раны. Их дополнительные преимущества состоят в том, что нет необходимости помещать пациента в экранированную камеру и можно быстро оценить успех хирургической процедуры иссечения. Но эти компактные детекторы не подходят для спектрометрической идентификации и количественного определения радионуклидов.

4.10. Вообще рекомендуется, чтобы при установке современного оборудования для мониторинга *in vivo* использовались различные системы, годные для обнаружения конкретного(ных) радионуклида(ов), которые могут представлять интерес.

ПРОЦЕДУРЫ ИЗМЕРЕНИЯ

4.11. Объектам прямых измерений следует быть свободными от внешнего поверхностного загрязнения и быть в чистой одежде, часто в одноразовых бумажных костюмах. Аксессуары, такие как драгоценности, часы и очки, следует снимать. Такие предосторожности помогают избежать неправильного определения внутренней активности и предотвратить перенос загрязнения на измерительное оборудование. Насколько это возможно, пациентам следует находиться в одном и том же определенном положении для измерений, чтобы гарантировать воспроизводимость в циклах измерений и облегчить сравнение с результатами калибровки. В некоторых случаях для достижения достаточной точности измерений пациенту до одного часа следует оставаться неподвижным. Следует предусмотреть способы общения с пациентом в экранированной камере, особенно когда необходим длительный период подсчета.

4.12. Обычно считается, что возникающий в детекторе счет, обусловленный фоном, имеет четыре источника:

- a) окружающий радиационный фон от естественных источников, таких как космические лучи или радон и продукты его распада;
- b) радиационный фон от активности экранирования и другого оборудования;
- c) радиация от природной радиоактивности пациента;
- d) радиация, попадающая на детектор вследствие взаимодействия пациента и окружающей радиации.

Поэтому для систем счета, основанных на подсчете мерцаний [кристаллы NaI(Tl) или фосвич-детекторы], фоновый режим системы обнаружения следует определять с использованием соответствующего фантома, максимально схожего с обсчитываемым пациентом и установленного в определенном положении для измерений. При счете активности всего организма использование для определения фонового счета не подвергавшихся загрязнению лиц, подобранных по признаку пола, роста и веса, улучшит результаты. Но достичь полной идентичности невозможно, и нельзя контролировать такие факторы, как содержание ^{40}K , следовательно, лучшие результаты могут быть получены путем подбора контрольных групп или замерами конкретного отдельного лица до начала работы. Измерения фонового режима в счетчике следует максимально приблизить по времени к измерению пациента, в идеале — непосредственно до и сразу после. При использовании полупроводниковых детекторов подсчет фона на соответствующих фантомах не нужен.

4.13. Требования по обеспечению качества изложены в разделе 9.

5. КОСВЕННЫЕ МЕТОДЫ

ВВЕДЕНИЕ

5.1. Косвенный мониторинг основан на определении концентраций активности в биологических материалах, выделяемых из тела, обычно в моче, кале, выдыхаемом воздухе или крови, или в физических пробах, отобранных из рабочей среды, таких как пробы воздуха или загрязнения с поверхностей.

5.2. Косвенные методы наиболее применимы к таким радионуклидам, как тритий, которые не испускают сколько-нибудь значительных объемов сильнопроникающей радиации. Для некоторых других радионуклидов, например тех, что испускают фотоны только низкой энергии, нечувствительность и погрешности прямого измерения в ходе мониторинга могут быть таковы, что косвенный метод обеспечит более надежную оценку поступления, несмотря на его зависимость от интерпретации результатов измерений с помощью биокинетических

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

моделей процессов, которые могут колебаться во времени и по-разному протекать у разных людей. В других случаях косвенные методы могут быть более осуществимы, чем прямой мониторинг, и быть достаточно точными.

БИОЛОГИЧЕСКИЕ ПРОБЫ

5.3. Биологические пробы, наиболее часто используемые для оценки поступления, — моча и кал, но в специальных случаях используются выдыхаемый воздух, кровь или другие пробы. Например, анализ активности в выделениях из носа или в мазке из носа позволяет на ранней стадии определить вид и относительные уровни радионуклидов во вдыхаемой смеси. Но в этом случае соотношение между концентрацией активности в пробе и поступлением настолько неопределенное, что такие данные позволяют лишь в грубом приближении определить размер поступления.

5.4. Выбор вида биопробы будет зависеть не только от основного пути выделения, определяемого по физико-химической форме поступления и по биокинетической модели для данного(ных) элемента(ов), но и от таких факторов, как легкость сбора, анализа и интерпретации. Образцы мочи легко получать и анализировать, и они обычно содержат информацию относительно поступления радионуклидов в химических формах, которые легко переносятся в кровь. Поступления нерастворимого материала зачастую можно надежно оценить только по анализу фекалий.

Моча

5.5. После попадания радионуклидов в кровь и в большой круг кровообращения выведение из тела будет осуществляться в основном через мочу. Моча содержит отходы жизнедеятельности и другие материалы, включая воду, извлеченные почками из крови и скопившиеся за несколько часов или больше в мочевом пузыре перед мочеиспусканием. Из-за этого смешения в мочевом пузыре уровни радионуклидов в пробах мочи, полученных вскоре после однократного поступления, следует интерпретировать с осторожностью. Мочевой пузырь следует опорожнить вскоре после поступления и затем получить вторую и последующие пробы. Все пробы следует проанализировать.

5.6. Через несколько дней лучшие данные для оценки поступления обычно обеспечивают суточные пробы мочи. Если суточные пробы не были получены, общее количество выделения может быть оценено измерением креатинина. В программе текущего мониторинга радионуклидов с быстро выделяющимися компонентами следует учитывать день взятия проб, так как пробы, полученные до и после даже короткого периода без облучения, могут существенно отличаться.

5.7. При поступлении тритированной воды концентрация трития в моче такая же, как в воде организма, и может использоваться для оценки содержания радионуклидов в организме и мощности дозы независимо от модели выделения.

Кал

5.8. Фекальные пробы содержат воду, продукты распада клеток, оторвавшиеся из стенки желудочно-кишечного тракта, непоглощенные продукты жизнедеятельности, перемещаемые через желудочно-кишечный тракт, включая нерастворимые материалы, выведенные из легких, и продукты обмена веществ, выведенные из печени с желчью. Масса и состав фекальных выделений могут колебаться в весьма широком диапазоне и сильно зависеть от рациона. Поэтому надежные оценки суточной интенсивности фекального выделения радиоактивных материалов могут базироваться, как правило, только на суммарном сборе за 3—4 дня. Однократные пробы следует в большинстве случаев использовать только для целей скрининга.

5.9. Измерения, проводимые после отпуска работника, позволяют разграничить долю радионуклидов, поступивших путем ингаляции и быстро выводящихся через желудочно-кишечный тракт, и долю задержанного выведения системной активности и долгосрочных отложений нерастворимых форм радионуклидов в легких. Следовательно, при мониторинге работников, хронически облучаемых долгоживущими радионуклидами, в идеале фекальные пробы следует собирать после отпуска (отсутствия на работе в течение по меньшей мере десяти дней) и до возврата в рабочую среду.

Дыхание

5.10. Дыхание — это важный путь выделения только тех немногих веществ, которые непосредственно выдыхаются или в ходе обмена веществ преобразуются в газы или в летучие жидкости. Однако в этих случаях пробы дыхания могут обеспечивать удобный способ измерения активности выделения, не зависящей от большинства других источников радиоактивного загрязнения. Для радона и торона, произведенных в организме из поступивших ^{226}Ra и ^{228}Ra , имеются модели, которые использовались в целях оценки дозы [28].

Кровь

5.11. Анализ крови является непосредственным источником оценки радионуклидов, присутствующих в большом круге кровообращения, но используется он нечасто из-за медицинских ограничений процесса взятия пробы. За немногими исключениями (например, тритированная вода, ^{59}Fe и ^{51}Cr в меченых эритроцитах), анализ крови дает очень ограниченную информацию относительно общей

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

системной активности после поступления из-за быстрого выведения радионуклидов из кровотока и депонирования их в тканях.

Выделения из носа

5.12. Выделения из носа не следует использовать для оценки поступления, но они могут быть очень полезны при целевом и специальном мониторинге, указывая на необходимость взятия дополнительных проб и анализа, особенно когда предполагается облучение актинидами. Они могут также использоваться, чтобы идентифицировать составляющие в смеси радионуклидов.

Пробы тканей

5.13. При локализованных отложениях радионуклидов с высокой радиотоксичностью (например, трансурановых элементов) в ране обычно рекомендуется, при консультации с медиками, иссечь загрязнение сразу после поступления. Путем радиохимического анализа иссеченной ткани разрушающими и/или неразрушающими методами можно получить данные о радионуклидах и их относительных концентрациях; это способствует также оценке поглощения в крови и определению дальнейших действий.

5.14. Другие биологические пробы, такие как волосы и зубы, можно использовать, чтобы оценить поступление, хотя в общем случае они не могут использоваться для количественных оценок дозы. Пробы ткани, взятые при вскрытии, могут также использоваться для оценки содержания радионуклидов в организме.

ФИЗИЧЕСКИЕ ПРОБЫ

5.15. Физические пробы включают пробы воздуха, мазки с поверхности и другие материалы с рабочего места, которые можно использовать, чтобы определить физико-химическую форму радиоактивных загрязняющих веществ. Оценки поступлений, основанные на активности физических проб, особенно ненадежны из-за значительных различий в условиях рабочих мест и в способности различных индивидуумов поглощать поступления радионуклидов. Кроме того, оценка обычно основывается на одиночной пробе, взятой в начальном периоде процесса облучения, которая не может быть взята повторно. Тем не менее для тех радионуклидов, которые не испускают сильнопроникающей радиации и которые наблюдаются в выделениях только в низких концентрациях, например для некоторых вдыхаемых актинидов, интерпретация таких физических проб может стать основанием для оценки. Эти пробы могут также служить указанием на необходимость дополнительного индивидуального мониторинга.

Пробы воздуха

5.16. Пробы воздуха могут быть взяты из окружающей атмосферы помещения стационарными пробоотборниками воздуха или из зон дыхания рабочих индивидуальными пробоотборниками воздуха (ИПВ). Для соединений, легко рассеивающихся в воздухе, таких как радиоактивные газы и пары (например, $^{14}\text{CO}_2$ и тритированная вода), пробы из стационарных пробоотборников могут дать адекватное представление о вдыхаемых радиоактивных веществах, особенно в небольших помещениях. Однако в отношении других источников, таких как ре-суспандированные частицы, такие пробы могут привести к оценке активности вдыхаемого материала с ошибкой по величине на порядок или больше, в зависимости от относительного расположения источника, пробоотборника и работника.

5.17. Более репрезентативные пробы можно взять с помощью ИПВ — прибора с автономным питанием, который работник носит на себе и который через равные промежутки времени берет пробы непосредственно из зоны дыхания. Но и эти пробы могут привести к переоценке или недооценке поступлений, в зависимости от верности допущений относительно размера частиц и частоты дыхания. Чтобы уменьшать эту неопределенность, в некоторых системах ИПВ частицы, размер которых препятствует их ингаляции, не достигают фильтра [15].

5.18. Обе формы взятия пробы основываются на извлечении радиоактивного вещества из воздуха на материал сбора. Этот материал до некоторой степени должен соответствовать собираемому веществу. Например, вещество в виде твердых частиц может оседать на волокнистом фильтре грубой очистки, в то время как угольные фильтры-поглотители используются для взятия проб радонового газа и паров йода, а тритированная вода может быть собрана в водную ловушку.

5.19. Анализ размера частиц и растворимости проб содержащихся в воздухе радиоактивных веществ содействует разработке биокинетических моделей для оценки дозы (раздел 6). Прямое сравнение проб воздуха со значениями допустимых объемных активностей в воздухе (раздел 2) может использоваться как исходные данные для оценки условий рабочего места и для оценки дозы.

Пробы с поверхности

5.20. Вследствие того что моделирование переноса радиоактивных веществ с поверхностей в организм особенно неточно, пробы концентраций радионуклида на поверхностях используются прежде всего для выявления вероятности значительного поступления и необходимости индивидуального мониторинга. Такие пробы также свидетельствуют об относительных количествах различных радионуклидов в смеси и о наличии радионуклидов, не обнаруженных при анализе биопроб.

5.21. Пробы с поверхности обычно получают, протирая определенную область поверхности такими материалами, как ватные тампоны или фильтровальная бумага. Эти материалы используются благодаря их способности собирать предполагаемые загрязнители с поверхности и по мере необходимости выделять их для анализа. Эффективность сбора следует определять по каждому конкретному сочетанию поверхности и обтирочного материала, но для влажного тампона на умеренно пористой поверхности близка к 10%.

ОБРАЩЕНИЕ С ПРОБАМИ

5.22. При обращении с пробами, используемыми для оценки внутреннего облучения, следует принимать особые меры предосторожности; во-первых, чтобы избежать переноса радиоактивного или биологического загрязнения в ходе обращения и, во-вторых, чтобы гарантировать четкую связь между аналитическим результатом и первоначальной пробой, как требуется программой обеспечения качества (см. раздел 9).

5.23. Относительно потенциальной опасности загрязнений следует учитывать как биологические, так и радиоактивные контаминанты. Биологические пробы могут содержать патогены, такие как бактерии и вирусы. Эти патогены будут потенциально активны, пока вся проба не превращена в золу или не стерилизована иным способом. Следовательно, все такие пробы должны до анализа храниться при пониженной температуре, лучше всего замороженными. Это также уменьшит нежелательную биологическую деградацию таких материалов, как органически связанный тритий, для которых молекулярная форма является важным фактором в последующем анализе. Другой способ предотвращения деградации состоит в том, чтобы обработать пробу кислотой.

5.24. Для отслеживания проб цепочке хранения следует быть такой, чтобы каждая стадия сбора, транспортировки и анализа проб сопровождалась документацией, описывающей и подтверждающей факты передачи проб на каждом этапе.

5.25. Мочу, кал и другие биологические пробы не следует отбирать на загрязненных участках, чтобы можно было гарантировать, что замеры активности в пробе показывают именно выведение из организма. Пробы следует четко помечать именем работника, датой и временем сбора.

5.26. Ответственных за решения относительно типа(ов) анализа, который нужно провести по пробе, следует информировать о зонах, в которых работник мог быть облучен, особенно если вероятно, что у пробы будут высокие уровни активности, как может случиться при специальном мониторинге (раздел 3). Также важно, чтобы они знали о применении лекарственных средств или методов лечения, которые могут исказить результат анализа пробы или его интерпретацию.

МЕТОДЫ АНАЛИЗА

5.27. Анализ биологических или физических проб включает обнаружение и количественное определение эмиссии радионуклидов при помощи соответствующей аппаратуры. Во многих случаях для чувствительного и воспроизводимого обнаружения радионуклиды должны быть сначала отделены от основного состава пробы. В некоторых других случаях ограниченные возможности детекторов не позволяют различить радионуклиды, имеющие схожую эмиссию (например, некоторые актиниды); в этих случаях пробы должны быть перед счетом подвергнуты химическому разделению элементов (радиохимическому разделению).

Обнаружение

5.28. Аппаратура для радиометрической оценки подразделяется на три класса: для измерения альфа-частиц, для измерения бета-частиц и для измерения фотонного излучения.

5.29. Альфа-частицы могут быть обнаружены несколькими методами, каждый из которых имеет свои преимущества и недостатки. Самый простой счет полной альфа-активности может быть проведен с использованием ZnS-детектора или газопроточного пропорционального счетчика. Эти методы эффективны, но они не различают альфа-частицы различных энергий и, следовательно, не могут идентифицировать или определить количество отдельных радионуклидов в смеси. После радиохимического разделения количество отдельных радионуклидов может быть определено с помощью методов альфа-спектроскопии при использовании полупроводниковых детекторов или сеточных ионизационных камер, при условии что энергии радионуклидов достаточно различаются, но обычно для достижения адекватной чувствительности требуются длительные периоды счета. Другие методы, такие как травление треков альфа-частиц, еще более чувствительны при применении для специальных задач, но полный анализ этими методами может занять до одного месяца или больше, и при этом не всегда достигается разделение альфа-частиц различных энергий.

5.30. Бета-частицы чаще всего считают с помощью жидкостной сцинтилляции, особенно по бета-излучателям низких энергий. В некоторых случаях возможно выделение двух или более бета-излучателей в смеси, таких как тритий, ^{14}C и ^{32}P , путем установки энергетического окна на выходной сигнал детектора. Приблизительные измерения бета-излучателей высоких энергий, нанесенных на планшеты или фильтры, могут быть проведены с использованием газопроточных счетчиков Гейгера—Мюллера или пропорциональных детекторов.

5.31. Фотонное излучение физических или биологических проб обычно обнаруживается сцинтилляционными счетчиками NaI(Tl) или полупроводниковыми детекторами на основе Ge высокой чистоты (см. раздел 4). Специальные мето-

ды счета необходимы для рентгеновских лучей очень низкой энергии, например испускаемых некоторыми радиоизотопами трансурановых элементов.

5.32. Имеются также нерадиометрические методы. Например, флуориметрия ультрафиолетового излучения может использоваться для анализа урана, независимо от степени обогащения. Другие методы, такие как анализ треков деления, анализ активации нейтронов и индуктивно связанная плазменная масс-спектрометрия (ICP/MS), могут использоваться для измерения конкретных радионуклидов, но они дурогои и должны применяться только в особых обстоятельствах. Время счета для всех этих методов зависит от активности в пробе, используемого измерительного оборудования и необходимой точности (см. добавление II).

Радиохимическое разделение

5.33. Во многих случаях, чтобы надежно определить количество активности, радионуклиды следует перед подсчетом отделить от основного состава пробы или от радиоизотопов других элементов. Этот процесс во многом определяется видом отделяемых элементов, но, как правило, включает подготовку пробы и предварительное концентрирование, очистку, подготовку источника и определение выхода. В целом, чтобы усовершенствовать обнаружение, можно применить ряд методик для отделения конкретного радионуклида от источников помех. Необходимым элементом этого процесса является отслеживание всех стадий выделения радионуклида, с тем чтобы конечный результат надежно соотносился с концентрацией в первоначальной пробе. Для измерения фонового счета следует подготовить холостые пробы.

6. БИОКИНЕТИЧЕСКИЕ МОДЕЛИ ДЛЯ ВНУТРЕННЕЙ ДОЗИМЕТРИИ

ВВЕДЕНИЕ

6.1. Поступления радионуклидов могут происходить несколькими путями. В профессиональном облучении основной путь поступления — ингаляция, хотя часть любого материала, попавшего в систему органов дыхания, будет перемещена в горло и проглочена, давая возможность поглощения в желудочно-кишечном тракте. Поступления могут происходить непосредственно перорально, а для некоторых радионуклидов поглощение может происходить через неповрежденную кожу. Повреждение кожи порезами или иными ранами также может приводить к поступлениям радионуклидов (рис. 2а).

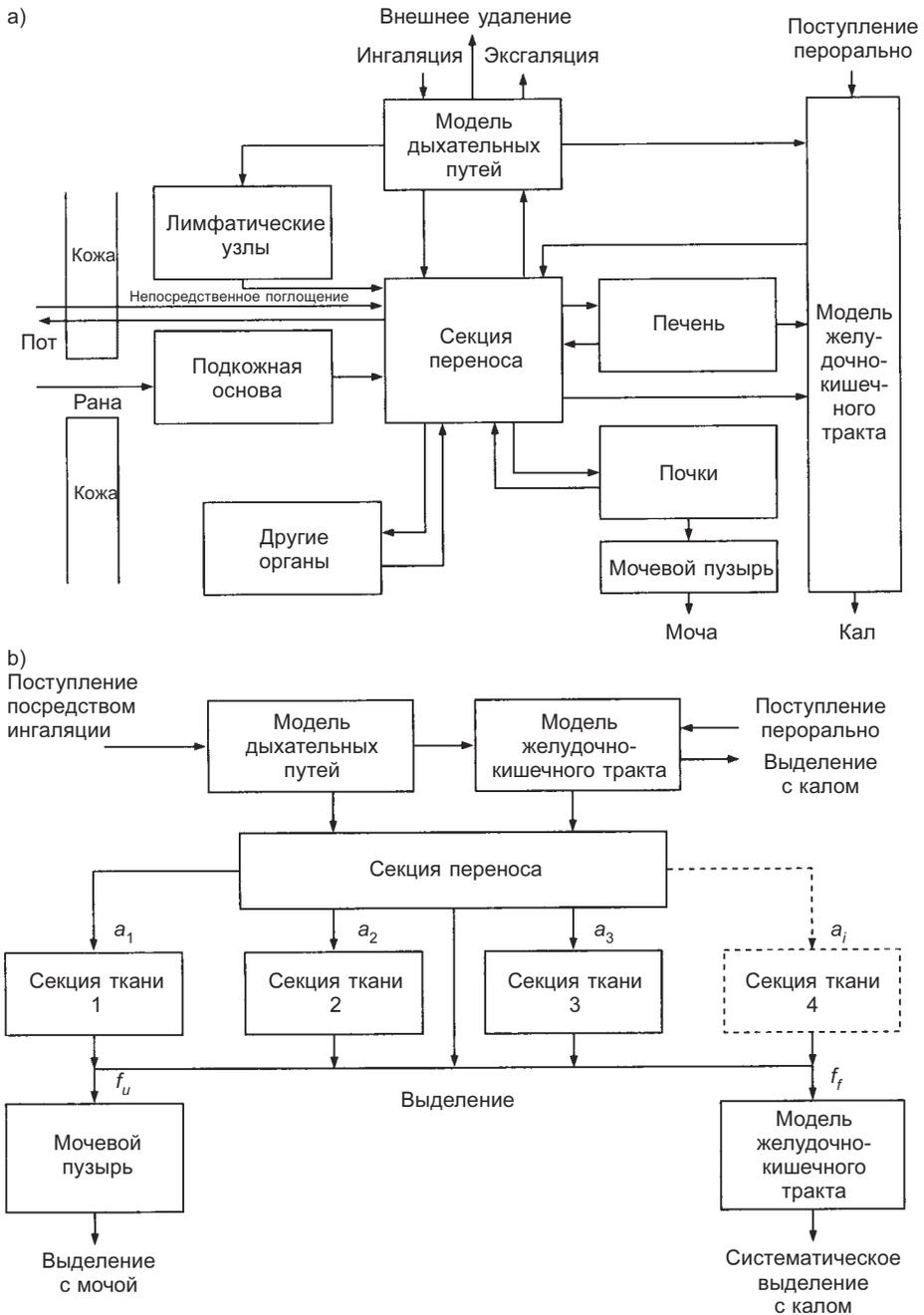


РИС. 2. а) Пути поступления, переноса и выделения радионуклидов (основаны на [8]); б) общая модель, используемая для представления кинетики радионуклидов в отделах организма (исключения по отдельным элементам отмечены в данных по обмену веществ) (основана на [8, 9]).

6.2. МКРЗ были сделаны рекомендации по методам оценки поступления радионуклидов и возникающих в результате этого доз на основе данных мониторинга [8, 9]. Для профессионального облучения работников МКРЗ разработала серию моделей, представляющих поведение радионуклидов, которые попали в организм путем ингаляции или перорально. Эти модели могут применяться для регулирующего контроля рабочего места.

6.3. По иным путям облучения поступления могут произойти только в результате аварий, точный характер которых невозможно предсказать. Вследствие этого практически не существует принятых на международном уровне моделей поступления радионуклидов через неповрежденную кожу или через раны, хотя была издана некоторая информация об этом последнем пути [26]. Исключением является тритированная вода, которая легко поглощается через неповрежденную кожу. Можно предположить, что при облучении на рабочем месте это выразится в дополнительном поступлении трития, равном 50% активности трития, поступившего путем ингаляции [29], и для этого случая установлены соответствующие ДОА. Таким образом, более полезной контрольной величиной для тритированной воды в воздухе было бы две трети ДОА, приведенной в таблице А-III.

6.4. В Публикации 26 МКРЗ [30] вводит использование (тканевых) взвешивающих коэффициентов W_T для расчета эквивалента ожидаемой эффективной дозы из индивидуальных эквивалентов тканевой дозы. Это стало общепринятым способом выражения доз от внешней радиации, которые относительно однородны для всех тканей тела, и от поступления радионуклидов, которое может быть весьма разнородным. МКРЗ применила эту рекомендацию в различных частях и приложениях своей Публикации 30 [29, 31—33], в которой описываются биокинетические модели, используемые для расчета эквивалентов дозы на органы и ткани при поступлениях путем ингаляции и перорально широкого диапазона радионуклидов различных химических форм. Но модели, приводимые в Публикации 30, не полностью описывают биокинетику радионуклидов внутри организма. В основном это простые секционные модели, где перемещения материала по секциям моделируются кинетикой первого порядка. Основы структуры модели, принятой МКРЗ в Публикации 30, показаны на рис. 2b. Эти модели были разработаны в первую очередь для расчетов предполагаемых доз от поглощенных радионуклидов и установления пределов поступления. Они не были предназначены для интерпретации данных анализа биопроб, хотя и использовались для этой цели в Публикации 54 [8] и адекватны для целей защиты, когда поступления радионуклидов низки. Эти модели постепенно заменяются моделями, теснее увязанными с физиологией [9].

6.5. В ОНБ [2] и в Рекомендациях МКРЗ 1990 года [6] подход к расчету ожидаемой эффективной дозы основан на подходе, использованном для расчета эквивалента ожидаемой эффективной дозы, хотя в результате новых сведений отно-

сительно отдаленных последствий радиации для тканей организма были произведены некоторые изменения значений тканевых взвешивающих коэффициентов, определенных теперь для большего числа тканей (см. таблицу А-III).

6.6. Биокинетические модели, разработанные МКЗР, предназначены для использования в нормальных ситуациях, например для оценки доз по измерениям, выполняемым согласно программам текущего мониторинга. Для оценки доз в аварийных ситуациях требуется более конкретная информация относительно времени и режима поступления, относительно физико-химической формы радионуклидов и относительно характеристик индивидуума (например, масса тела). Индивидуальные конкретные данные относительно биокинетики радионуклида(ов) могут быть получены посредством специального мониторинга, то есть неоднократными прямыми измерениями всего организма или конкретных его зон и измерениями выделений.

МОДЕЛИ ДЛЯ РАЗЛИЧНЫХ ПУТЕЙ ПОСТУПЛЕНИЯ

Ингаляция

6.7. Подробности новой модели дыхательных путей человека для целей радиологической защиты были опубликованы МКЗР [19]; основные компоненты этой модели описаны ниже. Эта модель использовалась для расчета коэффициентов дозы ингаляции, приведенного в ОНБ [2]. Как и в более ранней модели [29], депонирование и выведение рассматриваются по отдельности.

6.8. Основное различие в подходе — то, что, в то время как в Публикации 30 МКЗР по модели рассчитывается только средняя доза на легкие, по новой модели рассчитываются дозы для отдельных тканей дыхательных путей (RT), а также учитываются различия в радиочувствительности. В новой модели RT представлены пятью отделами (рис. 3). Дыхательные пути, расположенные вне грудной клетки (ET), разделены на передний носовой ход ET_1 и на ET_2 , который состоит из заднего носового и ротового ходов, глотки и гортани. К грудным отделам относятся: бронхиальный (BB), бронхиолярный (bb) и альвеолярно-интерстициальный (AI) — отдел газообмена. Лимфатическая ткань, относящаяся, соответственно, к внегрудным и грудным дыхательным путям, обозначена LN_{ET} и LN_{TH} . В модели определены контрольные значения размеров и масштабирующие коэффициенты.

6.9. Депонирование вдыхаемых частиц рассчитывается по каждому отделу дыхательных путей с учетом как ингаляции, так и эксгаляции. Это осуществляется в виде функции размера частиц, параметров дыхания и/или рабочей нагрузки и принимается независимым от химической формы. Повозрастные параметры депонирования, заданные по умолчанию, приводятся по диапазону раз-

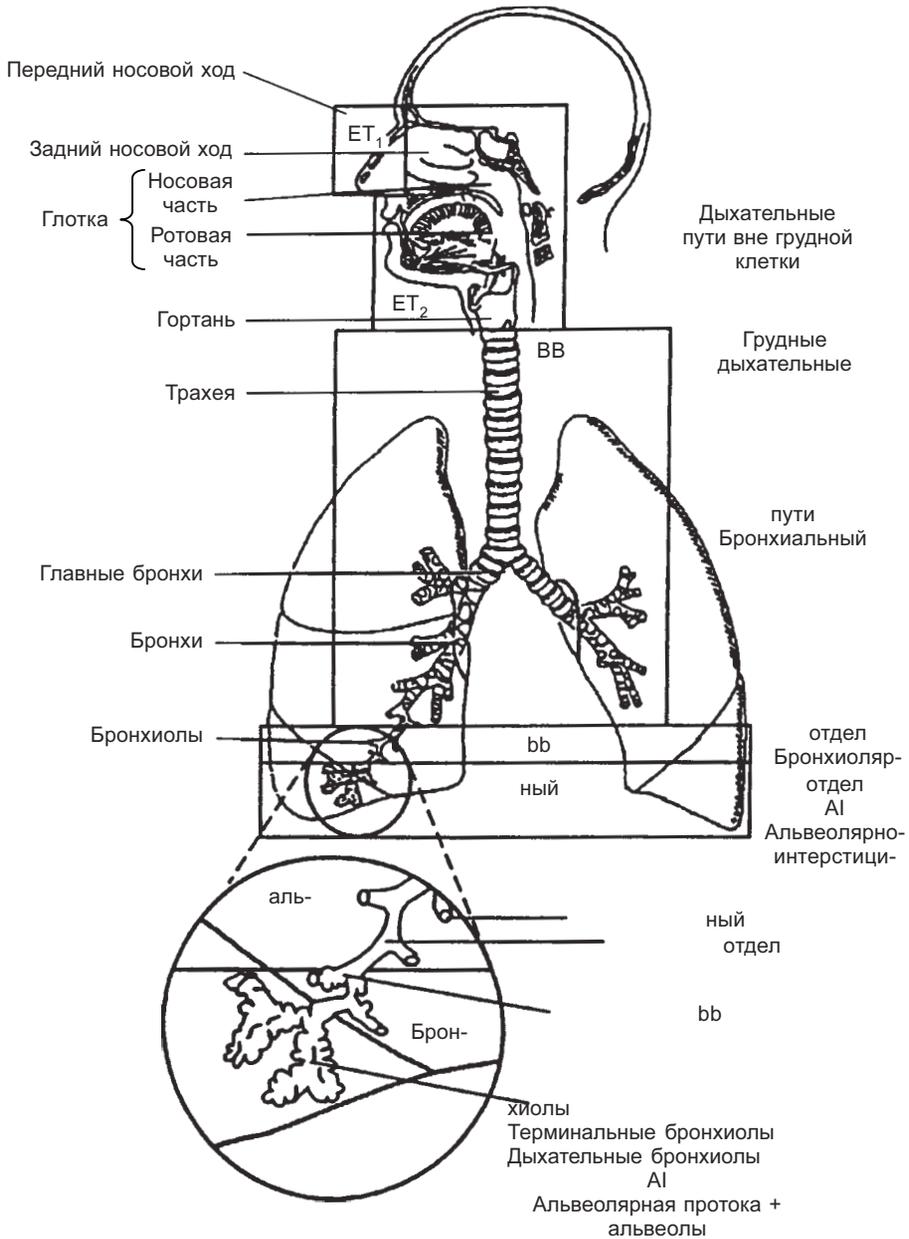


РИС. 3. Отделы дыхательных путей, определенные в новой модели МКПЗ [19]. Дыхательные пути, расположенные вне грудной клетки (ET), разделены на передний носовой ход ET₁ и на ET₂, который состоит из заднего носового и ротового ходов, глотки и гортани. К грудным отделам клетки относятся: бронхиальный (BB: трахея и главные бронхи), бронхиолярный (bb: бронхиолы) и альвеолярно-интерстициальный (AI: отдел газообмена). Лимфатическая ткань связана, соответственно, с внегрудными и грудными дыхательными путями (LN_{ET} и LN_{TH}).

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

меров частиц от 0,6 нм среднего термодинамического диаметра активности (СТДА) до 100 мкм среднего аэродинамического диаметра активности (САДА). Приводятся заданные по умолчанию параметры депонирования для подвергшихся профессиональному облучению, основанные на среднесуточных режимах активности. В ОНБ [2] приводятся коэффициенты дозы при ингаляции для САДА в 5 мкм, который, как сейчас считается, является наиболее приемлемым заданным по умолчанию размером частиц для радионуклидов на рабочем месте [19]. Коэффициенты дозы также приводятся для САДА в 1 мкм — значение по умолчанию, используемое в Публикации 30 (см. таблицу II-III ОНБ). САДА в 1 мкм используется как значение по умолчанию для лиц из состава населения (таблица II-VII ОНБ).

6.10. Выведение из дыхательных путей рассматривается как два конкурирующих процесса: перемещение частиц (выведение реснитчатым эпителием или транслокация в лимфатические узлы) и их поглощение кровью.

6.11. Перемещение частиц рассматривается как функция участка депонирования в дыхательных путях, но считается не зависящим от размера и материала частиц. Для большинства отделов зависимое от времени механическое перемещение моделируется следующим образом: данный отдел рассматривается как совокупность нескольких секций с различными периодами полувыведения. Например, отдел АI разделен на три секции, из которых радионуклиды выводятся в bb с биологическими периодами полувыведения приблизительно 35, 700 и 7000 дней. Аналогичным образом bb и ВВ имеют секции быстрого и медленного выведения. Выведение из отдела АI также подразумевает перенос в лимфатические ткани. В отделах bb, ВВ и ЕТ имеются секции, представляющие материал, который поглощается тканями и переносится в лимфатические ткани.

6.12. Поглощение кровью зависит от физико-химической формы радионуклида, депонированного в системе органов дыхания, но считается не зависящим от участка депонирования, за исключением ЕТ₁, из которого, как предполагается, поглощения не происходит. В модели учитываются происходящие со временем изменения в растворении и поглощении кровью. Рекомендуется использовать скорости растворения конкретных материалов, но также приводятся задающиеся по умолчанию параметры поглощения, которые можно применять, когда нет конкретной информации: типы F (быстро), M (умеренно) и S (медленно). Они примерно соответствуют заданным в Публикации 30 по умолчанию классам легких D (дни), W (недели) и Y (годы), хотя там классификация проводится по общим скоростям выведения из легких.

6.13. Скорости поглощения для различных типов поглощения могут быть выражены как примерный период полувыведения и соответствующие количества материала, депонированного в каждом отделе, которые достигают общей воды организма, как показано в таблице I. Для всех трех типов поглощения весь мате-

ТАБЛИЦА I. ТИПЫ ПОГЛОЩЕНИЯ

	Период полувыведения	Примеры
Тип F	100% поглощения с периодом полувыведения 10 минут. Налицо быстрое поглощение почти всего материала, депонированного в ВВ, bb и AI. Половина материала, депонированного в ET ₂ , выводится в желудочно-кишечный тракт переносом частиц, а половина поглощается.	Все соединения цезия, йод
Тип M	10% поглощения с периодом полувыведения 10 минут и 90% — с периодом полувыведения 140 дней. Налицо быстрое поглощение приблизительно 10% материала, депонированного в ВВ и bb, и 5% материала, депонированного в ET ₂ . Приблизительно 70% депонированного в AI в конечном счете достигает общей воды организма благодаря поглощению.	Все соединения радия и америция
Тип S	0,1% поглощения с периодом полувыведения 10 минут и 99,9% — с периодом полувыведения 7000 дней. Налицо незначительный процент поглощения из ET, ВВ или bb, и приблизительно 10% материала, депонированного в AI, в конечном счете достигает общей воды организма благодаря поглощению.	Нерастворимые соединения урана и плутония

риал, депонированный в ET₁, удален внешними средствами, такими как выделения из носа. В других отделах большая часть депонированного материала, которая не была поглощена, выводится в желудочно-кишечный тракт переносом частиц. Небольшие количества, перемещенные в лимфатические узлы, продолжают поглощаться общей водой организма с той же скоростью, как и в дыхательных путях.

6.14. Для радионуклидов, которые попадают в организм работников ингаляционным путем в форме твердых частиц, принимается, что поступления и депонирование в отделах дыхательных путей зависят только от распределения частиц аэрозоля по размерам. Иначе обстоит дело с газами и парами, для которых депонирование в дыхательных путях зависит от составляющего их вещества. Почти все вдыхаемые молекулы газов соприкасаются с поверхностями дыхательных путей, но обычно они возвращаются в воздух, если не растворяются в поверхностно-выстилающей ткани или не реагируют с ней. Доля вдыхаемого газа или пара, депонируемая в каждом отделе, таким образом, зависит от их растворимости и химической активности. Но в целом зональное депонирование газа или пара в отделе не может прогнозироваться на механистической основе, из знания их физических и химических свойств; оно должно быть получено путем экспериментов *in vivo*.

6.15. В новой модели газы и пары по их растворимости/химической активности (SR) по умолчанию подразделяются на три класса, на основе первоначальной схемы депонирования в дыхательных путях, как показано в таблице II. Пос-

ТАБЛИЦА II. КЛАССЫ РАСТВОРИМОСТИ/ХИМИЧЕСКОЙ АКТИВНОСТИ

	Характеристика	Примеры
Класс SR-0	Нерастворимый и химически неактивный: пренебрежимо малое депонирование в дыхательных путях	^{41}Ar , ^{85}Kr , ^{133}Xe
Класс SR-1	Растворимый или химически активный: депонирование может происходить по всем дыхательным путям	Газообразный тритий, ^{14}CO , пары ^{131}I , пары ^{195}Hg
Класс SR-2	Хорошо растворимый или высоко химически активный: полное депонирование в дыхательных путях вне грудной клетки (ET_2). В целях расчета они рассматриваются, как если бы они вводились непосредственно в кровь.	^3H в органических соединениях и тритированная вода

ледующее удержание в дыхательных путях и поглощение общей водой организма определяются химическими свойствами газа или пара. Применение этой модели для расчета коэффициентов дозы для работников описано в Публикации 68 МКРЗ [34].

6.16. Рекомендации, данные МКРЗ и в ОНБ [2] по депонированию и выведению газов и паров, схожи с рекомендациями по выведению из дыхательных путей радионуклидов, поступающих в организм ингаляционным путем в форме твердых частиц. В отношении тех элементов, для которых ингаляция радионуклидов в форме газа или пара является потенциально значимой, рекомендуется принять значения классов SR и типов поглощения по умолчанию (тип F или тип V — очень быстрое поглощение) и применять их к газам и парам в отсутствие дополнительной информации. Рассматривается только поведение газов и паров при низких концентрациях массы. Коэффициенты дозы для ингаляции растворимых или химически активных газов и паров даны в таблице II-IX ОНБ [2].

6.17. Новая модель дыхательных путей человека сложнее, чем модель легких, данная в Публикации 30 МКРЗ [29], и имеет значительные преимущества, среди которых более реалистичное описание поведения вдыхаемого радиоактивного материала и возможность использования с данными по конкретным материалам как для оценки доз, так и для интерпретации информации определения биологической активности.

Пероральное поступление

6.18. Модель, применявшаяся в ОНБ [2] для описания поведения радионуклидов, поступивших в организм работника перорально, дана в Публикации 30 МКРЗ [29]. Она состоит из четырех секций, представляющих желудок, тонкий кишечник, верхний и нижний отделы толстого кишечника. Среднее время при-

сутствия в секциях желудочно-кишечного тракта — 1, 4, 13 и 24 часа, соответственно. Поглощение кровью происходит из тонкого кишечника и определяется значением дробного поглощения (f_1). Изменения параметров модели для расчета коэффициентов дозы по работникам, данных в ОНБ [2], по сравнению с данными в Публикации 30 МКРЗ [29], касались лишь некоторых значений f_1 .

Поступление через раны и неповрежденную кожу

6.19. Поступление через раны и через неповрежденную кожу — дополнительные пути, которыми радионуклиды могут попадать в организм. Хотя значительная часть поступившего материала может удерживаться в месте ранения, растворимый материал может быть перемещен в кровь и оттуда в другие части тела. Нерастворимый материал будет медленно передвигаться в зональную лимфатическую ткань, где он постепенно растворится и наконец поступит в кровь. Некоторая часть нерастворимого материала может удерживаться в месте ранения или в лимфатической ткани на протяжении оставшейся жизни индивидуума. Если материал в виде твердых частиц попадет непосредственно в кровь, он депонируется преимущественно в фагоцитарных клетках печени, селезенки и костного мозга.

6.20. При удержании в месте ранения нерастворимых радиоактивных материалов ткани вокруг раны будут наиболее подвержены облучению. После консультации с врачом может потребоваться решить вопрос об иссечении загрязненных локальных тканей. Для этого должны быть точно определены степени загрязнения в месте ранения в зависимости от глубины. Поглощенная доза в месте ранения и в зональных лимфатических узлах может быть оценена по активности депонированного материала, параметрам задействованных радионуклидов, массе облученной ткани и времени, прошедшему с момента облучения. Если материалы растворимы, то они могут переместиться от места ранения в кровь со скоростью, которая зависит от их растворимости. Распределение этого растворимого компонента будет в большинстве случаев подобным распределению материала, попадающего в кровь из легких или из желудочно-кишечного тракта, но для некоторых химических форм радионуклидов, которые попадают непосредственно в кровь, могут иметься исключения.

6.21. Ряд таких материалов, как меченные тритием соединения, органические соединения углерода и соединения йода, могут проникать через неповрежденную кожу. В этих случаях доля активности попадает в кровь. Чтобы оценить дозы от таких поступлений, необходимо разработать конкретные модели [35]. Например, поведение тритированных органических соединений после прямого поглощения через кожу будет значительно отличаться от их поведения после поглощения путем ингаляции или перорально. При загрязнении кожи следует уделить внимание как эквивалентной дозе на загрязненной области кожи, так и эффективной дозе.

6.22. Биокинетические модели, разработанные МКРЗ, могут использоваться только для расчета эффективной дозы, вызванной действием растворимого компонента, после того как будет определено поглощение в организме в целом [26].

СИСТЕМНАЯ АКТИВНОСТЬ

6.23. Доля поступления, попадающая в большой круг кровообращения, называется поглощением. При расчете коэффициентов дозы в ОНБ [2] рекомендуемые МКРЗ модели использовались для описания поведения радионуклидов, которые попадали в большой круг кровообращения. В результате анализа имеющихся данных о поведении радионуклидов в организме модели, рекомендуемые для ряда элементов в Публикации 30 [29, 31—33], были пересмотрены, как описано в Публикациях 56, 67, 69 и 71 [36—39]. Эти пересмотренные модели также использовались для расчета коэффициентов дозы для работников, приводимых в ОНБ [2]. Источники биокинетических моделей, используемых для взрослых, указаны в таблице III.

6.24. В ряде пересмотренных системных моделей для взрослых сохраняется структура модели, данная в Публикации 30 МКРЗ, но с небольшими изменениями относительно распределения радионуклидов между отделами организма и функций удержания. Кроме того, модели по ряду элементов подверглись значительному пересмотру, в частности чтобы учесть рециркуляцию радионуклидов между отделами организма. В Публикации 30 МКРЗ содержится допущение, что ряд радионуклидов (например, ^{239}Pu) являются “тропными к поверхности кости”, то есть удерживаются на поверхности кости. Это являлось консервативным допущением, особенно для альфа-испускающих радионуклидов. Данные экспериментов на животных и исследований человеческого организма показывают, что часть плутония в результате роста и обновления кости оказывается внутри нее, тогда как другая часть десорбируется и повторно попадает в кровь. Некоторое количество этой доли может быть повторно отложено в скелете и печени или удалено с выделениями. Напротив, в Публикации 30 утверждалось, что “тропные к объему кости” радионуклиды, такие как ^{90}Sr и ^{226}Ra , мгновенно распределяются по объему кости. На практике процесс нарастает постепенно, хотя и проходит быстрее, чем для тропных к поверхности кости радионуклидов, таких как плутоний. С учетом информации о поведении радионуклидов и современных знаний по физиологии кости были разработаны общеизвестные модели для плутония, для других актинидов (Cm, Am, Np и Th) [37—39] и для щелочноземельных металлов (Ca, Sr, Ba и Ra) [37, 39]. Модель для щелочноземельных металлов также применяется с некоторыми модификациями для свинца и урана [37, 38].

6.25. Некоторые радионуклиды распадаются на нуклиды, которые сами являются радиоактивными. В Публикации 30 МКРЗ утверждается, что эти продук-

ТАБЛИЦА III. ТИПЫ ПОГЛОЩЕНИЯ ЛЕГКИМИ И ИСТОЧНИКИ БИОКИНЕТИЧЕСКИХ МОДЕЛЕЙ СИСТЕМОЙ АКТИВНОСТИ, ИСПОЛЬЗУЕМЫЕ ДЛЯ РАСЧЕТА КОЭФФИЦИЕНТОВ ДОЗЫ ПРИ ИНГАЛЯЦИИ ДЛЯ РАБОТНИКОВ

Элемент	Тип(ы) поглощения легкими ^a	Публикация МКРЗ с описанием биокинетической модели ^b
Водород	G	56
Бериллий	M, S	30, часть 3
Углерод	G	56
Фтор	F, M, S	30, часть 2
Натрий	F	30, часть 2
Магний	F, M	30, часть 3
Алюминий	F, M	30, часть 3
Кремний	F, M, S	30, часть 3
Фосфор	F, M	30, часть 1
Сера	F, M, G	67
Хлор	F, M	30, часть 2
Калий	F	30, часть 2
Кальций	M	30, часть 2
Скандий	S	30, часть 3
Титан	F, M, S	30, часть 3
Ванадий	F, M	30, часть 3
Хром	F, M, S	30, часть 2
Марганец	F, M	30, часть 1
Железо	F, M	69
Кобальт	M, S	67
Никель	F, M, G	67
Медь	F, M, S	30, часть 2
Цинк	F, M, S	67
Галлий	F, M	30, часть 3
Германий	F, M	30, часть 3
Мышьяк	M	30, часть 3
Селен	F, M	69
Бром	F, M	30, часть 2
Рубидий	F	30, часть 2

ТАБЛИЦА III (продолжение)

Элемент	Тип(ы) поглощения легкими ^a	Публикация МКРЗ с описанием биокинетической модели ^b
Стронций	F, S	67
Иттрий	M, S	30, часть 2
Цирконий	F, M, S	56 и 67
Ниобий	M, S	56 и 67
Молибден	F, S	67
Технеций	F	67
Рутений	F, S, G	56 и 67
Родий	F, M, S	30, часть 2
Палладий	F, M, S	30, часть 3
Серебро	F, M, S	67
Кадмий	F, M, S	30, часть 2
Индий	F, M	30, часть 2
Олово	F, M	30, часть 3
Сурьма	F, M	69
Теллур	F, M, G	67
Йод	F, G	56 и 67
Цезий	F	56 и 67
Барий	F	67
Лантан	F, M	30, часть 3
Церий	M	56 и 67
Празеодим	M, S	30, часть 3
Неодим	M, S	30, часть 3
Прометий	M, S	30, часть 3
Самарий	M	30, часть 3
Европий	M	30, часть 3
Гадолиний	F, M	30, часть 3
Тербий	M	30, часть 3
Диспрозий	M	30, часть 3
Гольмий	M	30, часть 3
Эрбий	M	30, часть 3
Тулий	M	30, часть 3
Иттербий	M, S	30, часть 3
Лютеций	M, S	30, часть 3

ТАБЛИЦА III (окончание)

Элемент	Тип(ы) поглощения легкими ^a	Публикация МКРЗ с описанием биокинетической модели ^b
Гафний	F, M	30, часть 3
Тантал	M, S	30, часть 3
Вольфрам	F	30, часть 3
Рений	F, M	30, часть 2
Осмий	F, M, S	30, часть 2
Иридий	F, M, S	30, часть 2
Платина	F	30, часть 3
Золото	F, M, S	30, часть 2
Ртуть (неорганическая)	F, M	30, часть 2
Ртуть (органическая)	F	30, часть 2
Таллий	F	30, часть 3
Свинец	F	67
Висмут	F, M	30, часть 2
Полоний	F, M	67
Астат	F, M	30, часть 3
Франций	F	30, часть 3
Радий	M	67
Активный	M, S	30, часть 3
Торий	F, M, S	69
Протактиний	M, S	30, часть 3
Уран	F, M, S	69
Нептуний	M	67
Плутоний	M, S	67
Америций	M	67
Кюрий	M	71
Берклий	M	30, часть 4
Калифорний	M	30, часть 4
Эйнштейний	M	30, часть 4
Фермий	M	30, часть 4
Менделевий	M	30, часть 4

^a Для макрочастиц: F — быстрое, M — среднее, S — медленное; G — газы и пары.

^b Также для коэффициентов доз, полученных перорально.

ты распада будут следовать биокинетике своих родителей, хотя существует ряд исключений для продуктов распада, которые являются изотопами благородных газов или йода. В пересмотренных биокинетических моделях к родительскому изотопу и продуктам его распада для поступлений радиоизотопов свинца, радия, тория и урана применялась различная системная биокинетика.

ВЫДЕЛЕНИЯ

6.26. В биокинетических моделях, описанных в Публикации 30 МКРЗ, не приводится конкретной информации по выделению с мочой и калом, хотя в Публикации 54 [8] модели использовались для интерпретации данных по выделениям. Но в Рекомендациях МКРЗ 1990 года [6] для мочевого пузыря и прямой кишки даны точные значения w_T , а в пересмотренных биокинетических моделях для работников, приведенных МКРЗ [34], дана конкретная информация о путях выделения с мочой и калом.

6.27. Для оценки доз от системной активности, выводимой с калом, используется модель желудочно-кишечного тракта, предполагающая секрецию радионуклидов из крови в верхнюю часть толстой кишки. Для расчета доз на стенку мочевого пузыря была адаптирована модель для мочевого пузыря [37].

КОЭФФИЦИЕНТЫ ДОЗЫ

6.28. Коэффициенты дозы (ожидаемая эффективная доза на единицу поступления) приводятся в ОНБ [2] для ингаляционного и перорального поступления. Коэффициенты дозы для некоторых радионуклидов также приводятся в данном Руководстве в таблице А-1. Эти значения ожидаемой эффективной дозы относятся к конкретным путям поступления и не могут использоваться непосредственно для оценки доз от инъекций в кровь, от переноса в кровь из места ранения или от поглощения через кожу.

6.29. Для многих радионуклидов коэффициенты дозы даны по различным типам поглощения легкими и/или по различным значениям f_1 . Следует выбирать значение, наиболее соответствующее данной ситуации, основанное на знании физико-химических характеристик материалов на рабочем месте. В ОНБ (таблицы II-IV и II-V) содержатся указания относительно значений коэффициентов переноса для кишечника (f_1) и типов поглощения из легких для различных химических форм элементов. Иногда информация о характеристиках поступления может быть скудной, в этих случаях следует использовать наиболее ограничительное значение (то есть указывающее самую высокую дозу).

КОНКРЕТНЫЕ ОЦЕНКИ РАБОЧЕГО МЕСТА

6.30. При значительном аварийном облучении для расчета эквивалентной дозы на ткань или орган и эффективной дозы зачастую необходимо использовать такие значения параметров, которые учитывают конкретные условия облучения и характеристики индивидуума. Аналогичным образом в штатных ситуациях может быть необходимо скорее учитывать конкретные обстоятельства облучения, чем использовать заданные по умолчанию параметры. При отсутствии конкретной информации в новой модели дыхательных путей [34] размер частиц по умолчанию принимается равным 5 мкм САДА. Зональное депонирование взвешенных в воздухе частиц подвержено действию механизмов осаждения, уплотнения и диффузии. Депонирование по всей системе органов дыхания и, следовательно, коэффициенты дозы ингаляции зависят от параметров аэрозоля, таких как САДА. Аналогичным образом коэффициенты дозы, полученной перорально, зависят от выбора соответствующего значения f_1 .

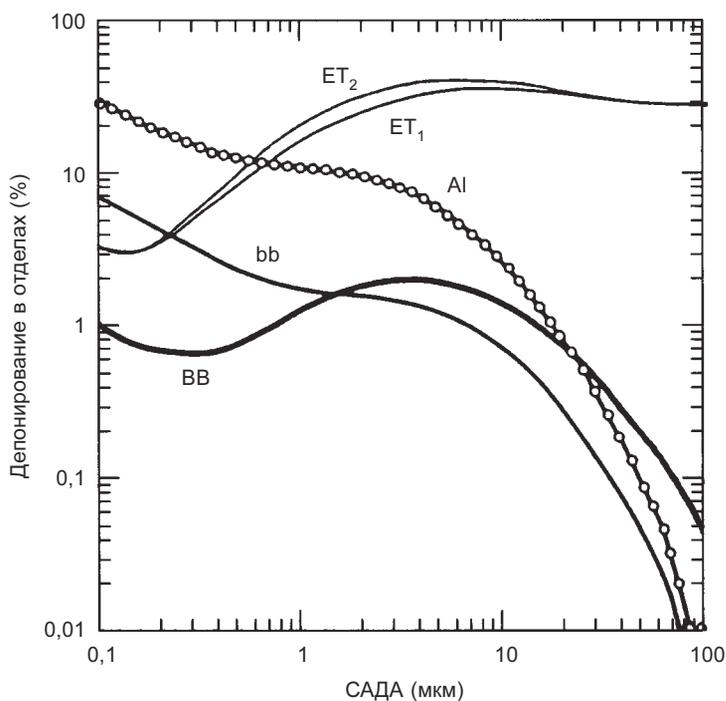


РИС. 4. Влияние размера частиц на депонирование в различных отделах дыхательных путей [19].

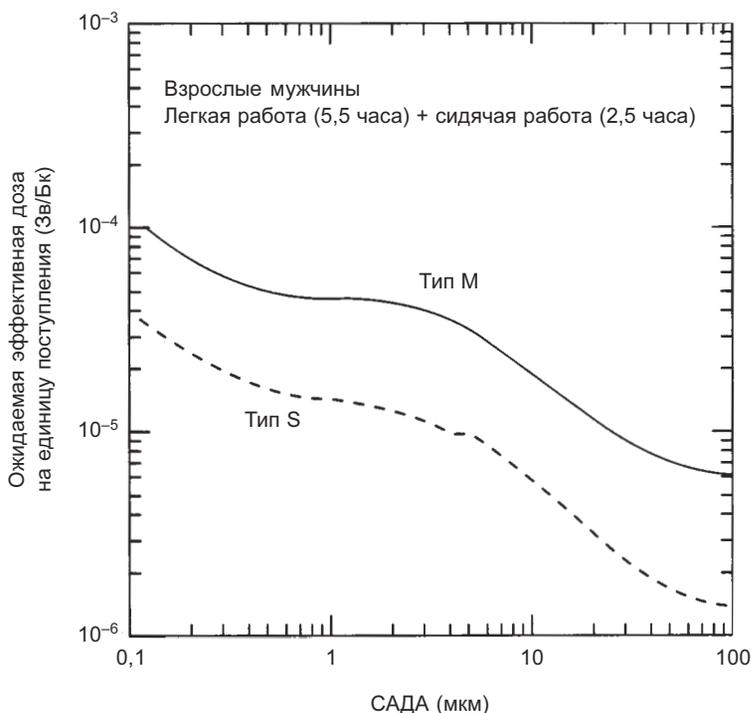


РИС. 5. Влияние САДА на ожидаемую эффективную дозу от вдыхаемых соединений ^{239}Pu типа М или S [40].

6.31. На основе новой модели дыхательных путей [19] депонирование в грудной клетке аэрозолей профессионального характера достигает наивысшего значения в отделе А1 и постепенно уменьшается с увеличением размера частиц (рис. 4). Степень депонирования в каждом отделе, а также химическая форма вдыхаемого материала может значительно повлиять на эффективную дозу. Так, для ^{239}Pu ожидаемая эффективная доза для соединений как типа М, так и типа S постепенно уменьшается с увеличением САДА, отражая уменьшение депонирования в отделе А1 и в дыхательных путях (ВВ и bb) (рис. 4 и 5). В этом случае при расчете эффективной дозы принятие параметров типа М будет иметь более ограничительный характер, чем параметров типа S. Расчеты показывают, что другие параметры аэрозоля, такие как плотность частицы и фактор формы, незначительно влияют на ожидаемую эффективную дозу [40].

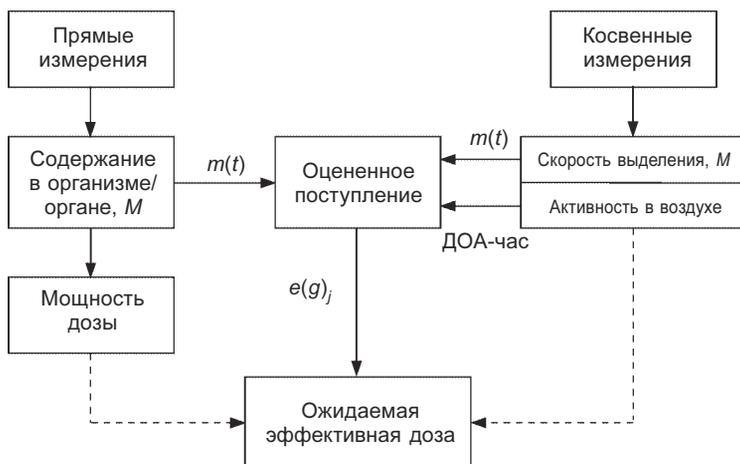


Рис. 6. Общая схема интерпретации результатов измерений в ходе мониторинга (возможные альтернативные подходы для расчетов обозначены пунктирной линией).

7. ИНТЕРПРЕТАЦИЯ ИЗМЕРЕНИЙ

ВВЕДЕНИЕ

7.1. Прямые или косвенные измерения обеспечивают информацию относительно количества радионуклидов, находящихся в организме, в таких частях организма, как конкретные органы или ткани, в биологических пробах или в пробах из рабочей зоны. Скорее всего, в первую очередь эти данные будут применяться для оценки поступления радионуклида в организм работника. Для этой цели используются биокинетические модели, описывающие содержание радионуклида в организме и в органах и активность в выделениях как функцию времени после поступления, и модели облучения, которые связывают поступление с условиями на рабочем месте. С другой стороны, измерения активности в организме могут использоваться для непосредственной оценки мощности дозы. Расчет ожидаемых доз по прямым измерениям все еще подразумевает биокинетическую модель, если нет достаточного количества данных измерений, чтобы определить функции удержания.

7.2. Цель настоящего раздела состоит в том, чтобы дать общую картину интерпретации измерений и иллюстрировать этот процесс, используя пример простой оценки дозы при поступлении ^{131}I , основанной как на прямых, так и на косвенных результатах мониторинга. На рис. 6 представлен общий подход.

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

7.3. Чтобы рассчитать оценку поступления, измеренное содержание в организме или скорость выделения M делят на долю $m(t)$ поступления, удерживаемую в организме в целом (прямое измерение) или выделенную из тела (косвенное измерение) ко времени t (обычно в днях) после поступления:

$$\text{Поступление} = \frac{M}{m(t)}.$$

МКРЗ опубликовала общие значения $m(t)$ для некоторых радионуклидов в тканях или выделениях вместе с функциями удержания по системной активности [8]. Дополнительная информация содержится в Публикации 78 МКРЗ [9], где используются более современные биокинетические модели.

7.4. Если поступления могли быть значительными, следует произвести более точные расчеты, основанные на конкретных индивидуальных параметрах (специальная дозиметрия) (раздел 3). Если имеются данные многократных измерений, то лучшая оценка поступления может быть получена, например, методом наименьших квадратов [41, 42].

ПРИМЕР ОЦЕНКИ ДОЗЫ ПРИ ПОСТУПЛЕНИИ ^{131}I

Источники данных измерения

7.5. Профессиональное облучение радиоактивным йодом имеет место в ядерной промышленности, в ядерной медицине и при научных исследованиях. Часто встречается облучение ^{131}I , короткоживущим радиоизотопом (период полураспада 8 дней), который распадается с эмиссией как бета-частиц (средняя энергия основной эмиссии 0,19 МэВ), так и гамма-излучения (основная эмиссия 0,36 МэВ) [43]. После ингаляции или перорального поступления йод быстро попадает в круг кровообращения, концентрируется в щитовидной железе и выделяется преимущественно с мочой [34, 36]. Таким образом, после поступления ^{131}I может быть обнаружен прямым измерением активности в щитовидной железе или косвенным — в анализах мочи.

7.6. Там, где может иметь место профессиональное облучение ^{131}I , программа текущего мониторинга может быть основана на прямом измерении щитовидной железы или на косвенном мониторинге проб с рабочего места или анализов мочи. Выбор метода мониторинга зависит от таких факторов, как наличие аппаратуры на месте (так как изотоп короткоживущий), относительная стоимость анализов, а также от необходимой чувствительности (см. раздел 3). Хотя прямое измерение активности в щитовидной железе обеспечивает основание для наиболее точной оценки дозы, другие методы могут обеспечить адекватный мониторинг и лучше соответствовать конкретным обстоятельствам.



Параметры модели для йода

Возраст	f_1	Поглощение щитовидной железой, f	Выделение с калом, e	Период полувыведения (дней)		
				Щитовидная железа T_a	Щитовидная железа T_b	Остальной организм T_c
Взрослые	1	0,3	0,2	0,25	80	12

РИС. 7. Биокинетическая модель поведения йода в организме взрослого человека (основана на [36]).

Биокинетическая информация

7.7. Все распространенные формы йода легко накапливаются в организме. При ингаляции йода в форме твердых частиц предполагается поглощение легкими типа F, в то время как пары элементного йода отнесены к классу SR-1 (растворимый или химически активный) с типом поглощения F. Поглощение йода из желудочно-кишечного тракта считается полным, то есть $f_1 = 1$. Коэффициенты дозы для этих форм поступления даны в таблице А-I.

7.8. Самая современная биокинетическая модель для системного йода, рекомендованная МКРЗ [36] (рис. 7), аналогична модели, описанной в Публикации 30 МКРЗ [29]. Применительно ко взрослым принимается, что 30% йода, достигшего крови, переносится к щитовидной железе, а остальные 70% выводятся непосредственно с мочой через мочевой пузырь. Период полувыведения из крови принят равным 6 часам. Йод, инкорпорированный в гормоны щитовидной же-

лезы, покидает железу с периодом полувыведения 80 дней и поступает в другие ткани, где он сохраняется с периодом полувыведения 12 дней. Большая часть йода (80%) впоследствии высвобождается и поступает в круг кровообращения, откуда он может быть поглощен щитовидной железой или непосредственно выведен с мочой; остаток выделяется через толстую кишку с калом. Из-за короткого периода физического полураспада ^{131}I эта рециркуляция с точки зрения ожидаемой эффективной дозы не имеет значения.

Прямые измерения

7.9. Мониторинг йода-131 в организме обычно проводится непосредственно измерением активности в щитовидной железе с использованием простого детектора NaI(Tl) [7]. Если подозревается наличие смеси радионуклидов йода, может потребоваться спектроскопическое определение гамма-эмиссии ^{131}I .

7.10. В качестве примера предположим, что в программе текущего мониторинга с периодом 14 дней у работника мужского пола было обнаружено содержание в щитовидной железе 3000 Бк ^{131}I . С учетом проводимых на этом рабочем месте операций предполагается, что любое облучение будет обусловлено ингаляцией твердых частиц, а не паров (хотя для ^{131}I это предположение не является критическим). Аналогичным образом пероральное поступление вызвало бы такой же режим удержания и выделения [8, 9] и такую же ожидаемую эффективную дозу, рассчитанную по данным мониторинга.

7.11. Если схема поступления неизвестна, а период мониторинга не противоречит рекомендациям, содержащимся в разделе 3, следует предположить, что однократное поступление имело место в середине периода мониторинга, при условии что поступление было нетипичным. Исходя из этого предположения, на биокинетической модели можно показать, что 7,4% радиоактивного вещества, вдыхаемого в форме твердых частиц (типа F) со значением САДА по умолчанию 5 мкм, удерживается в щитовидной железе после 7 дней [8]. Таким образом, $m(7) = 0,074$, и по результату мониторинга из предыдущего пункта можно вычислить поступление 41 кБк. Применение к такому поступлению коэффициентов дозы, приведенных в ОНБ [2] и в таблице А-I, дает в результате расчета ожидаемую эффективную дозу 450 мкЗв. Такая доза может потребовать последующего расследования (см. раздел 3).

Косвенные измерения

Моча

7.12. Через день после прямого измерения щитовидной железы работник из вышеприведенного примера представляет на анализ суточную пробу мочи, в которой обнаружено содержание 30 Бк ^{131}I . Из биокинетической модели для

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

частиц типа F $t(8)$ для суточного выделения с мочой составляет $1,1 \times 10^{-4}$ [9]. На этом основании рассчитываются поступление 270 кБк и ожидаемая эффективная доза, равная 3 мЗв (для аэрозоля с САДА 5 мкм). В этом примере предшествующие поступления в расчет не принимались.

Измерения воздуха на рабочем месте

7.13. В приведенном примере анализ измерений воздуха на рабочем месте в течение периода мониторинга в помещении, где могло иметь место облучение, показал, что концентрации ^{131}I были в целом низки, хотя и колебались. В течение коротких промежутков времени несколько раз в нескольких местах были зарегистрированы максимальные концентрации от 10 до 20 кБк/м³ (12—25-кратное значение ДОА, см. таблицу А-II). При принятой по умолчанию частоте дыхания 1,2 м³/ч поступление в 24 кБк может быть получено при работе в течение одного часа без защиты органов дыхания при концентрации 20 кБк/м³. Если работник это и проделал или если он работал несколько дольше с ограниченной защитой органов дыхания, поступление, рассчитанное на основании данных мониторинга, не будет противоречить поступлению, рассчитанному по определению биологической активности, в пределах точности, обычно достижимой такими методами.

Оценка дозы

7.14. Большое расхождение между оценками поступления, рассчитанными на основе прямого измерения щитовидной железы, и измерениями радиоактивного материала, выделенного с мочой, указывает на то, что, по крайней мере, одна из заданных по умолчанию посылок, используемых для получения этих оценок, неверна. Хотя имеются значительные индивидуальные различия в поглощении йода и в обмене веществ, эти различия, как правило, не могут привести к расхождению почти в десять раз. С другой стороны, после поступления скорость выделения ^{131}I с мочой со временем заметно уменьшается, больше чем в 1000 раз за период мониторинга, так что вероятным источником ошибки является допущение по умолчанию относительно времени поступления. Если предположить, что поступление произошло за три дня до представления анализа мочи (то есть за два дня до окончания периода мониторинга), а не в его середине (за восемь дней до анализа), поступление, оцененное по измерению мочи, составило бы 21 кБк, а поступление, оцененное по измерению щитовидной железы, — 25 кБк; эти цифры вполне согласуются.

7.15. Согласно биокинетической модели величина доли поступившего путем ингаляции ^{131}I , удерживаемого в щитовидной железе, за весь период мониторинга уменьшается всего лишь примерно в 3 раза. В отсутствие лучшего доказательства при рассмотрении источников возможного облучения рабочего места это уточненное предположение дает более надежное основание для оценки

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

дозы. Тогда ожидаемая эффективная доза для приведенного примера была бы 270 мкЗв. Для проверки этого заключения следует использовать второй анализ мочи, полученный еще через несколько дней.

7.16. Ожидаемая эффективная доза, рассчитанная по результатам прямого мониторинга щитовидной железы, относительно независима от предположений о времени поступления. Именно благодаря быстрым изменениям во времени выделений с мочой после облучения прямое измерение представляет гораздо более надежное основание для интерпретации данных повседневного мониторинга по радиоактивному йоду, хотя скрининга мочи все же может быть достаточно для обнаружения значительных поступлений.

7.17. Результаты измерений концентраций в воздухе, существенно превышающие ДОА, вызывают необходимость индивидуального мониторинга работников, находившихся на рабочем месте. Однако из-за их прямой зависимости от периода облучения, частоты дыхания, уровня защиты и других факторов, которые известны только приблизительно, оценки поступления, основанные на мониторинге воздуха по ^{131}I , намного менее надежны, чем те, что основаны на индивидуальных измерениях.

ПОГРЕШНОСТИ В ОЦЕНКАХ ДОЗЫ

7.18. Модели, разработанные МКРЗ для описания поведения радионуклидов в организме и, следовательно, для оценки поступлений, обеспечивают наиболее современные методы оценки дозы. Однако при интерпретации данных мониторинга следует учитывать ряд погрешностей.

7.19. Прямые методы основываются на результатах полного или частичного мониторинга организма. Точность любых измерений зависит преимущественно от уровня активности, но также и от точности калибровки контрольного оборудования. Предел обнаружения для любого конкретного радионуклида может быть рассчитан по данным о чувствительности оборудования и фонового счета в исследуемой зоне.

7.20. Для косвенных методов точность измерений уровней активности в физических или биологических пробах зависит от аналогичных соображений. Однако геометрию счета, как правило, можно точно определить, а время счета при необходимости может быть увеличено для получения приемлемой статистики счета по всем пробам, за исключением проб с очень низкой активностью (или с очень коротким временем полураспада).

7.21. Модели, используемые для описания поведения радионуклидов в организме, затем используются, чтобы оценить поступление и дозу, исходя из оцен-

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

ки активности в организме в целом или в пробах тканей или выделений. Надежность оценок дозы, следовательно, зависит от точности моделей и любых ограничений на их применение в конкретных обстоятельствах. Это зависит от многих факторов. В частности, для надежной оценки дозы необходимо знать время поступления(й) и то, было ли поступление однократным или хроническим.

7.22. Когда период взятия проб не дает возможности оценить период полувыведения радионуклида, предположение о длительном периоде удержания в организме для целей оценки дозы может привести к недооценке поступления и, следовательно, ожидаемой эффективной дозы. Степень недооценки или переоценки дозы будет зависеть от общей схемы удержания радионуклида в организме.

7.23. Поведение радионуклидов, поступающих в организм пероральным или ингаляционным путем, будет зависеть от их физико-химических характеристик. Для радионуклидов, поступающих в организм ингаляционным путем, особенно важным по влиянию на депонирование в системе органов дыхания является размер частиц, в то время как при пероральном поступлении фактор поглощения в кишечнике f_1 может существенно влиять на эффективную дозу. При текущем мониторинге, когда облучение не выходит за рамки пределов поступления, параметры по умолчанию, рекомендуемые в ОНБ [2], могут быть достаточны для оценки поступлений. Однако при облучении, приближающемся к этим пределам или превышающемся их, для улучшения точности прогнозов модели может быть необходима более конкретная информация относительно физической и химической формы поступления и характеристик отдельного лица.

КОЭФФИЦИЕНТЫ ДОЗЫ И ДОПУСТИМЫЕ ОБЪЕМНЫЕ АКТИВНОСТИ В ВОЗДУХЕ

7.24. В приложении приводятся коэффициенты дозы $e(g)_j$ из ОНБ [2] и ДООА для отдельных радионуклидов, которые могут встречаться на рабочем месте. ДООА рассчитываются на основе предела эффективной дозы в 20 мЗв в год, рабочего времени 2000 часов в год и стандартной частоты дыхания 1,2 м³/ч и приведены для САДА 1 и 5 мкм.

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 от инкорпорированных радионуклидов, приведена ниже.

8.2. Следует обеспечить, чтобы регистрационные записи предоставляли сведения, используемые в обоснование принятия решений, показывали и облегчали соблюдение требований регулирующих органов, давали возможность реконструкции доз облучения за любой прошедший промежуток времени и облегчали их сопоставление с другими требуемыми записями, такими как результаты мониторинга внешнего облучения и мониторинга рабочих зон. Поэтому им следует быть легкодоступными 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. Может понадобиться 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 определяются национальными требованиями. В записи следует включать результаты индивидуального мониторинга как внешнего облучения, так и поступления радиоактивных материалов в организм человека.

8.4. Типичные регистрационные записи, полученные по программе мониторинга внутреннего облучения, включают как непосредственно относящиеся к мониторингу данные, так и вспомогательную документацию. Следует предусмотреть, чтобы регистрационные записи обеспечивали прослеживаемость измерений и оценку дозы. Непосредственно относящаяся к мониторингу информация включает данные проб, такие как дата и время сбора, а также свидетельство наличия “цепочки хранения”, необработанные данные измерительных устройств, такие как скорости счета в конкретных диапазонах энергий, измерения фона, нормы и данные калибровки счетчиков, расчетные результаты, такие как содержание активности в организме или суточные скорости выделения и их статистический анализ, расчетные оценки поступления и биокинетические модели, по которым они были получены, и оцененные величины ожидаемых эффективных доз и используемые коэффициенты пересчета дозы. Документация, на которую опираются регистрационные записи, включает рабочие процедуры и методы, записи по подготовке персонала, процедуры обеспечения качества (ОК), такие данные по контролю качества, как общие тенденции, оценки минимальной обнаруживаемой активности, результаты анализа проб, процедуры и записи калибровки оборудования и связь с эталонными источниками.

ВЕДЕНИЕ РЕГИСТРАЦИОННЫХ ЗАПИСЕЙ МОНИТОРИНГА РАБОЧЕГО МЕСТА

8.5. Требования по ведению регистрационных записей мониторинга зоны, таких как записи о взятии проб воздуха и обследовании поверхностного загрязнения, аналогичны требованиям к регистрационным записям индивидуального мониторинга. Хотя такие регистрационные записи могут также вестись для оперативных целей радиационной защиты, в данной работе рассматривается их применение лишь для оценки внутреннего облучения. Если оценка внутреннего облучения основывалась на пробе воздуха, то следует хранить все данные в отношении этой пробы и оборудования, с помощью которого она была взята, так же как хранятся данные прямых измерений или анализов выделений. Даже если данные мониторинга зоны не используются для оценки внутреннего облучения, они должны сохраняться для будущей проверки условий рабочего места.

8.6. 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.

ПРЕДСТАВЛЕНИЕ ИНФОРМАЦИИ РУКОВОДСТВУ

8.7. 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 ясно, она должна быть легко распознаваема и понятна. Как правило, сообщаются только конечные результаты.

8.8. В аварийных ситуациях или при потенциальном поступлении, которое может оказаться близким к установленному регулирующим органом пределу или превышать его, следует представлять промежуточные результаты, с тем чтобы можно было предпринять соответствующие административные действия или принять другие ответные меры. В представленную информацию следует включать результат измерения, предполагаемую величину поступления, основанную на соответствующей биокинетической модели, и предполагаемую ожидаемую эффективную дозу, рассчитанную на основе соответствующего коэффициента дозы $e(g)_j$. В случае необходимости могут быть даны рекомендации по последующему мониторингу и введению ограничений на рабочем месте. Следует четко указывать источник представленной информации, а также контакты 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 перенесены в указанную погрешность.

9. ОБЕСПЕЧЕНИЕ КАЧЕСТВА

ВВЕДЕНИЕ

9.1. Обеспечение постоянного эффективного выполнения 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 конкретно проблем, относящихся к оценке воздействия поступления радионуклидов.

ОСУЩЕСТВЛЕНИЕ И РУКОВОДСТВО

9.2. Характер и объем программы ОК следует увязать с численностью контролируемых работников, уровнем и вероятностью ожидаемого облучения на рабочих местах, охваченных программой мониторинга.

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

9.3. Все лица, участвующие в программе оценки доз внутреннего 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 их методам выявления несоблюдений. Руководству следует поощрять 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 ее целей.

9.4. Аналитической лаборатории или комплексу прямого измерения 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. Конкретные меры КК для прямых и косвенных методов оценки внутреннего облучения содержатся в ссылке [7]. В соответствии с национальными правилами может потребоваться аккредитация оборудования, используемого для измерения и оценки дозы внутреннего облучения. Такие программы аккредитации включают спецификационные требования в отношении мер по осуществлению ОК и КК.

Документация

9.6. Следует тщательно документировать программу ОК, связанную с оценкой внутреннего облучения. Следует подготовить план ОК, содержащий общие указания по созданию программы и различные действия по ее осуществлению. Следует в письменной форме изложить процедуры выполнения каждой задачи и указать критерии КК. Например, следует предусмотреть, чтобы процедура радиохимического анализа содержала допустимые пределы химического выхода. В процедурах по контролю качества следует документально закреплять использование контрольных карт и других методов прослеживания работы приборов в ходе выполнения программы, эффективности их использования и осуществления других рабочих операций, в них также следует включать инструкции по информированию об отклонениях и их исправлению и по учету изменений в работе. Также следует подготовить процедуры документирования результатов и представления информации о них и процедуры подготовки, ведения и архивирования записей. Следует обеспечить, чтобы документация содержала информацию, достаточную для того, чтобы проверяющий мог проследить операцию от начала до конца и оценить ее правильность. После того как изложенные в

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

письменной форме процедуры утверждены, любые отклонения от них или внесение в них изменений следует санкционировать и документально закреплять.

Подготовка персонала

9.7. 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) основные принципы и стратегию оценки доз внешнего облучения;
- c) принципы и содержание используемых методов и процедур, их недостатки;
- d) техническое содержание процессов, в которых участвует персонал, и возможные трудности, которые могут встретиться при их выполнении;
- e) связь выполняемой персоналом работы с другими частями программы;
- f) руководство по распознаванию и сообщению о возникновении возможных проблем;
- g) понимание всей системы контроля качества и ее целей.

Лабораторное оборудование

9.8. Трудно достичь высококачественных 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.

9.9. Для радиохимических операций необходимы вентиляция, вытяжные шкафы и лабораторные столы. Детекторы, в том числе используемые при прямой оценке, следует обеспечить защитными экранами. Необходимо контролировать доступ ко всему оборудованию как для того, чтобы защитить чувствительное оборудование, так и для того, чтобы сохранять соответствующую конфиденциальность записей. Следует предусмотреть соответствующее сплошное покрытие пола в помещениях (например, винил), чтобы облегчить уборку и дезактивацию.

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

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

9.11. 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.

9.12. В комплексе помещений для оборудования, используемого для прямых измерений, следует предусмотреть раздевалки и душевые.

ОЦЕНКА РАБОТЫ

9.13. Следует установить систему, характеризующую качество работы всей службы дозиметрии внутреннего облучения. Примером такой системы является штатная программа испытаний процедур и оборудования. Все результаты испытаний следует документировать, так же как и введенные в результате испытаний любые модификации процедур.

9.14. В составе программы ОК в измерительном комплексе могут быть введены рабочие критерии, применяемые к анализу опорных проб, то есть проб, для которых содержание радионуклида известно заранее. В качестве рабочих критериев следует установить четко определенные пределы приемлемости результатов измерения, выражаемые функциями содержания радионуклида в пробе относительно значения МОА данного метода. Например, приемлемым результатом при анализе ^{239}Pu в кале может быть измеряемая величина в интервале от 75 до 150% условно истинного значения, когда условно истинное значение по меньшей мере в пять раз превосходит значение МОА данного метода. Аналогичным образом приемлемым результатом для прямого измерения ^{241}Am , находящегося в легких фантома, может быть измеренная величина в интервале от 75 до 150% условно истинного значения, когда условно истинное значение по меньшей мере в десять раз превосходит МОА данного метода [44].

9.15. Рабочие критерии следует также установить для точности дублирующих измерений, например колебания результатов при последовательных измерениях одной пробы не должны составлять больше 30%, если условно истинное содержание в пять раз превосходит МОА данного метода. Если активность так низка, что преобладают случайные статистические ошибки, рабочие критерии не могут быть жестче, чем допускают статистические колебания.

9.16. Анализы проб, проводящиеся для оценки работы, следует выполнять как минимум одинарным слепым способом, то есть проводящий анализ не должен заранее знать истинное значение, хотя оценочную пробу можно выделить как предназначенную для оценки работы. При двойной слепой оценке проводящий анализ не информирован о том, что проба чем-то отличается от обычных. Хотя при двойной слепой оценке можно получить более четкое представление о потенциале лаборатории, такие оценки на практике трудно осуществлять.

9.17. Лабораториям, выполняющим прямые или косвенные измерения для дозиметрии внутреннего облучения, следует участвовать в национальных и международных программах по взаимосравнению результатов анализа. Национальные программы взаимосравнения прямых измерений имеются во многих странах, и такие программы также координируются в международном масштабе [45—49]. Как национальные, так и международные программы по взаимосравнению результатов косвенного измерения координировались, например, Комиссией по атомной энергии Франции (КАЭФ) [50]. Кроме того, следует проводить периодические проверки или инспекции для контроля соблюдения программы ОК и эффективности программы дозиметрии внутреннего облучения. Рекомендации по проведению проверок и инспекций содержатся в соответствующем Руководстве по безопасности [3].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ КОНТРАКТОВ НА ОБСЛУЖИВАНИЕ ПО МОНИТОРИНГУ

9.18. Многим эксплуатантам (зарегистрированным лицам и лицензиатам) может быть необходимо обеспечить дозиметрический контроль по контракту с коммерческими поставщиками услуг. Это особенно справедливо в отношении эксплуатантов с малым штатом работников, таких как университетские лаборатории и небольшие больницы, которые, возможно, обладают лишь ограниченными знаниями и/или опытом работы в области радиационной защиты и дозиметрии внутреннего облучения. 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 элементы:

- a) требования, предъявляемые регулирующими органами;
- b) типы прямых и косвенных методов оценки дозы и их недостатки;
- c) характеристики, рекомендации или сертификаты качества на оборудование и услуги;
- d) выбор периодов мониторинга;
- e) методы отбора проб для количественного определения биологической активности или подготовки к мониторингу организма;
- f) ведение регистрационных записей дозы, представление результатов, записи доз облучения клиентов, доступность и конфиденциальность;

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

- g) интерпретация результатов (величины, пределы дозы, естественный фон, чистая доза, нижний и верхний пределы обнаружения поступления дозиметрической системы и т. д.);
- h) процедуры для оформления, изменения и аннулирования заказа на обслуживание по мониторингу;
- i) информация, которую необходимо получать от эксплуатанта;
- j) расходы;
- k) сроки, необходимые для принятия заказа (или его отмены);
- l) информация о предоставляемых коммерческой службой в обычном порядке и/или специальных услугах, таких как немедленное извещение по телефону или телексу в случае необычно высоких доз, срочная обработка дозиметров в чрезвычайных обстоятельствах и консультации по техническим, научным и юридическим вопросам.

Добавление I

ПРЕДЛАГАЕМЫЕ КРИТЕРИИ ДЛЯ ИНДИВИДУАЛЬНОГО МОНИТОРИНГА

I.1. ОНБ [2, пункт I.33] требуют: “В тех случаях, когда это целесообразно, приемлемо и осуществимо, для любого работника, который обычно занят в контролируемой зоне или иногда работает в контролируемой зоне и может получить значительное профессиональное облучение, проводится индивидуальный мониторинг”.

I.2. При определении целесообразности индивидуального мониторинга следует рассматривать множество факторов. Они включают количество имеющегося радиоактивного материала, радиотоксичность материала, характер выполняемых операций и используемые средства защиты, но не ограничиваются этим. При принятии решений по мониторингу можно воспользоваться советом эксперта.

I.3. При оценке того, потребуются ли индивидуальный мониторинг, осуществляемый на основании вероятности получения за год ожидаемых эффективных доз в 1 мЗв или больше, нужно учитывать ряд факторов, в том числе:

- i) коэффициент безопасности физической формы f_{fs} , основанный на физических и химических свойствах обрабатываемого материала. В большинстве случаев f_{fs} следует придать значение 0,01. Однако в некоторых случаях, когда это может быть оправданно, можно использовать значение 0,001;
- ii) коэффициент безопасности обращения f_{hs} , основанный на опыте выполняемой операции и форме материала; и
- iii) коэффициент надежности защиты f_{ps} , основанный на использовании стационарного лабораторного защитного оборудования (например, защитный перчаточный бокс, вытяжной шкаф).

I.4. Хотя индивидуальные меры защиты (например, использование масок) обеспечивают дополнительный элемент безопасности, их не следует учитывать при принятии решений относительно необходимости индивидуального мониторинга. Если используются индивидуальные меры защиты, то следует проводить индивидуальный мониторинг для подтверждения их эффективности.

I.5. Предлагаемые для общего применения значения f_{hs} и f_{ps} приводятся в таблицах IV и V, соответственно [51], но в конкретных случаях необходимо принимать во внимание обстоятельства дела. Иногда может учитываться форма используемого материала (например, летучая жидкость, порошок) как посред-

ТАБЛИЦА IV. КОЭФФИЦИЕНТЫ БЕЗОПАСНОСТИ ОБРАЩЕНИЯ

Процесс	Коэффициент безопасности обращения f_{hs}
Хранение (основной раствор)	0,01
Очень простые операции с влажным веществом	0,1
Обычные химические операции	1
Сложные операции с влажным веществом с риском разлива	10
Простые операции с сухим веществом	10
Обработка летучих соединений	100
Операции с сухим и пылящим веществом	100

ТАБЛИЦА V. КОЭФФИЦИЕНТЫ НАДЕЖНОСТИ ЗАЩИТЫ

Мера защиты	Коэффициент надежности защиты f_{ps}
Открытый рабочий стол	1
Вытяжной шкаф	0,1
Перчаточный бокс	0,01

ственно (то есть через f_{fs}), так и косвенно, через относительную эффективность принимаемых мер защиты (то есть через f_{hs} и/или f_{ps}). Ниже показано, как вышеупомянутые факторы могут применяться при определении того, требуется ли мониторинг.

1.6. Конкретный радионуклидный “фактор решения” d_j для конкретного вида деятельности может быть определен как:

$$d_j = \frac{A_j e(g)_{j,inh} f_{fs} f_{hs} f_{ps}}{0,001},$$

где A_j — совокупная активность радионуклида j , присутствующего на рабочем месте в течение года, $e(g)_{j,inh}$ — коэффициент дозы (Зв/Бк) для ингаляции радионуклида j (из ОНБ, таблица II-III [2], с САДА для рабочего места, обычно принимаемым равным 5 мкм), а 0,001 — коэффициент пересчета из Зв в мЗв. Если f_{fs} имеет по умолчанию значение 0,01, вышеприведенное уравнение может быть упрощено:

$$d_j = 10$$

Фактор решения D для всех радионуклидов на рабочем месте равен:

$$D = \sum_j d_j.$$

Тогда если D равен или больше 1, то индивидуальный мониторинг показан, а если D меньше 1, индивидуальный мониторинг может не понадобиться.

I.7. Для одного радионуклида, обрабатываемого на открытом столе ($f_{hs} = 1$) обычными химическими операциями ($f_{ps} = 1$) со значением f_{fs} по умолчанию 0,01, активность, необходимая для того, чтобы $d_j = 1$, должна была бы в 5 раз превышать соответствующий предел поступления (раздел 2).

I.8. Когда на рабочем месте присутствует более одного радионуклида, решения относительно того, проводить ли индивидуальный мониторинг по отдельным радионуклидам, могут основываться на следующих критериях:

- i) мониторинг проводится по всем радионуклидам, для которых $d_j \geq 1$;
- ii) когда $D \geq 1$, мониторинг следует проводить по радионуклидам, для которых $d_j \geq 0,3$;
- iii) в мониторинге по радионуклидам, у которых d_j намного меньше 0,1, нет необходимости.

I.9. Рассмотрим в качестве примера рабочее место, на котором ^{239}Pu в виде нерастворимой окиси обрабатывается в ходе обычных химических операций в вытяжном шкафу. Значение САДА по умолчанию для рабочих мест принято равным 5 мкм. Значения f_{fs} , f_{hs} и f_{ps} приняты равными 0,01, 1,0 и 0,1, соответственно. В этом случае вышеприведенное уравнение приходит к виду:

$$\begin{aligned}d_{\text{Pu}239} &= 10 A_{\text{Pu}239} \times 8,3 \times 10^{-6} \times 1 \times 0,1 \\ &= 8,3 \times 10^{-6} A_{\text{Pu}239}.\end{aligned}$$

Из этого следует, что индивидуальный мониторинг потребуется, если $A_{\text{Pu}239}$ — активность ^{239}Pu — больше чем:

$$\frac{1}{8,3 \times 10^{-6}} = 1,2 \times 10^5 \text{ Бк.}$$

В противном случае индивидуальный мониторинг не понадобился бы.

I.10. Если на том же рабочем месте обрабатывается также ^{137}Cs , фактор решения для ^{239}Pu ($d_{\text{Pu}239}$) будет вышеуказанным, а фактор решения для ^{137}Cs будет равен:

$$d_{\text{Cs}137} = 6,7 \times 10^{-9} A_{\text{Cs}137},$$

Настоящая публикация была заменена публикацией GSG-7.

где A_{Cs137} — активность ^{137}Cs , присутствующая на рабочем месте. Если:

$$D = 8,3 \times 10^{-6} A_{\text{Pu239}} + 6,7 \times 10^{-9} A_{\text{Cs137}} \geq 1,$$

то индивидуальный мониторинг следует проводить по любому нуклиду, для которого $d_j \geq 0,3$, то есть для ^{239}Pu , если A_{Pu239} больше 36 кБк, и для ^{137}Cs , если A_{Cs137} больше 45 МБк. При $D \geq 1$ индивидуальный мониторинг не потребуется для ^{239}Pu , если A_{Pu239} значительно меньше 12 кБк, и для ^{137}Cs , если A_{Cs137} значительно меньше 15 МБк.

I.11. Для операций, отвечающих вышеупомянутым критериям, следует проводить индивидуальный мониторинг работников либо в рамках программы текущего мониторинга, если работа выполняется непрерывно, либо в рамках программы целевого мониторинга, если эта операция выполняется нерегулярно. Кроме того, если возникает аварийная ситуация, которая может вызывать поступление радиоактивного материала (например, отказ вытяжного шкафа или поломка контейнера), следует провести специальный мониторинг вовлеченных в аварийную ситуацию лиц, вне зависимости от того, контролируются они или нет в рамках программы текущего мониторинга.

I.12. Кроме того, некоторые работники могут выполнять несколько функций на различных рабочих местах. Решение о том, требуется ли такому работнику индивидуальный мониторинг, следует основывать на тщательном анализе всех обязанностей работника.

I.13. Более подробные руководящие принципы классификации рабочих мест и требований, предъявляемых к мониторингу, приводятся в ссылке [52].

Добавление II

ПРЕДЕЛЫ ОБНАРУЖЕНИЯ ДЛЯ МЕТОДОВ ИЗМЕРЕНИЯ

II.1. Все методы измерения имеют пределы обнаружения. Они зависят от ряда факторов, таких как естественная радиоактивность, статистические колебания скоростей счета и факторы, связанные с подготовкой и анализом пробы. Следовательно, обнаружение поступления также ограничено. Доза, полученная от поступления меньшего, чем пределы обнаружения метода измерения, будет пропущена.

II.2. При сообщении и интерпретации результатов аналитических измерений особенно важным является четкое понимание основных принципов статистической способности обнаружения. Это понимание необходимо, чтобы принять решения относительно приемлемости различных методов прямого и косвенного измерения для оценки поступления радионуклидов. Эти понятия кратко излагаются ниже; более подробно они изложены в обзорах Currie [53] и Altshuler и Pasternack [54]. Всесторонний анализ статистических методов, которые следует применять к прямому и косвенному мониторингу, приводится в нормативе N13.30 Общества медицинской физики [44].

II.3. Минимальная значимая активность (МЗА), часто называемая пределом решения или критическим уровнем (L_C), соответствует наименьшему сигналу, значимо превышающему фоновый уровень для конкретного метода измерения. Она соответствует уровню случайных колебаний фонового сигнала, который в отсутствие радиоактивной пробы может превышать только с некоей низкой вероятностью α . Обычно α принимается равным 0,05, чтобы чистый сигнал, соответствующий депонированной активности на уровне МЗА, указал наличие радиоактивного вещества с вероятностью 95%. Если, как обычно это бывает, произвольные колебания в чистом счете отражают нормальное распределение, МЗА будет соответствовать $1,65\sigma$, где σ — стандартное отклонение распределения. В сообщениях об оценках, находящихся ниже этого уровня, можно с полным основанием утверждать, что радиоактивный материал “не был обнаружен” или что активность была “ниже предела обнаружения”. Радиоактивный материал на уровне МЗА не обязательно будет обнаружен. В такой ситуации имеется 50% вероятности, что будет получен чистый зарегистрированный сигнал, соответствующий депонированию на уровне МЗА или ниже.

II.4. Минимальная обнаруживаемая активность (МОА), часто называемая пределом обнаружения (L_D), соответствует уровню активности, который необходимо, чтобы гарантировать, с некоторым выбранным доверительным уровнем β ,

что чистый сигнал будет обнаружен, согласно установленному критерию, то есть если он превышает МЗА. Если $\beta = \alpha$, математическая обработка упрощается, как в следующем разделе, и в соответствии с общей договоренностью для обеих величин принято значение 0,05.

ОЦЕНКА МЗА И МОА

П.5. Следующие ниже формулы могут быть получены путем, применяемым в [53, 54], или аналогичными способами и описывают простые сравнения скоростей счета пробы и фона. Далее рассматриваются только варианты, связанные со статистикой счета. Если n_b — фоновая скорость счета, t_s и t_b — соответственно, времена счета пробы и соответствующего измерения фона, F — коэффициент калибровки (скорость счета на единицу активности в пробе) и принимаются 95% доверительные интервалы, то есть $\beta = \alpha = 0,05$, то:

$$\text{МЗА} = \frac{1,56}{F} \sqrt{\frac{n_b}{t_s} \left(1 + \frac{t_s}{t_b} \right)}.$$

Для измерений пробы и фона с равным временем счета, то есть $t_s = t_b$, это упрощается до:

$$\text{МЗА} = \frac{2,33 \sigma_b}{F},$$

где σ_b — стандартное отклонение скорости счета фона, данное как:

$$\sigma_b = \sqrt{\frac{n_b}{t_b}}.$$

Измерение МОА дано как:

$$\text{МОА} = \frac{3}{F t_s} + 2\text{МЗА}.$$

Первый член в этом выражении представляет поправку на отклонение распределения от нормального в статистике счета Пуассона при низких полных счетах [44], и им можно пренебречь, если, как обычно считается:

$$n_b t_s \gg \frac{0,7}{1 + \frac{t_s}{t_b}}.$$

II.6. Эти уравнения для расчета МЗА и МОА учитывают только колебания в процессе обнаружения. Они могут быть использованы для получения полных МЗА и МОА данного метода путем умножения на соответствующие коэффициенты пересчета, например для учета фракционного радиохимического выхода и эффективности счета. Однако в получаемых значениях не будут учитываться колебания этих дополнительных факторов, и поэтому МОА данного метода может недооцениваться. В нормативе N13.30 Общества медицинской физики приводится подробное описание анализа, который можно применять, если эти дополнительные колебания важны [44].

II.7. Однако во многих случаях колебания в счете фона и пробы существеннее, чем можно ожидать только по вариации Пуассона в статистике счета. Эти дополнительные колебания могут быть обусловлены, например, переменным уровнем естественной активности в пробе. При таких обстоятельствах распределение измеряемого счета фона (и пробы) может быть приблизительно нормальным, и в этом случае можно сделать непосредственную поправку [55] с использованием измеренного стандартного отклонения σ_m . В других случаях распределение может быть не нормальным, а, например, логарифмически нормальным, в этом случае все же можно сделать соответствующую поправку, но не простую. Пример этого — присутствие ^{137}Cs у населения после атмосферных испытаний ядерного оружия или чернобыльской аварии, которое следует отличать от внутреннего загрязнения от источников профессионального облучения.

II.8. Следует подчеркнуть, что, если при определении пределов обнаружения или при расчете значимости не учитываются все источники отклонений, потенциал метода по обнаружению поступления будет завышен.

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 излучений, 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 (1999 г.).
- [4] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, МЕЖДУНАРОДНОЕ БЮРО ТРУДА, Оценка профессионального облучения от внешних источников ионизирующего излучения, Серия норм безопасности, № RS-G-1.2, МАГАТЭ, Вена (1999 г.).
- [5] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, General Principles for the Radiation Protection of Workers, Publication No. 75, Elsevier Science, 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 ATOMIC ENERGY AGENCY, Direct Methods for Measuring Radionuclides in the Human Body, Safety Series No. 114, IAEA, Vienna (1996).
- [8] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Individual Monitoring for Intakes of Radionuclides by Workers: Design and Interpretation, Publication No. 54, Pergamon Press, Oxford and New York (1988).
- [9] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers: Replacement of ICRP Publication 54, ICRP Publication No. 78, Elsevier Science, Oxford and New York (1997).
- [10] LIPSZTEIN, J.L., GRYNSPAY, D., DANTAS, B.M., BERTELLI, L., WRENN, M.E., Thorium exposure: problems in bioassay interpretation, J. Radioanal. and Nucl. Chem. **156** 2 (1992) 389-400.
- [11] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Protection against Radon-222 at Home and at Work, Publication No. 65, Elsevier Science, Oxford and New York (1993).
- [12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Radiation Protection of Workers in the Mining and Milling of Radioactive Ores, 1983 Edition, Code of Practice and Technical Addendum sponsored by IAEA, ILO, WHO, Safety Series No. 26, IAEA, Vienna (1983).

- [13] HARIDASAN, T.K., SURENDRAN, T., SHARMA, R.C., KRISHNAMONY, S., Detection systems for monitoring intakes of actinides at Trombay, *Radiat. Prot. Dosim.* **51** 1 (1994) 47-58.
- [14] SURENDRAN, T., HARIDASAN, T.K., SHARMA, R.C., KRISHNAMONY, S., Experiences at Trombay in monitoring actinide intakes by occupational workers by direct external counting, *Radiat. Prot. Dosim.* **59** 1 (1995) 15-24.
- [15] RAABE, O.G., "Characterization of radioactive airborne particles", *Internal Radiation Dosimetry* (RAABE, O.G., Ed.), Medical Physics Publishing, Madison, WI (1994) 111-142.
- [16] SKRABLE, K.W., CHABOT, G.E., FRENCH, C.S., LABONE, T.R., "Use of multi-compartment models of retention for internally deposited radionuclides", *Internal Radiation Dosimetry* (RAABE, O.G., Ed.), Medical Physics Publishing, Madison, WI (1994) 271-354.
- [17] EUROPEAN UNION, Council Directive 96/29/EURATOM of 13 May 1996, в которой устанавливаются основные нормы безопасности для защиты здоровья работников и населения от опасностей, возникающих в результате ионизирующего излучения, *Official Journal of the European Communities* No. L 159/1, Luxembourg (1996).
- [18] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Report of the Task Group on Reference Man, Publication No. 23, Pergamon Press, Oxford and New York (1975).
- [19] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection, Publication No. 66, Elsevier Science, Oxford and New York (1994).
- [20] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Assessment and Treatment of External and Internal Radionuclide Contamination, IAEA-TECDOC-869, Vienna (1996).
- [21] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Diagnosis and Treatment of Radiation Injuries, Safety Reports Series No. 2, IAEA, Vienna (1998).
- [22] THOMPSON, R.C., 1976 Hanford americium exposure incident: overview and perspective, *Health Phys.* **45** (1983) 837-845.
- [23] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Radiological Accident in Goiânia, IAEA, Vienna (1989).
- [24] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Rapid Monitoring of Large Groups of Internally Contaminated People Following a Radiation Accident, IAEA-TECDOC-746, Vienna (1994).
- [25] BREITENSTEIN, B.D., PALMER, H.E., Lifetime follow-up of the 1976 americium accident victim, *Radiat. Prot. Dosim.* **26** (1989) 317-322.
- [26] PIECHOWSKI, J., Evaluation of systemic exposure resulting from wounds contaminated by radioactive products, *Indian Bull. Radiat. Prot.* **18** 1-2 (1995) 8-14.
- [27] SHARMA, R.C., HARIDASAN, T.K., SURENDRAN, T., False indications of an actinide lung burden arising from a contaminated finger wound, *Health Phys.* **73** 5 (1997) 820-825.
- [28] TOOHEY, R.E., KEANE, A.T., RUNDO, J., Measurement techniques for radium and the actinides in man at the Center for Human Radiobiology, *Health Phys.* **44** Suppl. 1 (1983) 323-341.
- [29] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, Publication No. 30, Part 1, Pergamon Press, Oxford and New York (1979).
- [30] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Publication No. 26, Pergamon Press, Oxford and New York (1977).

- [31] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, Publication No. 30, Part 2, Pergamon Press, Oxford and New York (1980).
- [32] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, Publication No. 30, Part 3 (including Addendum to Parts 1 and 2), Pergamon Press, Oxford and New York (1981).
- [33] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers: An Addendum, Publication No. 30, Part 4, Pergamon Press, Oxford and New York (1988).
- [34] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers, Publication No. 68, Elsevier Science, Oxford (1994).
- [35] EAKINS, J.D., HUTCHINSON, W.P., LALLY, A.F., The radiological hazard from tritium sorbed onto metal surfaces, *Health Phys.* **28** (1975) 213-224.
- [36] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 1, Publication No. 56, Pergamon Press, Oxford and New York (1989).
- [37] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 2, Ingestion Dose Coefficients, Publication No. 67, Elsevier Science, Oxford and New York (1993).
- [38] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 3, Ingestion Dose Coefficients, Publication No. 69, Elsevier Science, Oxford and New York (1995).
- [39] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 4, Inhalation Dose Coefficients, Publication No. 71, Elsevier Science, Oxford and New York (1995).
- [40] ISHIGURE, N., INABA, J., Effect of aerosol characteristics on internal dose of inhaled ²³⁹Pu according to the new ICRP respiratory tract model, *Jpn J. Health Phys.* **30** (1995) 227-239.
- [41] LESSARD, E. T., et al., Interpretation of Bioassay Measurements, NUREG/CR-4884, Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C. (1987).
- [42] SKRABLE, K.W., CHABOT, G.E., FRENCH, C.S., LABONE, T.R., "Estimation of intakes from repetitive bioassay measurements", *Internal Radiation Dosimetry* (RAABE, O.G., Ed.), Medical Physics Publishing, Madison, WI (1994) 431-460.
- [43] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Radionuclide Transformations: Energy and Intensity of Emissions, Publication No. 38, Pergamon Press, Oxford and New York (1983).
- [44] HEALTH PHYSICS SOCIETY, Performance Criteria for Radiobioassay: American National Standards Institute HPS N13.30-1996, Health Physics Society, McLean, VA (1996).
- [45] RAMSDEN, D., et al., Laboratory intercomparison of methods used for the assessment of systemic burdens of plutonium, *Radiat. Prot. Dosim.* **30** 2 (1990) 95-99.
- [46] RAMSDEN, D., et al., Laboratory intercomparisons on internal dosimetry – Part II, *Radiat. Prot. Dosim.* **42** 2 (1992) 97-102.
- [47] GIBSON, J.A.B., et al., A European Intercomparison of Methods used for the Assessment of Intakes of Internally Deposited Radionuclides, EUR 14195, European Commission, Luxembourg (1994).

- [48] HUI, T.E., LOESCH, R.M., RADDATZ, C., FISHER, D.R., MCDONALD, J.C., An internal dosimetry intercomparison study, *Health Phys.* **67** 3 (1994) 217-225.
- [49] KRAMER, G.H., LOESCH, R.M., OLSEN, P.C., “The Canadian National Calibration Reference Center for *In Vivo* Monitoring and the United States Department of Energy’s International *In Vivo* Intercomparison”, IRPA 9, 1996 International Congress on Radiation Protection (Proc. Congr. Vienna, 1996), Vol. 2, International Radiation Protection Association, Vienna (1996) 409-411.
- [50] BERARD, P., CAVADORE, D., HARDUIN, J.C., Inter-laboratory comparisons: determination of actinides in excreta, *J. Radioan. Nucl. Chem.* **197** 2 (1995) 357-368.
- [51] STEERE, N.V. (Ed.), *Handbook of Laboratory Safety*, 2nd Edition, Chemical Rubber Company, Cleveland, OH (1971) 435-441.
- [52] HUDSON, A.P., SHAW, J., Categorisation and Designation of Working Areas in which Unsealed Radioactive Materials are Used, NRPB-M443, National Radiation Protection Board, Chilton (1993).
- [53] CURRIE, L.A., Limits for qualitative detection and quantitative determination, *Anal. Chem.* **40** (1968) 586-593.
- [54] ALTSHULER, B., PASTERNAK, B., Statistical measures of the lower limit of detection of a radioactivity counter, *Health Phys.* **9** (1963) 293-298.
- [55] BUCINA, I., MALATOVA, I., “Some remarks on statistical measures for the lower limit of detection”, *Low-level Counting and Spectrometry* (Proc. Third International Conf., Bratislava, 1985), VEDA, Bratislava (1987).

Приложение

ОСНОВНЫЕ ДАННЫЕ

ТАБЛИЦА А-1. КОЭФФИЦИЕНТЫ ДОЗ НЕКОТОРЫХ РАДИОНУКЛИДОВ (из [А-1])

Радионуклид	Тип/форма ^а	Ингаляционное поступление		Пероральное поступление	
		$e(g)_{inh}$ (Зв/Бк)		f_1	$e(g)_{ing}$ (Зв/Бк)
		САДА = 1 мкм	САДА = 5 мкм		
H-3	НТО ^с	$1,8 \times 10^{-11b}$		1	$1,8 \times 10^{-11}$
	ОВТ	$4,1 \times 10^{-11b}$		1	$4,2 \times 10^{-11}$
	Газ	$1,8 \times 10^{-15b}$			
C-14	Пары	$5,8 \times 10^{-10b}$		1	$5,8 \times 10^{-10}$
	CO ₂	$6,2 \times 10^{-12b}$			
	СО	$8,0 \times 10^{-13b}$			
P-32	F	$8,0 \times 10^{-10}$	$1,1 \times 10^{-9}$	0,8	$2,3 \times 10^{-10}$
	M	$3,2 \times 10^{-9}$	$2,9 \times 10^{-9}$		
Fe-55	F	$7,7 \times 10^{-10}$	$9,2 \times 10^{-10}$	0,1	$3,3 \times 10^{-10}$
	M	$3,7 \times 10^{-10}$	$3,3 \times 10^{-10}$		
Fe-59	F	$2,2 \times 10^{-9}$	$3,0 \times 10^{-9}$	0,1	$1,8 \times 10^{-9}$
	M	$3,5 \times 10^{-9}$	$3,2 \times 10^{-9}$		
Co-60	M	$9,6 \times 10^{-9}$	$7,1 \times 10^{-9}$	0,1	$3,4 \times 10^{-9}$
	S	$2,9 \times 10^{-8}$	$1,7 \times 10^{-8}$	0,05	$2,5 \times 10^{-9}$
Sr-85	F	$3,9 \times 10^{-10}$	$5,6 \times 10^{-10}$	0,3	$5,6 \times 10^{-10}$
	S	$7,7 \times 10^{-10}$	$6,4 \times 10^{-10}$	0,01	$3,3 \times 10^{-10}$
Sr-89	F	$1,0 \times 10^{-9}$	$1,4 \times 10^{-9}$	0,3	$2,6 \times 10^{-9}$
	S	$7,5 \times 10^{-9}$	$5,6 \times 10^{-9}$	0,01	$2,3 \times 10^{-9}$
Sr-90	F	$2,4 \times 10^{-8}$	$3,0 \times 10^{-8}$	0,3	$2,8 \times 10^{-8}$
	S	$1,5 \times 10^{-7}$	$7,7 \times 10^{-8}$	0,01	$2,7 \times 10^{-9}$
Zr-95	F	$2,5 \times 10^{-9}$	$3,0 \times 10^{-9}$	0,002	$8,8 \times 10^{-10}$
	M	$4,5 \times 10^{-9}$	$3,6 \times 10^{-9}$		
	S	$5,5 \times 10^{-9}$	$4,2 \times 10^{-9}$		
Nb-95	M	$1,4 \times 10^{-9}$	$1,3 \times 10^{-9}$	0,01	$5,8 \times 10^{-10}$
	S	$1,6 \times 10^{-9}$	$1,3 \times 10^{-9}$		
Ru-106	F	$8,0 \times 10^{-9}$	$9,8 \times 10^{-9}$	0,05	$7,0 \times 10^{-9}$
	M	$2,6 \times 10^{-8}$	$1,7 \times 10^{-8}$		
	S	$6,2 \times 10^{-8}$	$3,5 \times 10^{-8}$		

ТАБЛИЦА А-1 (продолжение)

Радионуклид	Тип/форма ^a	Ингаляционное поступление		Пероральное поступление	
		$e(g)_{inh}$ (Зв/Бк)		f_i	$e(g)_{ing}$ (Зв/Бк)
		САДА = 1 мкм	САДА = 5 мкм		
Sb-125	F	$1,4 \times 10^{-9}$	$1,7 \times 10^{-9}$	0,1	$1,1 \times 10^{-9}$
	M	$4,5 \times 10^{-9}$	$3,3 \times 10^{-9}$		
I-125	F	$5,3 \times 10^{-9}$	$7,3 \times 10^{-9}$	1,0	$1,5 \times 10^{-8}$
	V	$1,4 \times 10^{-8b}$			
I-131	F	$7,6 \times 10^{-9}$	$1,1 \times 10^{-8}$	1,0	$2,2 \times 10^{-8}$
	V	$2,0 \times 10^{-8b}$			
Cs-134	F	$6,8 \times 10^{-9}$	$9,6 \times 10^{-9}$	1,0	$1,9 \times 10^{-8}$
Cs-137	F	$4,8 \times 10^{-9}$	$6,7 \times 10^{-9}$	1,0	$1,3 \times 10^{-8}$
Ce-144	M	$3,4 \times 10^{-8}$	$2,3 \times 10^{-8}$	5×10^{-4}	$5,2 \times 10^{-9}$
	S	$4,9 \times 10^{-8}$	$2,9 \times 10^{-8}$		
Po-210	F	$6,0 \times 10^{-7}$	$7,1 \times 10^{-7}$	0,1	$2,4 \times 10^{-7}$
	M	$3,0 \times 10^{-6}$	$2,2 \times 10^{-6}$		
Pb-210	F	$8,9 \times 10^{-7}$	$1,1 \times 10^{-6}$	0,2	$6,8 \times 10^{-7}$
Ra-226	M	$3,2 \times 10^{-6}$	$2,2 \times 10^{-6}$	0,2	$2,8 \times 10^{-7}$
Ra-228	M	$2,6 \times 10^{-6}$	$1,7 \times 10^{-6}$	0,2	$6,7 \times 10^{-7}$
Th-228	M	$3,1 \times 10^{-5}$	$2,3 \times 10^{-5}$	5×10^{-4}	$7,0 \times 10^{-8}$
	S	$3,9 \times 10^{-5}$	$3,2 \times 10^{-5}$	2×10^{-4}	$3,5 \times 10^{-8}$
Th-232	M	$4,2 \times 10^{-5}$	$2,9 \times 10^{-5}$	5×10^{-4}	$2,2 \times 10^{-7}$
	S	$2,3 \times 10^{-5}$	$1,2 \times 10^{-5}$	2×10^{-4}	$9,2 \times 10^{-8}$
U-234	F	$5,5 \times 10^{-7}$	$6,4 \times 10^{-7}$	0,02	$4,9 \times 10^{-8}$
	M	$3,1 \times 10^{-6}$	$2,1 \times 10^{-6}$	0,002	$8,3 \times 10^{-9}$
	S	$8,5 \times 10^{-6}$	$6,8 \times 10^{-6}$		
U-235	F	$5,1 \times 10^{-7}$	$6,0 \times 10^{-7}$	0,02	$4,6 \times 10^{-8}$
	M	$2,8 \times 10^{-6}$	$1,8 \times 10^{-6}$	0,002	$8,3 \times 10^{-9}$
	S	$7,7 \times 10^{-6}$	$6,1 \times 10^{-6}$		
U-238	F	$4,9 \times 10^{-7}$	$5,8 \times 10^{-7}$	0,02	$4,4 \times 10^{-8}$
	M	$2,6 \times 10^{-6}$	$1,6 \times 10^{-6}$	0,002	$7,6 \times 10^{-9}$
	S	$7,3 \times 10^{-6}$	$5,7 \times 10^{-6}$		
Np-237	M	$2,1 \times 10^{-5}$	$1,5 \times 10^{-5}$	5×10^{-4}	$1,1 \times 10^{-7}$
Np-239	M	$9,0 \times 10^{-10}$	$1,1 \times 10^{-9}$	5×10^{-4}	$8,0 \times 10^{-10}$

ТАБЛИЦА А-1 (окончание)

Радионуклид	Тип/форма ^a	Ингаляционное поступление		Пероральное поступление	
		$e(g)_{inh}$ (Зв/Бк)		f_i	$e(g)_{ing}$ (Зв/Бк)
		САДА = 1 мкм	САДА = 5 мкм		
Pu-238	M	$4,3 \times 10^{-5}$	$3,0 \times 10^{-5}$	5×10^{-4}	$2,3 \times 10^{-7}$
	S	$1,5 \times 10^{-5}$	$1,1 \times 10^{-5}$	1×10^{-5} 1×10^{-4}	$8,8 \times 10^{-9}$ $4,9 \times 10^{-8}$
Pu-239	M	$4,7 \times 10^{-5}$	$3,2 \times 10^{-5}$	5×10^{-4}	$2,5 \times 10^{-7}$
	S	$1,5 \times 10^{-5}$	$8,3 \times 10^{-6}$	1×10^{-5} 1×10^{-4}	$9,0 \times 10^{-9}$ $5,3 \times 10^{-8}$
Pu-240	M	$4,7 \times 10^{-5}$	$3,2 \times 10^{-5}$	5×10^{-4}	$2,5 \times 10^{-7}$
	S	$1,5 \times 10^{-5}$	$8,3 \times 10^{-6}$	1×10^{-5} 1×10^{-4}	$9,0 \times 10^{-9}$ $5,3 \times 10^{-8}$
Pu-241	M	$8,5 \times 10^{-7}$	$5,8 \times 10^{-7}$	5×10^{-4}	$4,7 \times 10^{-9}$
	S	$1,6 \times 10^{-7}$	$8,4 \times 10^{-8}$	1×10^{-5} 1×10^{-4}	$1,1 \times 10^{-10}$ $9,6 \times 10^{-10}$
Am-241	M	$3,9 \times 10^{-5}$	$2,7 \times 10^{-5}$	5×10^{-4}	$2,0 \times 10^{-7}$
Cm-242	M	$4,8 \times 10^{-6}$	$3,7 \times 10^{-6}$	5×10^{-4}	$1,2 \times 10^{-8}$
Cm-244	M	$2,5 \times 10^{-5}$	$1,7 \times 10^{-5}$	5×10^{-4}	$1,2 \times 10^{-7}$

^a Типы поглощения легкими см. пункт 6.13.

^b При ингаляции газов и паров САДА для этой формы не применяется.

^c НТО — тритированная вода; ОВТ — органически связанный тритий.

ТАБЛИЦА А-II. ДОПУСТИМЫЕ ОБЪЕМНЫЕ АКТИВНОСТИ В ВОЗДУХЕ (ДАО) ДЛЯ НЕКОТОРЫХ РАДИОНУКЛИДОВ

Радионуклид	Тип/форма ^a	ДАО (Бк/м ³)		
		САДА = 1 мкм	САДА = 5 мкм	Газ/пары
H-3	НТО ^b			5×10^5
	ОВТ			2×10^5
	Газ			5×10^9
C-14	Пары			1×10^4
	CO ₂			1×10^6
	CO			1×10^7
P-32	F	1×10^4	8×10^3	
	M	3×10^3	3×10^3	
Fe-55	F	1×10^4	9×10^3	
	M	2×10^4	3×10^4	
Fe-59	F	4×10^3	3×10^3	
	M	2×10^3	3×10^3	
Co-60	M	9×10^2	1×10^3	
	S	3×10^2	5×10^2	
Sr-85	F	2×10^4	1×10^4	
	S	1×10^4	1×10^4	
Sr-89	F	8×10^3	6×10^3	
	S	1×10^3	1×10^3	
Sr-90	F	3×10^2	3×10^2	
	S	6×10^1	1×10^2	
Zr-95	F	3×10^3	3×10^3	
	M	2×10^3	2×10^3	
	S	2×10^3	2×10^3	
Nb-95	M	6×10^3	6×10^3	
	S	5×10^3	6×10^3	
Ru-106	F	1×10^3	9×10^2	
	M	3×10^2	5×10^2	
	S	1×10^2	2×10^2	
Sb-125	F	6×10^3	5×10^3	
	M	2×10^3	3×10^3	
I-125	F	2×10^3	1×10^3	
	V			6×10^2
I-131	F	1×10^3	8×10^2	
	V			4×10^2
Cs-134	F	1×10^3	9×10^2	
Cs-137	F	2×10^3	1×10^3	

ТАБЛИЦА А-II (окончание)

Радионуклид	Тип/форма ^a	ДОО (Бк/м ³)		
		САДА = 1 мкм	САДА = 5 мкм	Газ/пары
Ce-144	M	2×10^2	4×10^2	
	S	2×10^2	3×10^2	
Po-210	F	1×10^1	1×10^1	
	M	3×10^0	4×10^0	
Pb-210	F	9×10^0	8×10^0	
Ra-226	M	3×10^0	4×10^0	
Ra-228	M	3×10^0	5×10^0	
Th-228	M	3×10^{-1}	4×10^{-1}	
	S	2×10^{-1}	3×10^{-1}	
Th-232	M	2×10^{-1}	3×10^{-1}	
	S	4×10^{-1}	7×10^{-1}	
U-234	F	2×10^1	1×10^1	
	M	3×10^0	4×10^0	
	S	1×10^0	1×10^0	
U-235	F	2×10^1	1×10^1	
	M	3×10^0	5×10^0	
	S	1×10^0	1×10^0	
U-238	F	2×10^1	1×10^1	
	M	3×10^0	5×10^0	
	S	1×10^0	1×10^0	
Np-237	M	4×10^{-1}	6×10^{-1}	
Np-239	M	9×10^3	8×10^3	
Pu-238	M	2×10^{-1}	3×10^{-1}	
	S	6×10^{-1}	8×10^{-1}	
Pu-239	M	2×10^{-1}	3×10^{-1}	
	S	6×10^{-1}	1×10^0	
Pu-240	M	2×10^{-1}	3×10^{-1}	
	S	6×10^{-1}	1×10^0	
Pu-241	M	1×10^1	1×10^1	
	S	5×10^1	1×10^2	
Am-241	M	2×10^{-1}	3×10^{-1}	
Cm-242	M	2×10^0	1×10^0	
Cm-244	M	3×10^{-1}	5×10^{-1}	

^a Типы поглощения легкими см. пункт 6.13.

^b ДОО не учитывает поглощение через неповрежденную кожу.

ТАБЛИЦА А-III. ТКАНЕВЫЕ ВЕСОВЫЕ МНОЖИТЕЛИ [из А-1]

Ткань или орган	Тканевой весовой множитель ^{a,b} (w_T)
Гонады	0,20
Костный мозг (красный)	0,12
Толстая кишка ^c	0,12
Легкие ^d	0,12
Желудок	0,12
Мочевой пузырь	0,05
Молочные железы	0,05
Печень	0,05
Пищевод	0,05
Щитовидная железа	0,05
Кожа	0,01
Поверхность кости	0,01
Остальные органы и ткани ^e	0,05

^a Значения w_T взяты из Публикации 60 МКРЗ [А-2].

^b Значения были разработаны для эталонной популяции, состоящей из равного числа лиц обоего пола и широкого диапазона возрастов. При определении эффективной дозы они применяются к работникам, к населению в целом и к лицам обоего пола [А-2].

^c Дозы рассчитаны как средневзвешенные по массе для верхнего и нижнего отделов толстой кишки: $H_{\text{colon}} = 0,57 H_{\text{ULI}} + 0,43 H_{\text{LLI}}$ [А-3].

^d Грудной отдел дыхательных путей.

^e Для целей расчетов “Остальные органы и ткани” включают надпочечники, головной мозг, экстракционный отдел дыхательных путей, тонкий кишечник, почки, мышечную ткань, поджелудочную железу, селезенку, вилочковую железу и матку. В тех случаях, когда подвергающаяся наибольшему облучению ткань из указанных в категории “Остальные органы и ткани” получает наивысшую ожидаемую эквивалентную дозу из всех органов, к этой ткани или органу применяется весовой множитель, равный 0,025, а для расчета средневзвешенной по массе дозы, получаемой всеми остальными тканями или органами этой категории, как они здесь определены, применяется весовой множитель, равный 0,025 [А-4].

ССЫЛКИ К ПРИЛОЖЕНИЮ

- [A-1] 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.).
- [A-2] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, 1990, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Publication No. 60, Pergamon Press, Oxford and New York (1991).
- [A-3] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 2, Ingestion Dose Coefficients, Publication No. 67, Elsevier Science, Oxford and New York (1993).
- [A-4] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 3, Ingestion Dose Coefficients, Publication No. 69, Elsevier Science, Oxford and New York (1995).

ОПРЕДЕЛЕНИЯ

Для целей настоящего издания применяются следующие определения терминов. Если не утверждается иное, термины, содержащиеся в глоссарии ОНБ, имеют определения, взятые из глоссария ОНБ.

Биокинетическая модель (biokinetic model). Математическая модель, описывающая поступление, поглощение и удержание радионуклида в различных органах или тканях тела и последующее выделение из организма различными путями.

Допустимая объемная активность в воздухе (ДОВА) [derived air concentration (DAC)]. Допустимый предел концентрации активности в воздухе определенного радионуклида, вычисленный так, что типичный работник, вдыхающий воздух с постоянным загрязнением на уровне ДОВА при выполнении легкой физической работы в течение рабочего года, получит для данного радионуклида предел годового поступления. Вычисляется как годовой предел эффективной дозы, деленный на коэффициент дозы, $e(50)_{inh}$, и объем воздуха, который вдыхает условный взрослый работник за рабочий год ($2,4 \times 10^3 \text{ м}^3$). Единица ДОВА — Бк/м³.

Коэффициент дозы (dose coefficient). Ожидаемая эквивалентная доза на ткань на единицу поступления в возрасте t_o , $h_{T(\tau)}$, или ожидаемая эффективная доза на единицу поступления, $e(\tau)$, где τ — период времени в годах, за который рассчитана доза, то есть 50 лет для взрослых и (70 — t_o) лет для детей. Единица $h_{T(\tau)}$ или $e(\tau)$ — Зв/Бк.

Минимальная значимая активность (МЗА) [minimum significant activity (MSA)]. Количество радиоактивности в пробе, производящее скорость счета, которую можно достоверно отличить от фоновой скорости счета с определенным уровнем достоверности. Случайные колебания при измерении соответствующей холостой пробы (включая все источники отклонений) дают скорость счета на этом уровне или выше с определенной вероятностью α (обычно принимаемой равной 5%). Таким образом, наблюдение скорости счета, равной скорости счета на уровне МЗА, приведет в результате к ложноположительному результату (ошибка первого рода) только в 5% случаев. Эта величина также называется пределом решения, а скорость счета этой величины также называется критическим уровнем. Проба, содержащая точно МЗА, считается свободной от активности 50% времени (то есть скорость счета меньше, чем скорость счета, соответствующая уровню решения), в то время как подлинно фоновая проба считается содержащей активность лишь 5% времени (см. добавление II).

Минимальная обнаруживаемая активность (МОА) [minimum detectable activity (MDA)]. Количество радиоактивности в пробе, производящее ско-

рость счета, которая будет обнаружена (то есть будет выше фоновой скорости счета) с определенным уровнем достоверности. В пробе, содержащей активность, равную МОА, из-за случайных колебаний скорость счета может оказаться меньше, чем уровень решения с некоторой вероятностью β (обычно принимаемой равной 5%), приводя в результате к ложноотрицательному результату (ошибка второго рода). Эта величина также называется пределом обнаружения или нижним пределом обнаружения, а скорость счета этой величины называется также уровнем определения. Проба, содержащая точно МОА, считается свободной от активности только 5% времени (см. добавление II).

Однократное поступление (acute intake). Единичное поступление, которое считается происшедшим мгновенно.

Определение биологической активности (bioassay). Описывает любую процедуру, используемую для определения вида, количества, распределения и/или удержания радионуклидов в организме прямыми измерениями (in vivo) или анализом in vitro материалов, выделенных или удаленных из организма.

Период полувыведения (biological half-life). Время, за которое биологическая система, такая как отдел ткани или организм в целом, удаляет в ходе естественных процессов, отличных от радиоактивного распада, 50% от поступившего в нее количества радионуклида.

Период физического полураспада (T_p) [physical half-life (T_p)]. Время, за которое активность радионуклида уменьшается на 50% в результате радиоактивного распада.

Период эффективного полураспада (T_e) [effective half-life (T_e)]. Время, требуемое для уменьшения количества радионуклида, депонированного в живом организме, на 50% в результате объединенного действия радиоактивного распада и биологического выведения, то есть:

$$T_e = \frac{T_b T_p}{T_b + T_p},$$

где T_b — период полувыведения и T_p — период физического полураспада.

Поглощение (uptake). Процессы, в ходе которых радионуклиды попадают в общую воду организма из дыхательных путей, желудочно-кишечного тракта или через кожу, или доля от поступления, которая попадает в общую воду организма в ходе этих процессов.

Поступление (intake). Действие или процесс попадания радионуклидов в организм путем ингаляции, перорально или через кожу или активность, поступающая в организм в результате этого действия или процесса.

Хроническое поступление (chronic intake). Поступление в течение длительного периода времени, которое не может считаться происшедшим мгновенно.

Модель дыхательных путей человека

Альвеолярно-интерстициальный отдел (AI) [alveolar-interstitial (AI) region].

Дыхательные бронхиолы, альвеолярные протоки и мешочки с их альвеолами и интерстициальной соединительной тканью.

Бронхиальный отдел (BB) [bronchial (BB) region]. Трахея и бронхи.

Бронхиолярный отдел (bb) [bronchiolar (bb) region]. Бронхиолы и терминальные бронхиолы.

Выведение (clearance). Удаление материала из дыхательных путей переносом частицы и поглощением.

Грудные дыхательные пути (TH) [thoracic (TH) airways]. Бронхиальный (BB), бронхиолярный (bb) и альвеолярно-интерстициальный (AI) отделы.

Депонирование (deposition). Начальные процессы, определяющие, какое количество материала, содержащегося во вдыхаемом воздухе, остается в дыхательных путях после выдоха. Депонирование материала может происходить во время как ингаляции, так и эксгаляции.

Дыхательные пути вне грудной клетки (ET) [extrathoracic (ET) airways]. Передний (ET₁) и задний носовые ходы, рот, глотка и гортань (ET₂).

Перенос частицы (particle transport). Процессы, в ходе которых материал выводится из дыхательных путей в желудочно-кишечный тракт и к лимфатическим узлам и перемещается из одной части дыхательных путей в другую.

САДА (средний аэродинамический диаметр активности) [AMAD (activity median aerodynamic diameter)]. Значение аэродинамического диаметра¹, при котором 50% присутствующей в воздухе активности в данном аэрозоле связано с частицами меньшего размера, чем САДА, а 50% активности связано с частицами большего размера, чем САДА. Используется, когда депонирование зависит преимущественно от инерционного уплотнения и осаждения, обычно когда САДА больше приблизительно 0,5 мкм. Для частиц меньших размеров, депонирование которых обычно зависит прежде всего от диффузии, используется СТДА (средний термодинамический диаметр активности), определяемый аналогичным способом, но по отношению к термодинамическому диаметру² частиц.

¹ Аэродинамический диаметр содержащейся в воздухе частицы — диаметр, который должна иметь сфера единичной плотности, для того чтобы иметь такую же конечную скорость при осаждении в воздухе, как и наблюдаемая частица.

² Термодинамический диаметр — диаметр, который должна иметь сфера единичной плотности, для того чтобы иметь такой же коэффициент диффузии в воздухе, как и наблюдаемая частица.

СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ

Chevalier, C.	Electricité de France Service Général de Medicine du Travail, France
Gustafsson, M.	International Atomic Energy Agency
Ishigure, N.	National Institute of Radiological Sciences, Japan
Lipsztein, J.	Instituto de Radioproteção e Dosimetria/CNN, Brazil
Málátova, I.	National Radiation Protection Institute, Czech Republic
Nosske, D.	Bundesamt für Strahlenschutz, Germany
Rahola, T.	Centre for Radiation and Nuclear Safety, Finland
Stather, J.W.	National Radiological Protection Board, United Kingdom
Surendran, T.	Bhabha Atomic Research Centre, India
Toohey, R.E.	Oak Ridge Institute for Science and Education, USA
Wernli, C.	Paul Scherrer Institute, Switzerland
Whillans, D.	Ontario Hydro, Canada
Wrixon, A.D.	National Radiological Protection Board, United Kingdom
Xia, Y.	Institute of Atomic Energy, China

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, S.G.; Франция: Pieckowski, J.; Швейцария: Jeschki, W.; Южная Африка: Olivier, J.H.I.; Япония: Matsumoto, Y.; Агентство по ядерной энергии ОЭСР: Lazo, E.; Всемирная организация здравоохранения: Souchkevitch, G.; Европейская комиссия: Fraser, G.; Международная комиссия по радиологической защите: Valentin, J.; МАГАТЭ: Mason, C. (координатор); Международное бюро труда: Niu, S.; Панамериканская организация здравоохранения: 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.; Агентство по ядерной энергии ОЭСР: Frescura, G.; Международная комиссия по радиологической защите: 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** Sankarjeva 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 • Справки: 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** Berman 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** Nucleon, 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@nucleon.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>