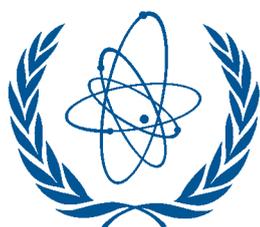


EPR-D-
VALUES
2006

АВАРИЙНАЯ ГОТОВНОСТЬ И
РЕАГИРОВАНИЕ

Опасные количества радиоактивного материала (D-величины)

ДАТА ВЫПУСКА ПУБЛИКАЦИИ: ДЕКАБРЬ 2010 Г.



IAEA

Международное агентство по атомной энергии

ПУБЛИКАЦИИ МАГАТЭ ПО ВОПРОСАМ БЕЗОПАСНОСТИ

НОРМЫ МАГАТЭ ПО БЕЗОПАСНОСТИ

В соответствии со статьей III своего Устава Агентство уполномочено устанавливать или принимать нормы безопасности для защиты здоровья и сведения к минимуму опасностей для жизни и имущества и обеспечивать применение этих норм.

Публикации, посредством которых МАГАТЭ устанавливает нормы, выпускаются в **Серии норм МАГАТЭ по безопасности**. Эта серия охватывает вопросы ядерной безопасности, радиационной безопасности, безопасности перевозок, безопасности отходов, а также общей безопасности (т.е. все эти области безопасности). Категории публикаций в этой серии – это **Основы безопасности, Требования безопасности и Руководства по безопасности**.

Нормы безопасности обозначаются в соответствии со сферой их применения: ядерная безопасность (NS), радиационная безопасность (RS), безопасность перевозки (TS), безопасность отходов (WS) и общая безопасность (GS).

Информацию о программе МАГАТЭ по нормам безопасности можно получить на сайте МАГАТЭ в Интернете

<http://www-ns.iaea.org/standards/>

На этом сайте содержатся тексты опубликованных норм безопасности и проектов норм безопасности на английском языке. Тексты норм безопасности выпускаются на арабском, китайском, испанском, русском и французском языках, там также можно найти глоссарий МАГАТЭ по вопросам безопасности и отчет о положении дел с нормами безопасности, находящимися в стадии разработки. Для получения дополнительной информации просьба обращаться по адресу: P.O. Box 100, Wagramerstrasse 5, 1400 Vienna, Austria.

Всем пользователям норм безопасности МАГАТЭ предлагается сообщать МАГАТЭ об опыте их использования (например, в качестве основы для национальных регулирующих положений, для составления обзоров безопасности и учебных курсов) в целях обеспечения того, что они по-прежнему отвечают потребностям пользователей. Эта информация может быть направлена через интернет-сайт МАГАТЭ или по почте (см. адрес выше), или по электронной почте по адресу Official.Mail@iaea.org.

ДРУГИЕ ПУБЛИКАЦИИ ПО ВОПРОСАМ БЕЗОПАСНОСТИ

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

Доклады по вопросам безопасности и защиты в ядерной деятельности выпускаются в другой серии публикаций, в частности, в **Серии докладов по безопасности**. В Докладах по безопасности приводятся практические примеры и подробные описания методов, которые могут использоваться в поддержку норм безопасности. К другим сериям публикаций МАГАТЭ по вопросам безопасности относятся **Серия обеспечения применения норм безопасности, Серия докладов по радиологическим оценкам и Серия ИНСАГ Международной группы по ядерной безопасности**. МАГАТЭ выпускает также доклады по радиационным авариям и другие специальные публикации.

Публикации по вопросам безопасности выпускаются также в **Серии технических докладов - Серия ТЕСДОС МАГАТЭ, Серии учебных курсов и Серии услуг МАГАТЭ**, а также в качестве **Практических руководств по радиационной безопасности и Практических технических руководств по излучениям**. Публикации по вопросам физической безопасности выпускаются в **Серии МАГАТЭ по физической ядерной безопасности**.

Опасные количества радиоактивного материала (D-величины)

ДАТА ВЫПУСКА ПУБЛИКАЦИИ: ДЕКАБРЬ 2010 г.



IAEA

Международное агентство по атомной энергии

Данная публикация была подготовлена в МАГАТЭ

Секцией радиационной безопасности и безопасности перевозки
Международного агентства по атомной энергии
Wagramer Strasse 5
P.O. Box 100
A-1400 Vienna, Austria

ОПАСНЫЕ КОЛИЧЕСТВА РАДИОАКТИВНОГО МАТЕРИАЛА (D-ВЕЛИЧИНЫ)
МАГАТЭ, ВЕНА, 2010 год
IAEA-EPR-D-Values 2006

© МАГАТЭ, 2010

Напечатано МАГАТЭ в Австрии
Декабрь 2010

ПРЕДИСЛОВИЕ

Радиоактивные материалы широко используются в промышленности, медицине, образовании и сельском хозяйстве. Кроме того, они встречаются в природной среде. Угроза для здоровья, создаваемая этими материалами, может быть самой различной и зависит от многих факторов, наиболее важными из которых являются количество соответствующего материала и его физическая и химическая форма. Поэтому необходимо определять количество и тип радиоактивного материала, для которых в связи с угрозой для здоровья, которую они представляют, предусматриваются меры по обеспечению аварийной готовности и другие меры (например, меры безопасности).

Цель настоящей публикации состоит в том, чтобы предоставить государствам-членам практические руководящие материалы относительно количеств радиоактивного материала, которые можно считать опасными. Опасное количество – это такое количество, которое в отсутствие контроля может быть задействовано в осуществлении разумного сценария, приводящего к смерти облученного человека или нанесению его здоровью постоянного вреда, снижающего качество его жизни.

Данная публикация издается в качестве части Серии изданий МАГАТЭ по аварийной готовности и реагированию. Она выпускается в поддержку ряда публикаций, в том числе Требований безопасности МАГАТЭ "Готовность и реагирование в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации", Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GS-R-2, МАГАТЭ, Вена (2002); Руководства по безопасности МАГАТЭ "Категоризация радиоактивных источников", Серия норм безопасности МАГАТЭ, № RS-G-1.9, МАГАТЭ, Вена (2006) и Руководства по безопасности МАГАТЭ "Меры по обеспечению готовности в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации", Серия норм безопасности МАГАТЭ, № GS-G-2.1, МАГАТЭ, Вена (2006).

Процедуры и данные в этой публикации были подготовлены с уделением должного внимания их точности. Однако в рамках процесса рассмотрения они подвергаются постоянным проверкам с целью обеспечения качества. Предлагается высказывать замечания, и, через определенный период времени, в течение которого можно будет провести более обширное рассмотрение, МАГАТЭ может пересмотреть настоящую публикацию в качестве части процесса постоянного совершенствования.

В публикации использован ряд сценариев облучения, моделей риска и дозиметрических данных, которые могут применяться при реагировании на ядерную или радиологическую чрезвычайную ситуацию или в других целях. Однако делать это следует только после тщательного рассмотрения и адаптации материала.

МАГАТЭ выражает признательность за вклад, внесенный различными экспертами из государств-членов, принимавшими участие в разработке настоящей публикации. МАГАТЭ выражает особую благодарность В. Кутькову (Курчатовский институт, Российская Федерация) за разработку подхода к оценке риска; К. Экерману (K. Eckerman) (Окридгская национальная лаборатория, Соединенные Штаты Америки) за расчет коэффициентов преобразования дозы внешнего облучения, приведенных в дополнении IV и Б.Додду (B. Dodd) (Соединенные Штаты Америки) за рассмотрение материалов и высказанные замечания. Сотрудником МАГАТЭ, ответственным за эту публикацию, был г-н Т. МакКенна (T. McKenna) из Отдела радиационной безопасности, безопасности перевозки и безопасности отходов.

РЕДАКЦИОННОЕ ПРИМЕЧАНИЕ

Использование тех или иных названий стран или территорий не выражает какого-либо суждения со стороны издателя – МАГАТЭ - относительно правового статуса таких стран или территорий, их компетентных органов и учреждений, либо относительно определения их границ.

Упоминание названий конкретных компаний или продуктов (независимо от того, были они зарегистрированы или нет) не подразумевает какого-либо намерения нарушить права собственности, и его не следует рассматривать как одобрение или рекомендацию со стороны МАГАТЭ.

СОДЕРЖАНИЕ

I. ВВЕДЕНИЕ.....	1
1.1. ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ.....	1
1.2. ЦЕЛЬ	1
1.3. СФЕРА ПРИМЕНЕНИЯ.....	2
1.4. СТРУКТУРА.....	2
2. РЕКОМЕНДУЕМЫЕ D-ВЕЛИЧИНЫ	3
3. РАССМОТРЕННЫЕ ЭФФЕКТЫ ИЗЛУЧЕНИЯ	12
3.1 ЛЕТАЛЬНЫЕ ДЕТЕРМИНИРОВАННЫЕ ЭФФЕКТЫ.....	13
3.2 НЕЛЕТАЛЬНЫЕ ДЕТЕРМИНИРОВАННЫЕ ЭФФЕКТЫ	13
4. СЦЕНАРИИ И ПУТИ ОБЛУЧЕНИЯ	14
5. ВАЖНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ИСТОЧНИКА	16
6. ПОДХОДЫ К РАСЧЕТУ D-ВЕЛИЧИН	18
ДОПОЛНЕНИЯ.....	19
ДОПОЛНЕНИЕ I КОНТРОЛЬНЫЕ И ПОРОГОВЫЕ УРОВНИ ДЛЯ ВОЗНИКНОВЕНИЯ ДЕТЕРМИНИРОВАННЫХ ЭФФЕКТОВ	21
ДОПОЛНЕНИЕ II СЦЕНАРИИ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ D-ВЕЛИЧИН.....	35
ДОПОЛНЕНИЕ III РАСЧЕТ D-ВЕЛИЧИН.....	45
ДОПОЛНЕНИЕ IV КОЭФФИЦИЕНТЫ ПРЕОБРАЗОВАНИЯ МОЩНОСТИ ДОЗЫ ВНЕШНЕГО ОБЛУЧЕНИЯ.....	59
ДОПОЛНЕНИЕ V КОЭФФИЦИЕНТЫ ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ДОЗЫ ПРИ ИНГАЛЯЦИОННОМ ПОСТУПЛЕНИИ, ПРИ ПОГРУЖЕНИИ В РАДИОАКТИВНЫЙ ГАЗ И ДОЗЫ В КОЖЕ, ИСПОЛЬЗОВАННЫЕ В ЭКСПЕРТНОМ ПОДХОДЕ	81
ДОПОЛНЕНИЕ VI КОЭФФИЦИЕНТЫ ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ДОЗЫ ПРИ ИНГАЛЯЦИОННОМ, ПЕРОРАЛЬНОМ ПОСТУПЛЕНИИ, ПРИ ПОГРУЖЕНИИ В РАДИОАКТИВНЫЙ ГАЗ И ДОЗЫ НА КОЖУ, ИСПОЛЬЗОВАННЫЕ В ПОДХОДЕ НА ОСНОВЕ ОЦЕНКИ РИСКА	85
ДОПОЛНЕНИЕ VII ОЦЕНКА D-ВЕЛИЧИН	107
ДОПОЛНЕНИЕ VIII ХАРАКТЕРИСТИКИ РАДИОАКТИВНЫХ ИСТОЧНИКОВ.....	113
СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ.....	129
ОПРЕДЕЛЕНИЯ.....	135
ПРИЛОЖЕНИЯ.....	139
ПРИЛОЖЕНИЕ I. ФОРМАТ ИНДЕКСОВ И УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ.....	141
ПРИЛОЖЕНИЕ II УСЛОВНЫЕ ОБОЗНАЧЕНИЯ.....	143
СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ	151

I. ВВЕДЕНИЕ

В марте 2002 года Совет управляющих МАГАТЭ одобрил публикацию категории требований безопасности под названием "Готовность и реагирование в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации" [1]. Эта публикация, подготовка которой была совместно организована семью международными организациями, устанавливает требования в отношении надлежащего уровня готовности и реагирования в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации в любом государстве-члене. Наряду с прочим, в ней определены требования в отношении аварийных ситуаций, связанных с опасными источниками. В Требованиях опасный источник определен как такой источник, "который, если он выходит из-под контроля, может приводить к облучению, достаточному для возникновения серьезных детерминированных эффектов". Далее, в Требованиях серьезный детерминированный эффект определен как такой эффект, который "является смертельным или угрожающим для жизни или приводит к постоянному ущербу, снижающему качество жизни".

Для того, чтобы иметь возможность применять Требования [1], необходимо было рабочее определение опасного источника. Это рабочее определение опасного источника известно как D-величина. D-величина - это такое количество радиоактивного материала, которое, в отсутствие контроля, может привести к смерти облученного человека или к непоправимому вреду здоровью, снижающему качество жизни этого человека. В литературе [2] и [3] приведены D-величины приблизительно для 65 радионуклидов; однако приведенные в этих публикациях D-величины не были полностью обоснованы. Кроме того, D-величины не были определены для всех радионуклидов, которые могут представлять интерес. Поскольку существовала потребность в классификации радиоактивных источников, основанной на потенциальной способности этих источников вызывать детерминированные эффекты излучения, D-величины также использовались в качестве нормирующих коэффициентов при определении численного относительного ранжирования источников и видов практической деятельности. Поэтому в качестве основы для системы категоризации радиоактивных источников МАГАТЭ [4], части которой были включены в Кодекс поведения по обеспечению безопасности и сохранности радиоактивных источников [5], также использовались D-величины из [2].

1.1. ОБЩИЕ СВЕДЕНИЯ

При определении D-величин использовались разнообразные сценарии облучения. Учитывалось то обстоятельство, что со временем (на более поздних стадиях срока службы) источники могут становиться более опасными вследствие образования дочерних радионуклидов; однако D-величины выражаются в величине исходной активности материнского радионуклида в только что изготовленном источнике.

Использование чрезмерно консервативных D-величин может приводить к необоснованным действиям и необоснованному использованию ресурсов и может создавать у лиц, принимающих решения, и общественности нереалистичное представление о рисках. Поэтому D-величины рассчитывались на основе реалистических (не чрезмерно консервативных) оценок риска, создаваемого радиоактивным материалом в случае утраты контроля над ним.

Нужно отметить, что существует потенциальная возможность того, что опасными станут количества материала, меньшие, чем приведенные в настоящей публикации D-величины. Это может иметь место в случае намеренного перорального поступления радиоактивного материала или преднамеренного облучения радиоактивным источником. Упрощенное объяснение риска, связанного с различными уровнями, кратными D-величинам, приведено в [2] и [4].

1.2. ЦЕЛЬ

Цели этой публикации состоят в том, чтобы подробно описать основу для D-величин, приведенных в [2, 3 и 4], и предоставить расширенный набор D-величин, включающий другие

радионуклиды, которые могут быть важными в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации.

1.3. СФЕРА ПРИМЕНЕНИЯ

Приведены D-величины для недиспергированных (D_1 -величины) и диспергированных (D_2 -величины) радионуклидов, которые могут быть важными в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации. В этот перечень включены радионуклиды, рассматриваемые в правилах перевозки [6], но он был расширен и включает важные продукты деления и возможные расщепляющиеся материалы. Для недиспергированного материала учитывается внешнее облучение (от удаленных и близких источников). Для диспергированного радиоактивного материала учитываются опасности, связанные с непреднамеренным пероральным поступлением, питьем загрязненной воды и ингаляцией, а также с загрязнением кожи. Для благородных газов учитывается только внешнее облучение, связанное с погружением в радиоактивное облако.

1.4. СТРУКТУРА

В разделе 2 содержится перечень рекомендуемых D-величин. В разделах 3, 4 и 5 содержится краткое изложение обоснования их выбора, в том числе воздействий на здоровье, сценариев и характеристик радиоактивного материала, которые были приняты во внимание. В разделе 6 описаны подходы, использованные при расчете D-величин.

В дополнениях представлены информация и техническая основа для расчета D-величин. Используемые контрольные и пороговые уровни для возникновения детерминированных эффектов изложены в дополнении I. Сценарии, использованные при определении D-величин, описаны в дополнении II. В дополнении III приведено детальное описание подходов, использованных при определении D-величин. Коэффициенты преобразования доз для внешнего и внутреннего облучения и их основы обсуждаются в дополнениях IV, V и VI. Дополнение VII посвящено оценке D-величин. Эта оценка включает сравнение рекомендуемых D-величин с данными об активности радиоактивных источников, с которыми были связаны известные радиационные аварийные ситуации. Основные ядерные характеристики рассматриваемых радионуклидов приведены в дополнении VIII. В этом дополнении также содержится описание подхода, использованного с целью учета радиоактивного распада и образования дочерних продуктов.

В приложении I и приложении II разъясняются условные обозначения, использованные в настоящей публикации.

2. РЕКОМЕНДУЕМЫЕ D-ВЕЛИЧИНЫ

Сценарии облучения, использованные для целей определения D-величин, объединены в две группы: одна для недиспергированного, а другая – для диспергированного материала. Для каждой из этих групп приведены различные численные величины:

- D₁-величина – это активность¹ радионуклида в источнике, который, будучи неконтролируемым, но закрытым (т.е. он остается герметизированным), может приводить к аварийной ситуации, которая, как можно с разумным основанием ожидать, вызовет серьезные детерминированные эффекты;
- D₂-величина – это активность¹ радионуклида в источнике, который, будучи неконтролируемым и диспергированным, может приводить к аварийной ситуации, которая, как можно с разумным основанием ожидать, вызовет серьезные детерминированные эффекты;
- D-величина - это наименьшее из значений D₁- и D₂-величин для радионуклида.

Рекомендуемые D₁-, D₂- и D-величины приведены в таблице 1.

ТАБЛИЦА 1. РЕКОМЕНДУЕМЫЕ D-ВЕЛИЧИНЫ

Радионуклид ^a	D-величина	D ₁ -величина	D ₂ -величина
	(ТБк)	(ТБк)	(ТБк)
H-3	2.E+03	НК ^b	2.E+03 ^c
Be-7	1.E+00	1.E+00	1.E+03
Be-10	3.E+01	3.E+02	3.E+01
C-11	6.E-02	6.E-02	4.E+02
C-14	5.E+01	2.E+05	5.E+01
N-13	6.E-02	6.E-02	НК
F-18	6.E-02	6.E-02	3.E+01
Na-22	3.E-02	3.E-02	2.E+01
Na-24	2.E-02	2.E-02	2.E+01
Mg-28	2.E-02	2.E-02	1.E+01
Al-26	3.E-02	3.E-02	5.E+00
Si-31	1.E+01	1.E+01	2.E+01
Si-32+	7.E+00	1.E+01	7.E+00
P-32	1.E+01	1.E+01	2.E+01
P-33	2.E+02	7.E+03	2.E+02
S-35	6.E+01	4.E+04	6.E+01
Cl-36	2.E+01 ^d	3.E+02	2.E+01 ^d
Cl-38	5.E-02	5.E-02	1.E+01
Ar-37	НК ^e	НК	НК ^e

¹ Учитывается то обстоятельство, что источники могут становиться более опасными на более поздних стадиях срока службы (до 10 лет) вследствие образования дочерних радионуклидов; однако D-величины выражаются в величине исходной активности материнского радионуклида в только что изготовленном источнике, как указано в дополнении VIII.

Радионуклид ^a	D-величина	D ₁ -величина	D ₂ -величина
	(ТБк)	(ТБк)	(ТБк)
Ar-39	3.E+02	3.E+02	3.E+04
Ar-41	5.E-02	5.E-02	3.E+00 ^d
K-40	НК ^e	НК	НК ^e
K-42	2.E-01	2.E-01	1.E+01
K-43	7.E-02	7.E-02	3.E+01
Ca-41	НК ^e	НК	НК ^e
Ca-45	1.E+02	6.E+03	1.E+02
Ca-47+	6.E-02	6.E-02	1.E+01
Sc-44	3.E-02	3.E-02	1.E+01
Sc-46	3.E-02	3.E-02	4.E+01
Sc-47	7.E-01	7.E-01	8.E+01
Sc-48	2.E-02	2.E-02	3.E+01
Ti-44+	3.E-02	3.E-02	9.E+00
V-48	2.E-02	2.E-02	3.E+01
V-49	2.E+03	НК	2.E+03
Cr-51	2.E+00	2.E+00	5.E+03
Mn-52	2.E-02	2.E-02	2.E+01
Mn-53	НК ^e	НК	НК ^e
Mn-54	8.E-02	8.E-02	4.E+01
Mn-56	4.E-02	4.E-02	2.E+01
Fe-52+	2.E-02	2.E-02	9.E+00
Fe-55	8.E+02	НК	8.E+02
Fe-59	6.E-02	6.E-02	1.E+01
Fe-60+	6.E-02	6.E-02	1.E+01 ^d
Co-55+	3.E-02	3.E-02	2.E+02
Co-56	2.E-02	2.E-02	2.E+01
Co-57	7.E-01	7.E-01	4.E+02
Co-58	7.E-02	7.E-02	7.E+01
Co-58m+	7.E-02	7.E-02	2.E+02
Co-60	3.E-02	3.E-02	3.E+01
Ni-59	1.E+03 ^d	НК	1.E+03 ^d
Ni-63	6.E+01	НК	6.E+01
Ni-65	1.E-01	1.E-01	2.E+01
Cu-64	3.E-01	3.E-01	4.E+01
Cu-67	7.E-01	7.E-01	3.E+02
Zn-65	1.E-01	1.E-01	3.E+02
Zn-69	3.E+01	8.E+01	3.E+01
Zn-69m+	2.E-01	2.E-01	2.E+01
Ga-67	5.E-01	5.E-01	4.E+02
Ga-68	7.E-02	7.E-02	1.E+01
Ga-72	3.E-02	3.E-02	2.E+01
Ge-68+	7.E-02	7.E-02	2.E+01

Радионуклид ^a	D-величина	D ₁ -величина	D ₂ -величина
	(ТБк)	(ТБк)	(ТБк)
Ge-71	1.E+03	6.E+05	1.E+03
Ge-77+	6.E-02	6.E-02	1.E+01
As-72	4.E-02	4.E-02	9.E+01
As-73	4.E+01	4.E+01	1.E+02
As-74	9.E-02	9.E-02	3.E+01
As-76	2.E-01	2.E-01	1.E+01
As-77	8.E+00	8.E+00	4.E+01
Se-75	2.E-01	2.E-01	2.E+02
Se-79	2.E+02	HK	2.E+02
Br-76	3.E-02	3.E-02	2.E+02
Br-77	2.E-01	2.E-01	7.E+02
Br-82	3.E-02	3.E-02	7.E+01
Kr-81	3.E+01	3.E+01	7.E+02
Kr-85	3.E+01	3.E+01	2.E+03
Kr-85m	5.E-01	5.E-01	3.E+01
Kr-87	9.E-02	9.E-02	4.E+00
Rb-81	1.E-01	1.E-01	2.E+03
Rb-83	1.E-01	1.E-01	5.E+01
Rb-84	7.E-02	7.E-02	2.E+01
Rb-86	7.E-01	7.E-01	2.E+01
Rb-87	HK ^e	HK	HK ^e
Sr-82	6.E-02	6.E-02	5.E+00
Sr-85	1.E-01	1.E-01	7.E+01
Sr-85m+	1.E-01	1.E-01	3.E+02
Sr-87m	2.E-01	2.E-01	9.E+01
Sr-89	2.E+01	2.E+01	2.E+01
Sr-90+	1.E+00	4.E+00	1.E+00
Sr-91+	6.E-02	6.E-02	2.E+01
Sr-92+	4.E-02	4.E-02	1.E+01
Y-87+	9.E-02	9.E-02	2.E+02
Y-88	3.E-02	3.E-02	2.E+01
Y-90	5.E+00	5.E+00	1.E+01
Y-91	8.E+00	8.E+00	2.E+01
Y-91m+	1.E-01	1.E-01	2.E+02
Y-92	2.E-01	2.E-01	1.E+01
Y-93	6.E-01	6.E-01	1.E+01
Zr-88+	2.E-02	2.E-02	3.E+01
Zr-93+	HK ^e	HK	HK ^e
Zr-95+	4.E-02	4.E-02	1.E+01
Zr-97+	4.E-02	4.E-02	9.E+00
Nb-93m	3.E+02	2.E+03	3.E+02
Nb-94	4.E-02	4.E-02	3.E+01 ^d

Радионуклид ^a	D-величина	D ₁ -величина	D ₂ -величина
	(ТБк)	(ТБк)	(ТБк)
Nb-95	9.E-02	9.E-02	6.E+01
Nb-97	1.E-01	1.E-01	2.E+01
Mo-93+	3.E+02 ^d	2.E+03	3.E+02 ^d
Mo-99+	3.E-01	3.E-01	2.E+01
Tc-95m	1.E-01	1.E-01	6.E+01
Tc-96	3.E-02	3.E-02	3.E+01
Tc-96m+	3.E-02	3.E-02	2.E+02
Tc-97	HK ^e	HK	HK ^e
Tc-97m	4.E+01	2.E+02	4.E+01
Tc-98	5.E-02	5.E-02	1.E+01 ^d
Tc-99	3.E+01	HK	3.E+01
Tc-99m	7.E-01	7.E-01	7.E+02
Ru-97	3.E-01	3.E-01	5.E+02
Ru-103+	1.E-01	1.E-01	3.E+01
Ru-105+	8.E-02	8.E-02	2.E+01
Ru-106+	3.E-01	3.E-01	1.E+01
Rh-99	1.E-01	1.E-01	1.E+02
Rh-101	3.E-01	3.E-01	1.E+02
Rh-102	3.E-02	3.E-02	3.E+01
Rh-102m	1.E-01	1.E-01	4.E+01
Rh-103m	9.E+02	9.E+02	1.E+04
Rh-105	9.E-01	9.E-01	8.E+01
Pd-103+	9.E+01	9.E+01	1.E+02
Pd-107	HK ^e	HK	HK ^e
Pd-109	2.E+01	2.E+01	2.E+01
Ag-105	1.E-01	1.E-01	1.E+02
Ag-108m	4.E-02	4.E-02	2.E+01
Ag-110m	2.E-02	2.E-02	2.E+01
Ag-111	2.E+00	2.E+00	3.E+01
Cd-109	2.E+01	2.E+01	3.E+01
Cd-113m	4.E+01	4.E+02	4.E+01
Cd-115+	2.E-01	2.E-01	2.E+01
Cd-115m	3.E+00	3.E+00	2.E+01
In-111	2.E-01	2.E-01	1.E+02
In-113m	3.E-01	3.E-01	5.E+01
In-114m	8.E-01	8.E-01	1.E+00
In-115m	4.E-01	4.E-01	3.E+01
Sn-113+	3.E-01	3.E-01	5.E+01
Sn-117m	5.E-01	5.E-01	4.E+01
Sn-119m	7.E+01	7.E+01	1.E+02
Sn-121m+	7.E+01	1.E+02	7.E+01
Sn-123	7.E+00	7.E+00	2.E+01

Радионуклид ^a	D-величина	D ₁ -величина	D ₂ -величина
	(ТБк)	(ТБк)	(ТБк)
Sn-125	1.E-01	1.E-01	8.E+00
Sn-126+	3.E-02	3.E-02	7.E+00 ^d
Sb-122	1.E-01	1.E-01	2.E+01
Sb-124	4.E-02	4.E-02	1.E+01
Sb-125+	2.E-01	2.E-01	3.E+01
Sb-126	2.E-02	2.E-02	2.E+01
Te-121	1.E-01	1.E-01	3.E+01
Te-121m+	1.E-01	1.E-01	8.E+00
Te-123m	6.E-01	6.E-01	9.E+00
Te-125m	1.E+01	2.E+01	1.E+01
Te-127	1.E+01	1.E+01	4.E+01
Te-127m+	3.E+00	1.E+01	3.E+00
Te-129	1.E+00	1.E+00	2.E+01
Te-129m+	1.E+00	1.E+00	2.E+00
Te-131m+	4.E-02	4.E-02	2.E-01
Te-132+	3.E-02	3.E-02	8.E-01
I-123	5.E-01	5.E-01	3.E+01
I-124	6.E-02	6.E-02	4.E-01
I-125	2.E-01	1.E+01	2.E-01
I-126	1.E-01	1.E-01	2.E-01
I-129	HK ^e	HK	HK ^e
I-131	2.E-01	2.E-01	2.E-01
I-132	3.E-02	3.E-02	6.E+00
I-133	1.E-01	1.E-01	3.E-01
I-134	3.E-02	3.E-02	2.E+01
I-135	4.E-02	4.E-02	2.E+00
Xe-122	6.E-02	6.E-02	4.E+00
Xe-123+	9.E-02	9.E-02	5.E+00
Xe-127	3.E-01	3.E-01	2.E+01
Xe-131m	1.E+01	1.E+01	7.E+02
Xe-133	3.E+00	3.E+00	2.E+02
Xe-135	3.E-01	3.E-01	2.E+01
Cs-129	3.E-01	3.E-01	1.E+03
Cs-131	2.E+01	2.E+01	2.E+03
Cs-132	1.E-01	1.E-01	1.E+02
Cs-134	4.E-02	4.E-02	3.E+01
Cs-134m+	4.E-02	4.E-02	1.E+04
Cs-135	HK ^e	HK	HK ^e
Cs-136	3.E-02	3.E-02	2.E+01
Cs-137+	1.E-01	1.E-01	2.E+01
Ba-131+	2.E-01	2.E-01	1.E+02
Ba-133	2.E-01	2.E-01	7.E+01

Радионуклид ^a	D-величина	D ₁ -величина	D ₂ -величина
	(ТБк)	(ТБк)	(ТБк)
Ba-133m	3.E-01	3.E-01	2.E+02
Ba-140+	3.E-02	3.E-02	1.E+01
La-137	2.E+01	2.E+01	5.E+02 ^d
La-140	3.E-02	3.E-02	2.E+01
Ce-139	6.E-01	6.E-01	2.E+02
Ce-141	1.E+00	1.E+00	2.E+01
Ce-143+	3.E-01	3.E-01	1.E+01
Ce-144+	9.E-01	9.E-01	9.E+00
Pr-142	1.E+00	1.E+00	2.E+01
Pr-143	3.E+01	8.E+01	3.E+01
Nd-147+	6.E-01	6.E-01	4.E+01
Nd-149+	2.E-01	2.E-01	1.E+01
Pm-143	2.E-01	2.E-01	2.E+02
Pm-144	4.E-02	4.E-02	3.E+01
Pm-145	1.E+01	1.E+01	4.E+02
Pm-147	4.E+01	8.E+03	4.E+01
Pm-148m	3.E-02	3.E-02	3.E+01
Pm-149	6.E+00	6.E+00	2.E+01
Pm-151	2.E-01	2.E-01	3.E+01
Sm-145+	4.E+00	4.E+00	2.E+02
Sm-147	HK ^e	HK	HK ^e
Sm-151	5.E+02	HK	5.E+02
Sm-153	2.E+00	2.E+00	4.E+01
Eu-147	2.E-01	2.E-01	1.E+02
Eu-148	3.E-02	3.E-02	3.E+01
Eu-149	2.E+00	2.E+00	5.E+02
Eu-150b	2.E+00	2.E+00	3.E+01
Eu-150a	5.E-02	5.E-02	4.E+02
Eu-152	6.E-02	6.E-02	3.E+01
Eu-152m	2.E-01	2.E-01	2.E+01
Eu-154	6.E-02	6.E-02	2.E+01
Eu-155	2.E+00	2.E+00	1.E+02
Eu-156	5.E-02	5.E-02	3.E+01
Gd-146+	3.E-02	3.E-02	8.E+00
Gd-148	4.E-01	HK	4.E-01
Gd-153	1.E+00	1.E+00	8.E+01
Gd-159	2.E+00	2.E+00	3.E+01
Tb-157	1.E+02	1.E+02	1.E+03 ^d
Tb-158	9.E-02	9.E-02	5.E+01 ^d
Tb-160	6.E-02	6.E-02	3.E+01
Dy-159	6.E+00	6.E+00	5.E+02
Dy-165	3.E+00	3.E+00	2.E+01

Радионуклид ^a	D-величина	D ₁ -величина	D ₂ -величина
	(ТБк)	(ТБк)	(ТБк)
Dy-166+	1.E+00	1.E+00	2.E+01
Ho-166	2.E+00	2.E+00	2.E+01
Ho-166m	4.E-02	4.E-02	3.E+01 ^d
Er-169	2.E+02	2.E+03	2.E+02
Er-171	2.E-01	2.E-01	2.E+01
Tm-167	6.E-01	6.E-01	2.E+02
Tm-170	2.E+01	2.E+01	2.E+01
Tm-171	3.E+02	3.E+02	4.E+02
Yb-169	3.E-01	3.E-01	3.E+01
Yb-175	2.E+00	2.E+00	1.E+02
Lu-172	4.E-02	4.E-02	6.E+01
Lu-173	9.E-01	9.E-01	2.E+02
Lu-174	8.E-01	8.E-01	1.E+02
Lu-174m+	6.E-01	6.E-01	6.E+01
Lu-177	2.E+00	2.E+00	1.E+02
Hf-172+	4.E-02	4.E-02	6.E+00
Hf-175	2.E-01	2.E-01	3.E+01
Hf-181	1.E-01	1.E-01	1.E+01
Hf-182+	5.E-02	5.E-02	HK ^e
Ta-178a	7.E-02	7.E-02	4.E+03
Ta-179	6.E+00	6.E+00	6.E+02
Ta-182	6.E-02	6.E-02	3.E+01
W-178	9.E-01	9.E-01	6.E+02
W-181	5.E+00	5.E+00	2.E+03
W-185	1.E+02	7.E+02	1.E+02
W-187	1.E-01	1.E-01	3.E+01
W-188+	1.E+00	1.E+00	8.E+00
Re-184	8.E-02	8.E-02	3.E+01
Re-184m+	7.E-02	7.E-02	2.E+01
Re-186	4.E+00	4.E+00	1.E+01
Re-187	HK ^e	HK	HK ^e
Re-188	1.E+00	1.E+00	3.E+01
Re-189	1.E+00	1.E+00	1.E+01
Os-185	1.E-01	1.E-01	7.E+01
Os-191	2.E+00	2.E+00	9.E+01
Os-191m+	1.E+00	1.E+00	7.E+02
Os-193	1.E+00	1.E+00	3.E+01
Os-194+	7.E-01	7.E-01	9.E+00
Ir-189	1.E+00	1.E+00	2.E+02
Ir-190	5.E-02	5.E-02	6.E+01
Ir-192	8.E-02	8.E-02	2.E+01
Ir-194	7.E-01	7.E-01	2.E+01

Радионуклид ^a	D-величина	D ₁ -величина	D ₂ -величина
	(ТБк)	(ТБк)	(ТБк)
Pt-188+	4.E-02	4.E-02	9.E+01
Pt-191	3.E-01	3.E-01	3.E+02
Pt-193	3.E+03	1.E+05	3.E+03
Pt-193m	1.E+01	1.E+01	4.E+02
Pt-195m	2.E+00	2.E+00	3.E+02
Pt-197	4.E+00	4.E+00	5.E+01
Pt-197m+	9.E-01	9.E-01	2.E+01
Au-193	6.E-01	6.E-01	1.E+03
Au-194	7.E-02	7.E-02	4.E+02
Au-195	2.E+00	2.E+00	1.E+02
Au-198	2.E-01	2.E-01	3.E+01
Au-199	9.E-01	9.E-01	3.E+02
Hg-194+	7.E-02	7.E-02	9.E+00
Hg-195m+	2.E-01	2.E-01	1.E+01
Hg-197	2.E+00	2.E+00	3.E+01
Hg-197m+	7.E-01	7.E-01	2.E+01
Hg-203	3.E-01	3.E-01	2.E+00
Tl-200	5.E-02	5.E-02	2.E+02
Tl-201	1.E+00	1.E+00	1.E+03
Tl-202	2.E-01	2.E-01	2.E+02
Tl-204	2.E+01	7.E+01	2.E+01
Pb-201+	9.E-02	9.E-02	8.E+02
Pb-202+	2.E-01	2.E-01	6.E+01 ^d
Pb-203	2.E-01	2.E-01	2.E+02
Pb-205	HK ^e	HK	HK ^e
Pb-210+	3.E-01	4.E+01	3.E-01
Pb-212+	5.E-02	5.E-02	9.E+00
Bi-205	4.E-02	4.E-02	7.E+01
Bi-206	2.E-02	2.E-02	5.E+01
Bi-207	5.E-02	5.E-02	4.E+01
Bi-210+	8.E+00	5.E+01	8.E+00
Bi-210m	3.E-01	6.E-01	3.E-01
Bi-212+	5.E-02	5.E-02	1.E+01
Po-210	6.E-02	8.E+03	6.E-02
At-211	5.E-01	5.E-01	1.E+01
Rn-222	4.E-02	4.E-02	9.E+04 ^f
Ra-223+	1.E-01	2.E-01	1.E-01
Ra-224+	5.E-02	5.E-02	3.E-01
Ra-225+	1.E-01	3.E-01	1.E-01
Ra-226+	4.E-02	4.E-02	7.E-02
Ra-228+	3.E-02	3.E-02	4.E-02
Ac-225	9.E-02	3.E-01	9.E-02

Радионуклид ^a	D-величина	D ₁ -величина	D ₂ -величина
	(ТБк)	(ТБк)	(ТБк)
Ac-227+	4.E-02	2.E-01	4.E-02
Ac-228	3.E-02	3.E-02	1.E+02
Th-227+	8.E-02	2.E-01	8.E-02
Th-228+	4.E-02	5.E-02	4.E-02
Th-229+	1.E-02	2.E-01	1.E-02
Th-230+	7.E-02 ^d	9.E+02	7.E-02 ^d
Th-231	1.E+01	1.E+01	3.E+02
Th-232+	НК ^e	НК	НК ^e
Th-234+	2.E+00	2.E+00	2.E+00
Pa-230+	1.E-01	1.E-01	9.E-01
Pa-231+	6.E-02	8.E-01	6.E-02
Pa-233	4.E-01	4.E-01	8.E+00
U-230+	4.E-02	4.E+00	4.E-02
U-232+	6.E-02 ^d	7.E-02	6.E-02 ^d
U-233	7.E-02 ^f	7.E-02 ^f	7.E-02 ^{d,f}
U-234+	1.E-01 ^f	1.E-01 ^f	1.E-01 ^{d,f}
U-235+	8.E-05 ^f	8.E-05 ^f	8.E-05 ^f
U-236	2.E-01 ^d	НК	2.E-01 ^d
U-238+	НК ^e	НК	НК ^e
Природный U	НК ^e	НК	НК ^e
Обедненный U	НК ^e	НК	НК ^e
Обогащенный U 10-20%	8E-04 ^f	8E-04 ^f	8E-04 ^f
Обогащенный U>20%	8E-05 ^f	8E-05 ^f	8E-05 ^f
Np-235	1.E+02	1.E+02	2.E+02
Np-236b+	7.E-03	7.E-03 ^f	7.E-03 ^f
Np-236a	8.E-01	8.E-01	7.E+00
Np-237+	7.E-02	3.E-01 ^f	7.E-02 ^d
Np-239	5.E-01	5.E-01	6.E+01
Pu-236	1.E-01	1.E+00	1.E-01
Pu-237	2.E+00	2.E+00	6.E+01
Pu-238	6.E-02	3.E+02 ^f	6.E-02
Pu-239	6.E-02	1.E+00 ^f	6.E-02
Pu-240	6.E-02	4.E+00 ^f	6.E-02
Pu-241+	3.E+00	2.E+03 ^f	3.E+00
Pu-242	7.E-02 ^{d,f}	7.E-02 ^{d,f}	7.E-02 ^{d,f}
Pu-244+	3.E-04 ^{d,f}	3.E-04 ^f	3.E-04 ^{d,f}
Am-241	6.E-02	8.E+00	6.E-02
Am-242m+	3.E-01	1.E+00 ^f	3.E-01
Am-243+	2.E-01	4.E-01	2.E-01
Am-244	9.E-02	9.E-02	9.E+01
Cm-240	3.E-01	1.E+00	3.E-01
Cm-241+	1.E-01	1.E-01	7.E+00

Радионуклид ^a	D-величина	D ₁ -величина	D ₂ -величина
	(ТБк)	(ТБк)	(ТБк)
Cm-242	4.E-02	2.E+03	4.E-02
Cm-243	2.E-01	6.E-01	2.E-01
Cm-244	5.E-02	1.E+04 ^f	5.E-02
Cm-245	9.E-02 ^f	9.E-02 ^f	9.E-02 ^f
Cm-246	2.E-01	6.E+00 ^f	2.E-01
Cm-247	1.E-03 ^f	1.E-03 ^f	1.E-03 ^f
Cm-248	5.E-03	5.E-03	7.E-02 ^d
Bk-247	8.E-02	8.E-02 ^f	8.E-02 ^f
Bk-249	1.E+01	1.E+01	4.E+01
Cf-248+	1.E-01	1.E+02 ^f	1.E-01
Cf-249	1.E-01	2.E-01	1.E-01
Cf-250	1.E-01	4.E-01	1.E-01
Cf-251	1.E-01	7.E-01	1.E-01
Cf-252	2.E-02	2.E-02	1.E-01
Cf-253	4.E-01	1.E+01	4.E-01
Cf-254	3.E-04	3.E-04	2.E-03
²³⁹ Pu/ ⁹ Be	6.E-02 ^g	1.E+00 ^{f, g}	6.E-02 ^g
²⁴¹ Am/ ⁹ Be	6.E-02 ^g	1.E+00 ^g	6.E-02 ^g

^a Как указано в дополнении VIII, при расчете D-величин для всех радионуклидов учитывалось образование дочерних продуктов. Знак "+" указывает радионуклиды, для которых дочерние продукты были существенными источниками дозы для рассмотренных сценариев.

^b "НК" - Неограниченное количество, определенное в дополнении II.

^c Доля, связанная с поступлением в организм, для ³H была удвоена, с тем чтобы учесть поглощение диспергированного материала через кожу. Это было консервативным допущением, основанным на данных Публикации 71 МКРЗ [7], согласно которым при атмосферном загрязнении парами тритированной воды (НТО) поглощение через кожу составляет около 1/3 ингаляционного поступления.

^d Аварийные ситуации, связанные с этими количествами радионуклидов, могут приводить к концентрациям в воздухе, превышающим уровень, который, как предполагается, представляет непосредственную опасность для жизни или здоровья (НОЖЗ). Более подробная информация содержится в дополнении VIII.

^e Аварийные ситуации, связанные с большими количествами этих радионуклидов, могут приводить к концентрациям в воздухе, превышающим уровень, который, как предполагается, представляет непосредственную опасность для жизни или здоровья (НОЖЗ). Более подробная информация содержится в дополнении VIII.

^f D-величина основывается на учете предела подкритической массы. Более подробная информация содержится в дополнении VIII.

^g Приведено значение активности альфа-излучающего радионуклида, например, ²³⁹Pu или ²⁴¹Am.

3. РАССМОТРЕННЫЕ ЭФФЕКТЫ ИЗЛУЧЕНИЯ

D-величина - это такое количество радиоактивного материала, которое, в отсутствие контроля, может привести к смерти облученного человека или к непоправимому вреду здоровью, снижающему качество жизни этого человека. Такие эффекты называют серьезными детерминированными эффектами. Детерминированные эффекты обычно возникают вскоре после облучения. Их тяжесть нарастает по мере увеличения полученных доз, и существует некоторый порог дозы, ниже которого они вообще не возникают.

При расчете D-величин были рассмотрены два типа серьезных детерминированных эффектов, а именно, летальные и нелетальные:

- а) летальные эффекты – это такие эффекты, которые в случае их развития ведут к смерти. Опыт [8, 9] и исследования показывают, что смертельные случаи в результате

радиационного облучения в конечном счете происходят вследствие множества отказов внутренних органов. Однако рассматриваемые здесь органы и ткани были отобраны потому, что их повреждение считается критическим в случае всех радиологических или ядерных аварийных ситуаций. Иными словами, сохранение дозы облучения на уровне ниже пороговой дозы для этих органов должно предотвращать смерть подвергнувшегося облучению человека;

- b) нелетальными являются такие эффекты, которые снижают качество жизни и являются специфическими для определенных органов или тканей.

Пороговые или контрольные значения дозы, использованные для указания на то, когда, как можно ожидать, будут иметь место серьезные детерминированные эффекты, и дозиметрические методы, использованные при расчете доз для различных сценариев облучения, приводятся в дополнении I.

3.1 ЛЕТАЛЬНЫЕ ДЕТЕРМИНИРОВАННЫЕ ЭФФЕКТЫ

Красный костный мозг и толстый кишечник. Облучение красного костного мозга (кровотворной системы) или толстого кишечника (желудочно-кишечного тракта) может приводить к опасным для жизни или летальным эффектам. Такая ситуация может возникать при облучении всего тела от внешнего источника, или при внутреннем облучении после перорального или ингаляционного поступления радиоактивного вещества в организм. В случае внешнего облучения решающими будут последствия облучения костного мозга. После поступления радиоактивного вещества в организм наиболее важными, в зависимости от радионуклида и его физической формы, могут быть радиационно-индуцированные последствия облучения костного мозга и толстого кишечника.

Органы дыхания. Облучение легких становится важным после ингаляционного поступления в организм большинства радионуклидов. Его уровень зависит от физической формы (например, растворимости) поступившего ингаляционным путем вещества. Облучение легких может приводить к летальному эффекту (пневмонит), а также к эффектам, снижающим качество жизни (фиброз легких). При этом предполагалось, что развитие фиброза легких в конечном счете приведет к летальному исходу.

Кожа. Клинические проявления детерминированных эффектов при облучении кожи начинаются с эритемы и в зависимости от полученной дозы могут сопровождаться эпиляцией, сухим и влажным шелушением, образованием пузырей, изъязвлением и некрозом. Эритема не считается серьезным детерминированным эффектом. Влажное шелушение и последующие более серьезные стадии повреждения кожи считаются серьезными детерминированными эффектами. При облучении кожи серьезность вреда здоровью зависит не только от дозы и типа радиации, но также и от расположения и размера участка, подвергнувшегося облучению. Влажное шелушение на большом (более 100 кв. см) участке поверхности кожи, как полагают, является потенциально смертельно опасным, особенно если оно возникает в сочетании с другими повреждениями или радиационными воздействиями, как это имело место у пожарных во время аварии на Чернобыльской АЭС.

3.2 НЕЛЕТАЛЬНЫЕ ДЕТЕРМИНИРОВАННЫЕ ЭФФЕКТЫ

Мягкие ткани. Внешнее облучение, полученное при переноске неэкранированного источника в руке или кармане, может вызвать ограниченный некроз (омертвление) ткани ладони. Это – самая частая причина радиационно-индуцированных серьезных детерминированных эффектов, связанных с неконтролируемыми (похищенными или утерянными) радиоактивными источниками. В то время как локальный некроз мягких тканей обычно не опасен для жизни, он может приводить к утрате функции (например, руки) или к повреждениям, требующим применения восстановительной хирургии. Клинический опыт лечения повреждений мягких

тканей показывает, что некроз на участках площадью от 50 до 100 кв.см при глубине до 0,5 см требует многократных хирургических операций и поэтому считается серьезным детерминированным эффектом. Опыт также показывает, что омертвление ткани ладони на глубину от 0,1 до 0,2 см может приводить к потере функций, и поэтому его считают серьезным детерминированным эффектом.

Щитовидная железа. Примерами детерминированных эффектов после облучения щитовидной железы являются острый лучевой тиреоидит (характеризуемый воспалением и некрозом ткани щитовидной железы) и гипотиреоз (аномальное метаболическое состояние, вызываемое недостаточным для нормальной физиологической функции количеством гормонов щитовидной железы). Как правило, при надлежащем лечении эти эффекты не являются летальными. Однако подобное лечение зачастую требует приема в течение всей жизни гормонозамещающих препаратов. Таким образом, эти радиационно-индуцированные повреждения щитовидной железы рассматривались как серьезные детерминированные эффекты, поскольку они снижают качество жизни.

Хрусталик. Хрусталик особенно чувствителен к воздействию радиации, и оно приводит к его помутнению (катаракте). Катаракты отмечались в качестве отдаленного эффекта у лиц, переживших атомные бомбардировки, и при многих случайных облучениях. Они могут приводить к слепоте или по крайней мере ухудшать зрение и считаются серьезным детерминированным эффектом.

Репродуктивные органы. Примеры детерминированных эффектов, связанных с облучением репродуктивных органов, включают временное и постоянное бесплодие или подавление овуляции и производства спермы. Постоянное бесплодие или постоянное подавление овуляции и производства спермы считаются серьезными детерминированными эффектами, потому что они во многих случаях снижают качество жизни.

Эмбрион и плод. К нелетальным детерминированным эффектам, связанным с облучением эмбриона и плода, относятся рост числа пороков развития и ухудшение умственного развития по сравнению со стандартным уровнем. У большинства этих эффектов есть порог, превышающий 100 - 200 мГр. Однако в течение периода 8-25 недель после зачатия облучение эмбриона и плода с дозой 100 мГр или более может приводить к доказанному снижению коэффициента умственного развития (IQ). Воздействие радиационной аварийной ситуации на беременную женщину во время наиболее чувствительного периода развития эмбриона и плода, вероятно, является весьма редким событием, и учет этих эффектов привел бы к уровням D₁-величин, приблизительно в 10 раз более строгим, чем те, которые рассчитаны на основе всех других серьезных детерминированных эффектов. Использование таких величин было бы весьма консервативным для подавляющего большинства потенциальных радиационных аварийных ситуаций. Поэтому было решено при установлении D-величин исключить из рассмотрения нелетальные эффекты, связанные с облучением эмбриона и плода.

4. СЦЕНАРИИ И ПУТИ ОБЛУЧЕНИЯ

При определении D-величин был рассмотрен ряд определенных сценариев, которые могут приводить к облучению человека после потери контроля над источником. Эти сценарии и лежащие в их основе предположения были выработаны с учетом прошлого опыта² и других соответствующих проблем, таких как злоумышленное использование радиоактивных материалов (например, использование в радиологическом диспергирующем устройстве (РДУ)). Краткие данные о рассмотренных сценариях приведены в таблице 2, а подробные сведения о них представлены в дополнении II.

² См. дополнение VII.

ТАБЛИЦА 2. СЦЕНАРИИ, РАССМОТРЕННЫЕ ПРИ ОПРЕДЕЛЕНИИ D-ВЕЛИЧИН

Органы или ткань	D ₁ -величина Недиспергированный материал		D ₂ -величина Диспергированный материал			
	В кармане (I)	В помещении (II)	Ингаляция (III)	Заглатыва- ние (IV)	Загрязнение ^a (V)	Погружение (VI)
Красный костный мозг		●	●	●		●
Толстый кишечник		●	●	●		●
Органы дыхания		●	●	●		●
Кожа					●	
Мягкие ткани	●					
Щитовидная железа		●	●	●		●
Хрусталик		●				●
Репродуктивная система		●				●

^a Загрязнение кожи

При расчете D₁-величин для недиспергированного материала были рассмотрены следующие сценарии:

- сценарий "в кармане" (сценарий I), в котором предполагалось, что человек переносил незранированный источник, и это привело к ограниченному повреждению мягких тканей; и,
- сценарий "в помещении" (сценарий II), в котором предполагалось, что человек находился возле незранированного источника в течение многих дней или недель, и это привело к внешнему облучению всего тела проникающим излучением.

При расчете D₂-величин для диспергированного материала были рассмотрены следующие сценарии:

- "ингаляционный" сценарий (сценарий III), в котором предполагалось, что имел место пожар или взрыв (например, РДУ) с последующим ингаляционным поступлением диспергированного радиоактивного вещества;
- "пероральный" сценарий (сценарий IV), в котором использовался один из двух сценариев, характеризуемый наибольшими ограничениями. В первом предполагалось, что источник потерял герметичность и с ним проводились какие-то действия, что привело к непреднамеренному пероральному поступлению материала в организм. Во втором предполагалось, что радиоактивное вещество из источника попало в систему общественного водоснабжения, что привело к загрязнению воды, которая впоследствии использовалась для питья;
- сценарий "загрязнение" (сценарий V), в котором предполагалось, что из-за негерметичности источника произошло загрязнение кожи;
- сценарий "погружение" (сценарий VI) для случая облучения, создаваемого благородными газами, в котором предполагалось, что в помещении произошел выброс радиоактивных газов с последующим облучением находящихся в нем людей. В этом случае учитывалось только внешнее облучение красного костного мозга.

Специфические допущения, использованные при расчете D-величин для конкретных радионуклидов, формулировались таким образом, чтобы имелась разумная уверенность в том, что:

- a) удерживание в руках или переноска (например, в кармане) количества неэкранированного радиоактивного материала меньшего, чем это, не должно приводить к серьезному детерминированному эффекту;
- b) наличие дома или на рабочем месте количества неэкранированного радиоактивного материала, меньшего, чем это, не должно приводить к облучению, опасному для жизни или способному нанести вред здоровью, снижающий качество жизни;
- c) рассеивание радиоактивного материала в результате пожара или взрыва в количестве, меньшем, чем это, не должно приводить к серьезному детерминированному эффекту вследствие ингаляции;
- d) обращение с поврежденным контейнером, содержащим количество способного рассеиваться материала меньшее, чем это, не должно приводить к непреднамеренному пероральному поступлению в организм или загрязнению кожи, которое было бы опасно для жизни или могло бы нанести вред здоровью, снижающий качество жизни;
- e) источник, содержащий меньшее, чем это, количество способного рассеиваться материала, попавший в систему общественного водоснабжения, не должен приводить ни к каким серьезным детерминированным эффектам, связанным с использованием воды для питья; и,
- f) источник, содержащий меньшее, чем это, количество радиоактивного материала, не может достигнуть критичности.

5. ВАЖНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ИСТОЧНИКА

В данном разделе обсуждаются характеристики материала в источнике, важные для определения D-величины. Более подробные сведения представлены в дополнении VIII.

Распад и образование дочерних радионуклидов. Радиоактивный источник имеет определенный срок службы, начинающийся при его изготовлении и заканчивающийся при выводе источника из эксплуатации и его кондиционировании в качестве радиоактивных отходов. На протяжении этого периода времени физические свойства источника изменяются. Вследствие распада снижается активность материнского радионуклида, имевшаяся во время изготовления (начальная активность), но при этом распаде может также происходить увеличение активности других радионуклидов (называемых дочерними продуктами или дочерними радионуклидами). Это увеличение часто называют образованием дочерних радионуклидов. Для большинства радионуклидов опасность уменьшается с возрастом источника ввиду уменьшения его общей активности. Однако для некоторых цепочек распада радионуклидов (например, $^{241}\text{Pu} \rightarrow ^{41}\text{Am}$) дочерние радионуклиды для некоторых путей поступления в организм более радиологически токсичны, чем исходный радионуклид, и поэтому опасность с возрастом источника может увеличиваться. Момент времени, когда источник может оказаться вовлеченным в аварийную ситуацию, непредсказуем, и поэтому активность источника во время аварийной ситуации также непредсказуем. Для того, чтобы учесть это, D-величины рассчитывались для наиболее опасной смеси материнского и дочерних радионуклидов, которая может возникнуть в течение 10 лет после изготовления источника. D-величины выражены в терминах "начальной активности" (активности перед образованием дочерних продуктов) материнского радионуклида в источнике. Подробные сведения о рассмотрении этих аспектов приведены в дополнении VIII.

Ядерное излучение и его взаимодействия. Ядерные превращения³ в радионуклиде могут приводить к испусканию различных видов ионизирующих излучений. Для целей настоящей публикации важны две группы излучений. Это излучение с высокой линейной передачей

³ Также называемые "радиоактивным распадом".

энергии (ЛПЭ), такое как альфа-частицы и нейтроны, и излучение с низкой ЛПЭ, в том числе бета-частицы и фотоны.

- a) Испускающие фотоны радионуклиды представляют опасность как источники внутреннего и внешнего облучения. Фотоны – это один из видов радиации с наибольшей проникающей способностью, и они способны распространяться, не взаимодействуя, на многие метры в воздухе и многие сантиметры в человеческом теле. Рассеяние фотонов в воздухе (эффект голубого неба) не вносит существенного вклада в дозу от источника, удаленного всего лишь на один метр от тела человека. Поэтому данный эффект не принимался во внимание при расчете D_1 -величин. Однако при дозиметрических расчетах учитывалось многократное рассеяние фотонов в теле человека.
- b) Нейтроны теряют энергию прежде всего вследствие взаимодействия с легкими ядрами. Поэтому они могут проникать сквозь метровые толщины свинца, но эффективно тормозятся в воде или мягких тканях человеческого тела. Взаимодействие нейтронов с веществом обычно приводит к образованию ядер отдачи и вторичных фотонов. Поэтому источники нейтронов представляют опасность как источники внутреннего и внешнего облучения. Одним из источников нейтронов являются радионуклиды, способные к спонтанному делению (например, ^{252}Cf). Кроме того, в некоторых условиях смеси альфа-излучающих радионуклидов (например, ^{239}Pu и ^{241}Am) и Be, C, N, O или F могут быть источниками нейтронов, образующихся в результате (α, n) реакции. Источники, содержащие $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ и $^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$, обычно используются в качестве нейтронных источников для научных и коммерческих применений и могут быть важным источником внешнего облучения. Однако размер частиц, которые могут поступать в организм человека пероральным или ингаляционным путем в результате рассеивания материала этих источников нейтронов, слишком мал для обеспечения эффективного образования нейтронов посредством (α, n) реакции. Поэтому для источников на основе $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ и $^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$ D_1 -величины рассчитывались с учетом внешнего облучения от нейтронов, образующихся посредством (α, n) реакции, в то время как D_2 -величины не включают какого-либо вклада в дозу за счет образования нейтронов после поступления диспергированного материала в организм.
- c) Высокоэнергетические бета-частицы могут пробегать в воздухе несколько метров, но в то же время способны лишь проникнуть через кожу и углубиться на несколько миллиметров в мягкие ткани. Поэтому бета-излучающие радионуклиды обычно рассматриваются в качестве источников внутренней опасности после поступления в организм человека или опасности для кожи после ее загрязнения. Однако, если высокоэнергетические бета-частицы взаимодействуют с материалом, имеющим высокий атомный номер (Z), часть их энергии может превратиться в фотоны тормозного излучения. Радионуклидные источники, содержащие радионуклиды, испускающие большие количества высокоэнергетических бета-частиц (например, ^{90}Sr), могут поэтому быть мощным источником проникающей радиации, которая при этом будет создавать опасность внешнего облучения. В связи с этим при расчетах D_1 -величин учитывалась доза внешнего облучения от тормозного излучения. Интенсивность тормозного излучения незначительна, если высокоэнергетические бета-частицы взаимодействуют с материалом, имеющим низкий Z , то есть, с мягкими тканями тела человека. Поэтому данный эффект не рассматривался при расчете D_2 -величин, характеризующих облучение человека после поступления радиоактивного вещества в организм.
- d) Из всех видов ионизирующих излучений альфа-частицы обладают наименьшей проникающей способностью. Они задерживаются внешними слоями кожи и обычно представляют опасность только после попадания альфа-излучающего вещества в организм человека. В определенных условиях альфа-частицы могут

взаимодействовать с легкими ядрами, что приводит к образованию нейтронов посредством (α , n) реакции, как обсуждено выше.

Ограничение, связанное с критичностью. Некоторые радионуклиды способны поддерживать цепную реакцию, и это представляет проблему с точки зрения ядерной и физической безопасности. Если масса, соответствующая активности, считавшейся опасной по расчетам в соответствии с одним из сценариев облучения, была больше, чем предел подкритической массы, установленный с целью предотвращения критичности, то при установлении D-величины использовалась активность, соответствующая пределу подкритической массы.

Ограничение по химической токсичности. Аэрозольный выброс любого вещества опасен для здоровья человека из-за химической токсичности и других факторов, если концентрация аэрозоля достаточно высока. Некоторые радионуклиды обладают низкой удельной активностью, и D-величины для них таковы, что масса аэрозольного выброса может быть потенциально опасной по нерадиологическим причинам, например, по химической токсичности. Оценка риска облучения, связанного с нерадиологическими эффектами, выходит за рамки настоящей публикации. Однако в тех случаях, когда такая потенциальная возможность существует для D-величины конкретного радионуклида, этот факт отмечается.

6. ПОДХОДЫ К РАСЧЕТУ D-ВЕЛИЧИН

При расчете D-величин были использованы два разных подхода. В настоящей публикации они названы экспертным подходом и подходом на основе оценки риска:

- a) Экспертный подход при расчете D-величин основывался на уже имеющихся данных, рассмотрении существующих руководящих материалов [10, 11] и экспертной оценке. Это было сделано с целью быстрого удовлетворения острой потребности в определенных D-величинах. Экспертный подход использовался при расчете D-величин для многих основных представляющих интерес радионуклидов [2, 3].
- b) Подход на основе оценки риска при расчете D-величин базировался на количественной оценке риска развития серьезных детерминированных эффектов. Модели, использованные для этого подхода, были основаны на пожизненных исследованиях [12, 13, 14] и на строгой экспертизе последних данных и моделей. Полная разработка этого подхода для цели аварийного реагирования документирована в [15]. Этот подход использовался здесь при расчете D-величин для широкого перечня радионуклидов, включающего и те радионуклиды, которых нет в справочных материалах [2, 3, 4], а также при оценке правильности D-величин, рассчитанных с использованием ранее применявшегося экспертного подхода.

Алгоритмы расчета D-величин описаны в дополнении III.

Как обсуждено в дополнении VII, D-величины, рассчитанные с использованием экспертного подхода, хорошо согласовались с величинами, рассчитанными позже с помощью подхода на основе оценки риска. Поэтому не было необходимости пересматривать D-величины, приведенные в [2, 3, 4]. Результаты, полученные с помощью этих двух подходов, были объединены в единый набор рекомендуемых D-величин, представленный в таблице 1.

ДОПОЛНЕНИЯ

ДОПОЛНЕНИЕ I КОНТРОЛЬНЫЕ И ПОРОГОВЫЕ УРОВНИ ДЛЯ ВОЗНИКНОВЕНИЯ ДЕТЕРМИНИРОВАННЫХ ЭФФЕКТОВ

В экспертном подходе дозу, при которой предполагается возможность возникновения серьезного детерминированного эффекта, называют контрольным уровнем. Это вызвано тем, что данный уровень основан на экспертной оценке тех доз, которые приближаются к фактической пороговой дозе, но остаются ниже ее. В подходе на основе оценки риска дозу, при которой предполагается возможность возникновения серьезного детерминированного эффекта, называют пороговым уровнем. Этот уровень рассчитывался как доза, при которой возникновение эффекта будет ожидаться у 5% лиц, подвергшихся облучению.

В таблице 3 представлен перечень органов или тканей [15], рассмотренных при разработке D-величин. Каждой ткани присвоен кодовый номер, и он используется в настоящей публикации для обозначения определенного органа или ткани.

Для легких имеются два различных кодовых номера ткани (3E и 3R), поскольку в экспертном подходе и подходе на основе оценки риска в качестве критического органа используются различные отделы легких. В экспертном подходе использовалась поглощенная доза в "легких", где "доза в легких" представляла собой взвешенную сумму поглощенной дозы в различных тканях грудного отдела респираторного тракта, как рекомендовано в публикации 66 МКРЗ [16] для оценки стохастических эффектов. Их называют "грудным отделом респираторного тракта". Как рекомендовано в [15], в подходе на основе оценки риска в качестве критического органа использовалась доза на альвеоларно-интерстициальный (АИ) отдел респираторного тракта.

Для кожи используются два различных кодовых номера ткани (6E и 6R), поскольку в экспертном подходе и подходе на основе оценки риска в качестве критического органа используются различные участки кожи. В экспертном подходе использовалась базальная мембрана кожи (глубина 70 мкм под поверхностью кожи), поскольку уже имелись данные о дозовых коэффициентах для этого участка. МКРЗ и МКРЕ [17, 18, 19] рекомендовали, чтобы с целью оценки серьезных детерминированных эффектов, таких как влажное шелушение, проводилась оценка дозы в дерме кожи (на глубине 300-500 мкм под ее поверхностью). Эти рекомендации использовались в подходе на основе оценки риска, где предполагалось, что после облучения более чем 100 кв.см ткани кожи [12], расположенной на глубине 400 мкм (под покровным слоем 40 мг×кв.см), происходит развитие серьезных детерминированных эффектов.

В обоих подходах термин "туловище" используется в [15] и здесь с целью упростить рассмотрение внешнего облучения, создаваемого однородным полем от удаленного источника излучения большой проникающей способности. Термин "туловище" включает легкие, красный костный мозг, тонкий кишечник, гонады, щитовидную железу и хрусталик. При облучении 'туловища' внешним удаленным источником все эти органы подвергаются облучению и поэтому их не нужно рассматривать по отдельности.

ТАБЛИЦА 3. РАССМОТРЕННЫЕ ОРГАНЫ И ТКАНИ

Орган или ткань	Путь облучения	Кодовый номер ткани	
		Экспертный подход	Подход на основе оценки риска
Мягкие ткани	Внешнее от близлежащего источника	1	1
Красный костный мозг	Внутреннее	2	2
Органы дыхания	Внутреннее	3E	3R
Толстый или тонкий кишечник	Внутреннее	4	4
Щитовидная железа	Внутреннее	5	5
Кожа	Контактное при поверхностном загрязнении кожи	6E	6R
Туловище ^a	Внешнее от удаленного источника	7	7
Красный костный мозг	Внешнее от удаленного источника	См. примечание b	См. примечание b
Щитовидная железа	Внешнее от удаленного источника	См. примечание b	См. примечание b
Хрусталик	Внешнее от удаленного источника	См. примечание b	См. примечание b
Женская яйцеклетка	Внешнее от удаленного источника	См. примечание b	См. примечание b
Мужские яички	Внешнее от удаленного источника	См. примечание b	См. примечание b

^a Термин "туловище" используется с целью упростить рассмотрение эффектов внешнего облучения от удаленного источника и включает красный костный мозг, щитовидную железу, хрусталик и репродуктивные органы.

^b Пороговая доза для развития серьезных детерминированных эффектов от удаленного внешнего источника в этом органе ниже контрольного уровня или порогового уровня для дозы в туловище; поэтому специальный расчет дозы для этого органа не проводился.

1.1. ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЕ ВЕЛИЧИНЫ, ИСПОЛЬЗОВАННЫЕ ПРИ ОПИСАНИИ ХАРАКТЕРА ДЕТЕРМИНИРОВАННЫХ ЭФФЕКТОВ

Биологические эффекты радиации связаны с энергией, поглощенной путем ионизации и возбуждения в единице массы ткани (поглощенной дозой излучения). Они изменяются в соответствии с микроскопическим пространственным распределением переданной энергии, которое определяет качество излучения. Коэффициент качества излучения зависит от линейной передачи энергии (ЛПЭ) излучения. В контексте возникающих эффектов излучения обычно рассматривают два вида излучения:

- a) излучение с низкой ЛПЭ; и
- b) излучение с высокой ЛПЭ.

На биологические эффекты излучения могут также оказывать влияние темп поглощения энергии (мощность поглощенной дозы), концентрация кислорода в ткани, а также другие факторы, определяющие радиочувствительность соответствующей биологической ткани.

В экспертном подходе и подходе на основе оценки риска для оценки уровня облучения, способного приводить к возникновению в критических органах или тканях детерминированных эффектов, используют различные дозиметрические величины. Эти величины перечислены в таблице 4 и показаны на рис. 1 наряду с другими величинами, обычно используемыми в радиационной защите.

ТАБЛИЦА 4. ДОЗИМЕТРИЧЕСКИЕ ВЕЛИЧИНЫ, ИСПОЛЬЗОВАННЫЕ ПРИ ОЦЕНКЕ РАДИАЦИОННЫХ ЭФФЕКТОВ

Цель и дозиметрическая величина	Усл. обозн. ^a	Единица измерения	Облучение
Оценка детерминированных эффектов:			
а) Экспертный подход			
Поглощенная доза излучения R, в органе или ткани T ^b	D_T^R	Гр	Внешнее
Ожидаемая поглощенная доза излучения R, в органе или ткани T ^b	$D_T^R(\Delta)$	Гр	Внутреннее
б) Подход на основе оценки риска			
ОБЭ ^c -взвешенная доза в органе или ткани T	AD_T	Гр-экв. ⁴	Внешнее
Ожидаемая ОБЭ ^c -взвешенная доза в органе или ткани T	$AD_T(\Delta)$	Гр-экв.	Внутреннее
Оценка стохастических эффектов:			
Эквивалентная доза в органе или ткани T	H_T	Sv	Внешнее
Ожидаемая эквивалентная доза в органе или ткани T	$H_T(\Delta)$	Sv	Внутреннее

^a Описание условных обозначений и индексов, используемых в настоящей публикации, можно найти в приложениях I и II.

^b Индексация поглощенной дозы для конкретного вида излучения, введенная МКРЗ [20], была несколько изменена для целей настоящей публикации.

^c Относительная биологическая эффективность, рассматриваемая ниже.

Основной дозиметрической величиной является поглощенная доза в органе или ткани. Поглощенная доза, $(D_T^R)^5$, равна энергии ионизирующего излучения R, переданной единице массы органа или ткани T, и определяется как

$$D_T^R = \frac{\Delta \epsilon_R}{m_T}, \quad (1)$$

где:

m_T – масса органа или ткани T; а

$\Delta \epsilon_R$ – энергия ионизирующего излучения R, переданная массе данного органа или ткани.

Ожидаемая поглощенная доза $D_T(\Delta)$ в органе или ткани T определяется как интеграл по времени мощности поглощенной дозы в органе или ткани на временном интервале Δ после поступления радиоактивного материала и задается формулой:

$$D_T^R(\Delta) = \int_{t_0}^{t_0+\Delta} \dot{D}_T^R(t) dt = \sum_S I_S \times DF_{T,S}^R(\Delta), \quad (2)$$

⁴ К моменту перевода документа название единицы ОБЭ-взвешенной дозы было изменено на Грей (Гр). (прим. перев.)

⁵ Полное описание условных обозначений и индексов, используемых в настоящей публикации, можно найти в приложении I.

где:

t_0 – время поступления;

Δ – интервал интегрирования, также называемый периодом ожидания;

$\dot{D}_T^R(t)$ – мощность поглощенной дозы излучения R в органе или ткани T в момент времени t после поступления радионуклида, Гр/с;

I_S – активность поступления радионуклида через путь, определяемый сценарием S, (Бк);
и

$DF_{T,S}^R(\Delta)$ – коэффициент преобразования дозы, равный поглощенной дозе излучения R в органе или ткани T, ожидаемой в соответствии со сценарием S, для временного интервала Δ после поступления 1 Бк радионуклида, (Гр/Бк).

Единицей поглощенной дозы и ожидаемой поглощенной дозы является Грей (Гр) [20].

При оценке внешнего облучения, создаваемого излучением R, (с низкой ЛПЭ или высокой ЛПЭ), в экспертном подходе использовалась поглощенная доза в органе D_T^R . Для оценки внутреннего облучения в нем используется ожидаемая поглощенная доза в органе или ткани, $D_T^R(\Delta)$. В экспертном подходе компоненты поглощенной дозы, создаваемые излучением с низкой ЛПЭ и с высокой ЛПЭ, рассматривались по-разному в зависимости от пути облучения, органа и характеристик материала.

В подходе на основе оценки риска компоненты поглощенной дозы, создаваемые излучением с низкой ЛПЭ и с высокой ЛПЭ, подвергались взвешиванию с учетом относительной биологической эффективности (ОБЭ) и рассматривались совместно. При оценке внешнего облучения в подходе на основе оценки риска использовалась ОБЭ-взвешенная доза в органе или ткани, AD_T [15, 21]. Для оценки внутреннего облучения использовалась ожидаемая ОБЭ-взвешенная доза в органе или ткани, $AD_T(\Delta)$. ОБЭ-взвешенная доза (AD_T) определяется как произведение поглощенной дозы в органе или ткани D_T^R и относительной биологической эффективности RBE_T^R и задается формулой:

$$AD_T = \sum_R D_T^R \times RBE_T^R . \quad (3)$$

Для конкретного органа или ткани T RBE_T^R представляет собой отношение поглощенной дозы эталонного излучения, создающего заданный биологический эффект, к поглощенной дозе представляющего интерес излучения R, создающего такой же биологический эффект. Величина RBE_T^R зависит от эффекта в соответствующем органе или ткани, от условий облучения и от качества излучения, создающего поглощенную дозу. Качество излучения зависит от многих факторов, наиболее важными из которых являются линейная передача энергии (ЛПЭ) и проникающая способность излучения. Из-за микрораспределения радионуклидов, испускающих слабопроникающее излучение, величина RBE_T^R будет различной для внутреннего и внешнего облучения, создаваемого излучением с одинаковым значением ЛПЭ.

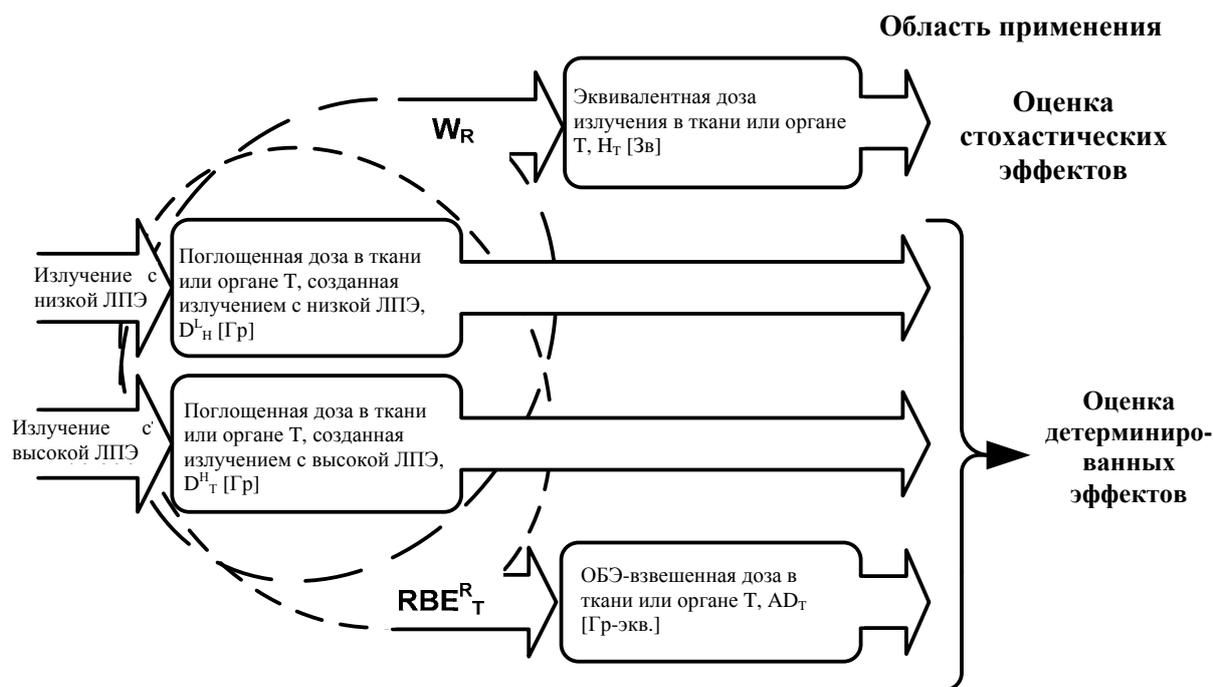


РИС. 1. Дозиметрические величины, используемые при оценке радиационных эффектов.

При оценке риска развития серьезных детерминированных эффектов после поступления радионуклида использовалась ожидаемая ОБЭ-взвешенная доза, $AD_T(\Delta)$. Ожидаемая ОБЭ-взвешенная доза $AD_T(\Delta)$ в органе или ткани Т определяется как интеграл по времени мощности ОБЭ-взвешенной дозы в органе или ткани на временном интервале Δ после поступления радиоактивного материала и задается формулой:

$$AD_T(\Delta) = \int_{t_0}^{t_0+\Delta} \dot{AD}_T(t) dt = \sum_S I_S \times AF_{T,S}(\Delta), \quad (4)$$

где:

t_0 – время поступления;

Δ – интервал интегрирования;

$AD_T(t)$ – мощность ОБЭ-взвешенной дозы в органе или ткани Т в момент времени t после поступления представляющего интерес радионуклида, ((Гр-эquiv.)/с);

I_S – активность поступления радионуклида через путь, определяемый сценарием S, (Бк);
и

$AF_{T,S}(\Delta)$ – коэффициент преобразования дозы, равный ОБЭ-взвешенной дозе в органе или ткани Т, ожидаемой на временном интервале Δ в соответствии со сценарием S, после поступления 1 Бк радионуклида, ((Гр-эquiv.)/Бк).

ОБЭ-взвешенная доза и ожидаемая ОБЭ-взвешенная доза выражаются в эквивалентах грея (Гр-эquiv.) [15, 21, 22]*.

* К моменту перевода документа название единицы ОБЭ-взвешенной дозы было изменено на Грей (Гр). (прим. перев.)

Эквивалентная доза и ожидаемая эквивалентная доза используются в области радиационной защиты для оценки стохастических эффектов излучения при низких дозах и в настоящей публикации не используются. Эквивалентная доза H_T определяется как сумма, по всем видам излучений, произведений поглощенной дозы (дозы внешнего облучения и ожидаемой дозы) в органе или ткани на взвешивающий коэффициент излучения w_R [11, 20, 23]. Она задается формулами:

$$H_T = \sum_R D_T^R \times w_R \text{ и } H_T(\tau) = \sum_R D_T^R(\tau) \times w_R \quad (5)$$

где:

H_T – эквивалентная доза в органе или ткани T , полученная от внешнего излучения;
 $H_T(\tau)$ – ожидаемая эквивалентная доза в ткани T на интервале интегрирования τ , а w_R – взвешивающий коэффициент для излучения R . Когда τ не определен, его следует принять равным 50 годам для взрослых и возрасту 70 лет - для поступлений в организм детей [20, 23].

Единицей эквивалентной дозы и ожидаемой эквивалентной дозы является зиверт (Зв) [20, 23].

1.2. ЭКСПЕРТНЫЙ ПОДХОД

В экспертном подходе при расчете D -величин для оценки возникновения серьезных детерминированных эффектов использовались контрольные уровни поглощенной дозы в критических органах или тканях:

- при оценке внешнего облучения контрольные уровни выражаются через поглощенную дозу в органе, D_T^R , и они приведены в таблице 5;
- при оценке внутреннего облучения контрольные уровни выражаются через ожидаемую поглощенную дозу в органе, $D_T^R(\Delta)$, и они приведены в таблице 6.

Контрольный уровень дозы – это такой уровень, при непревышении которого удастся избежать развития эффекта у облученных лиц.

ТАБЛИЦА 5. КОНТРОЛЬНЫЕ УРОВНИ, ИСПОЛЬЗУЕМЫЕ В ЭКСПЕРТНОМ ПОДХОДЕ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ НАЧАЛА ВОЗНИКНОВЕНИЯ СЕРЬЕЗНЫХ ДЕТЕРМИНИРОВАННЫХ ЭФФЕКТОВ ПРИ ВНЕШНЕМ ОБЛУЧЕНИИ

Путь облучения	Эффект	Критический орган или ткань	Контрольный уровень	
			Значение (Гр)	Усл. обозн. ^a
Облучение мягких тканей от близкого источника	Некроз мягких тканей	Мягкие ткани ^b (Ткань 1)	25	RD_1^{L+N}
Контактное облучение при поверхностном загрязнении	Влажное шелушение	Базальная мембрана кожи (Ткань 6E)	25 ^d	RD_{6E}^{L+N}
Облучение всего тела удаленным источником или при погружении в радиоактивное облако	См. примечание "с"	Туловище (Ткань 7)	1 ^c	RD_7^{L+N}

^a Описание условных обозначений и индексов можно найти в приложениях I и II.

^b 50-100 кв.см и до глубины приблизительно 0,5 см ниже поверхности тела.

^c Значение является минимальной контрольной дозой для развития какого-либо серьезного детерминированного эффекта при равномерном облучении всего тела. Контрольный уровень 1 Гр был выбран, поскольку он является нижней границей контрольных уровней для возникновения серьезных детерминированных эффектов в красном костном мозге, щитовидной железе, хрусталике и репродуктивных органах, как показано в таблице 7.

^d Приблизительно на 100 кв.см кожи. Доза на структуры кожи на глубине 7 мг/кв.см (или 0,07 мм) ниже поверхности, являющиеся, как предполагается критической тканью для развития серьезного детерминированного эффекта. Это - консервативное допущение, и оно обсуждается в дополнении V.

ТАБЛИЦА 6. КОНТРОЛЬНЫЕ УРОВНИ, ИСПОЛЬЗУЕМЫЕ В ЭКСПЕРТНОМ ПОДХОДЕ ДЛЯ ОЦЕНКИ ВОЗНИКНОВЕНИЯ СЕРЬЕЗНЫХ ДЕТЕРМИНИРОВАННЫХ ЭФФЕКТОВ ПРИ ВНУТРЕННЕМ ОБЛУЧЕНИИ

Путь облучения	Эффект	Орган или ткань	Характеристики радиоактивного материала	Контрольный уровень		
				Значение (Гр)	Δ (сут.)	Усл. обозн. ^a
Ингаляционный или пероральный	Синдром поражения кроветворения	Красный костный мозг (Ткань 2)	Любой радионуклид	1	2	$RD_2^{L+H} (\Delta)$
Ингаляционный	Пневмонит	Грудной отдел респираторного тракта (Ткань 3E)	Долгоживущий источник излучения с высокой ЛПЭ типа M ^b	25	365	$RD_{3E}^{HS} (\Delta)$
			Долгоживущий источник излучения типа M ^b на основе ⁹⁰ Sr (то есть, ⁹⁰ Sr TiO ₃ ^c)	40	365	$RD_{3E}^{LS} (\Delta)$
			Другие источники излучения с низкой ЛПЭ	6	2	$RD_{3E}^L (\Delta)$
Ингаляционный или пероральный	Гипотиреоз	Щитовидная железа (Ткань 5)	Радионуклиды, накапливающиеся в щитовидной железе ^d	5	365	$RD_5^L (\Delta)$

^a Описание условных обозначений и индексов можно найти в приложениях I и II.

^b Тип M обозначает медленное поглощение из легких [11].

^c Особый случай нерастворимого соединения ⁹⁰Sr.

^d Радионуклиды, накапливающиеся в щитовидной железе, являются источниками излучения с низкой ЛПЭ.

В надлежащих случаях контрольные уровни, использованные в экспертном подходе, основывались на уровнях действий, указанных в международных нормах безопасности, в частности, в таблице IV-I [11] и воспроизведенных здесь в таблице 7. Они представляют собой прогнозируемую поглощенную дозу в органе или ткани менее чем за 2 дня, при которой срочное защитное действие, как ожидается, будет предпринято при любых обстоятельствах с целью предотвращения детерминированных эффектов. Уровни, как предполагалось, были дозами, приближающимися к тем, при которых в результате кратковременного воздействия будут ожидать детерминированные эффекты [10]. Такое облучение можно ожидать только от внешних источников. Контрольные уровни дозы, используемые в экспертном подходе, отличаются от уровней действий, приведенных в [11], как обсуждено ниже, прежде всего для того, чтобы учесть:

- серьезные детерминированные эффекты в коже; и мягких тканях; и
- серьезные детерминированные эффекты, развивающиеся вследствие более продолжительного облучения.

ТАБЛИЦА 7. УРОВНИ ДЕЙСТВИЙ ПРИ ПРОГНОЗИРУЕМОЙ ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЕ В ОРГАНЕ ИЛИ ТКАНИ В ТЕЧЕНИЕ МЕНЕЕ 2 СУТОК

Целевой орган или ткань	Уровень действий
	(Гр)
Все тело (красный костный мозг)	1
Легкие	6
Кожа	3
Щитовидная железа	5
Хрусталик глаза	2
Гонады	3

Для облучения всего тела от внешнего источника контрольный уровень для туловища в таблице 5 представляет собой минимальную дозу для развития какого-либо серьезного детерминированного эффекта при однородном облучении всего тела. В качестве контрольного уровня использовался уровень 1 Гр в красном костном мозге за 100 часов от удаленного источника, поскольку он представляет собой нижнюю границу контрольных уровней для возникновения серьезных детерминированных эффектов в красном костном мозге, щитовидной железе, хрусталике и репродуктивных органах, как показано в таблице I-3 [15]. В качестве времени облучения место 2 дней использовался более долгий период облучения, составляющий 100 часов, так как это приводит к наиболее низким мощностям дозы, рассматриваемым как опасные для жизни [12]. Последующие работы [15, 21] показали, что доза внешнего облучения 1 Гр также соответствует пороговому уровню или оказывается ниже порогового уровня дозы, при котором в результате облучения всего тела от удаленного источника можно ожидать серьезных детерминированных эффектов в других органах или тканях (например, хрусталике, гонадах).

Как обсуждено в дополнении II, при экспертном подходе пероральное поступление явно не рассматривалось, так как в случае поступления доминирующим должен быть ингаляционный сценарий. Кроме того, было признано [12], что пороговые дозы для возникновения серьезных детерминированных эффектов в красном костном мозге и легких после ингаляции будут значительно выше, чем дозы для кратковременного внешнего облучения, приведенные в таблице 7. Вместе с тем, в результате анализа исследований [12], имевшихся в то время (при проведении расчетов методом экспертного подхода), было обнаружено, что для источников с низкой ЛПЭ поступление, связанное с уровнями действий для легких, приведенными в таблице 7 (6 Гр за 2 суток), приводит к мощности дозы, являющейся разумным ограничивающим значением для оценки поступления, рассматриваемого как опасное для жизни. В случае стронция-90 рассматривалось нерастворимое соединение $^{90}\text{SrTiO}_3$ ⁶ (поглощение в легких типа М). Для этого особого случая предполагался ожидаемый контрольный уровень 40 Гр в легких за 365 дней. Это более консервативное предположение было основано на данных из [24], полученных путем исследований на животных. Эти особенности отмечены на символе контрольного уровня ($\text{RD}_{3\text{E}}^{\text{LS}}(\Delta)$) верхним индексом LS для случая излучения от соединения с низкой ЛПЭ и для поглощения в легких типа М.

Для случая облучения легких после ингаляции радионуклидов, испускающих излучение с высокой ЛПЭ, уровень действий для легких из таблицы 7 (6 Гр за 2 дня) не рассматривался как правильный контрольный уровень для возникновения серьезных детерминированных эффектов. В этом случае в качестве контрольного уровня для возникновения серьезных детерминированных эффектов в легких использовалась поглощенная доза 25 Гр в легких, ожидаемая за 365 дней. Это было основано на данных [24], где указывается, на основе исследований на животных, что с дозой 25 Гр на легкие за 365 дней связан приблизительно 5%-й риск развития радиационного пневмонита после ингаляции долгоживущего альфа-

⁶ Соединение, как правило, используемое в радиоизотопных термоэлектрических генераторах (РИТЭГ).

излучателя ^{239}Pu . Эти особенности отмечены на символе контрольного уровня ($\text{RD}_{3\text{E}}^{\text{HS}}(\Delta)$) верхним индексом HS для случая излучения с высокой ЛПЭ от соединения с поглощением в легких типа M.

Уровень действий для кожи из таблицы 7 (3 Гр за 2 суток) не был сочтен правильным, потому что он был установлен для эритемы [10], не являющейся серьезным детерминированным эффектом. Опыт показывает [25, 26, 27], что для возникновения серьезного детерминированного эффекта при локальном внешнем облучении необходимо, чтобы произошло омертвление поверхностного слоя мягких тканей на участке приблизительно 50-100 кв.см и на глубину приблизительно 0,5 см. Контрольным уровнем для оценки этого эффекта является поглощенная доза 25 Гр [15, 25].

Для случая внутреннего облучения щитовидной железы вследствие поступления накапливающихся в щитовидной железе радионуклидов предполагалось, что гипотиреоз является серьезным детерминированным эффектом, снижающим качество жизни. Поглощенная доза 5 Гр в щитовидной железе, полученная в течение 2 суток, приведена в таблице IV-I [11] в качестве уровня действий, при котором вмешательство с целью предотвращения гипотиреоза всегда оправданно. Вместе с тем, единственными уже имеющимися коэффициентами преобразования дозы для случая облучения щитовидной железы после поступления были коэффициенты для пожизненной ожидаемой эквивалентной (поглощенной) дозы в щитовидной железе [28]. Поэтому использовались эти дозовые коэффициенты. С учетом периода биологического полувыведения и физического полураспада радионуклидов, обуславливающих значительную дозу в щитовидной железе (изотопы I и Te), эти дозовые коэффициенты были фактически определены для ожидаемого периода облучения, намного меньшего, чем период менее 365 дней; однако с этим контрольным уровнем $\text{RD}_5^{\text{L}}(\Delta)$ был соотнесен ожидаемый период формирования дозы (Δ), равный 365 дням, с тем чтобы он заведомо в несколько раз превосходил периоды полувыведения и полураспада.

I.3. ПОДХОД НА ОСНОВЕ ОЦЕНКИ РИСКА ДЛЯ ОЦЕНКИ ВОЗНИКНОВЕНИЯ ДЕТЕРМИНИРОВАННЫХ ЭФФЕКТОВ

В основном на оценке риска подходе при расчете D-величин для оценки возникновения серьезных детерминированных эффектов использовались пороговые уровни ОБЭ-взвешенной дозы в критических органах или тканях:

- a) для оценки внешнего облучения пороговые уровни выражены в терминах ОБЭ-взвешенной дозы $\text{AD}_{\text{T},05}$. Они приведены в таблице 8; и
- b) для оценки внутреннего облучения пороговые уровни выражаются в терминах ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозы $\text{AD}_{\text{T},05}(\Delta)$. Они приведены в таблице 9.

Пороговый уровень дозы - это уровень, который теоретически приводит к эффекту у 5% облученных лиц.

Скотт первым предложил в 1980 году биофизическую модель, используемую в подходе на основе оценки риска для оценки серьезных детерминированных эффектов [29, 30]. Модель риска, связывающая серьезные детерминированные эффекты и соответствующие параметры, была разработана с использованием имеющихся данных по экспериментам на животных и анализа облучения человека. Математическая формулировка модели подобна функции вероятности, используемой в теории надежности, и описана в NUREG/CR-4214 [12, 13, 14]. Использование этой модели для подхода на основе оценки риска полностью описано в [15].

ТАБЛИЦА 8. ПОРОГОВЫЕ УРОВНИ ОБЭ-ВЗВЕШЕННОЙ ДОЗЫ ВНЕШНЕГО ОБЛУЧЕНИЯ

Облучение	Эффект	Орган или ткань	Пороговый уровень	
			Значение (Гр-экв.)	Усл. обозн. ^a
Локальное облучение от близкого источника	Некроз мягких тканей	Мягкие ткани ^b (Ткань 1)	25	TD ₁
Контактное облучение при поверхностном загрязнении	Влажное шелушение	Дерма кожи (ткань 6R)	10 ^d	TD _{6R}
Облучение всего тела от удаленного источника или при погружении в радиоактивное облако	Примечание ^c	Туловище (ткань 7)	1 ^c	TD ₇

^a Описание условных обозначений и индексов можно найти в приложениях I и II.

^b Мягкие ткани на участке площадью 100 кв.см и до глубины приблизительно 0,5 см ниже поверхности тела.

^c Значение является минимальной пороговой дозой для развития какого-либо серьезного детерминированного эффекта при равномерном облучении всего тела. Пороговый уровень 1 Гр был выбран, поскольку он является нижней границей пороговых уровней для возникновения серьезных детерминированных эффектов в красном костном мозге, щитовидной железе, хрусталике и репродуктивных органах, как показано в таблице I-3 [15].

^d Как предполагается, облучение на этом уровне по крайней мере 100 кв.см кожи должно приводить к серьезным детерминированным эффектам [12]. Доза в структурах кожи на глубине 40 мг/кв.см (или 0,4 мм) ниже поверхности.

ТАБЛИЦА 9. ПОРОГОВЫЕ УРОВНИ ОЖИДАЕМОЙ ОБЭ-ВЗВЕШЕННОЙ ДОЗЫ ВНУТРЕННЕГО ОБЛУЧЕНИЯ

Путь облучения	ЭФФЕКТ	Целевой орган или ткань	Пороговый уровень		Усл. обозн. ^a
			Значение (Гр-экв.)	Δ (сут)	
Ингаляционный и пероральный	Синдром поражения кроветворения	Красный костный мозг (Ткань 2)	0,2 ^d 2 ^e	30	TD ₂ (Δ)
Ингаляционный	Пневмонит	Альвеоларно-интерстициальный отдел респираторного тракта (ткань 3R)	30	30	TD _{3R} (Δ)
Ингаляционный и пероральный	Кишечный синдром	Толстый кишечник (ткань 4)	20	30	TD ₄ (Δ)
Ингаляционный и пероральный	Гипотиреоз	Щитовидная железа (ткань 5)	2 ^f	365 ^g	TD ₅ (Δ)

^a Описание условных обозначений и индексов можно найти в приложениях I и II.

^b Для случаев поддерживающей терапии.

^c Поведение радионуклидов с $Z \geq 90$ по сравнению с $Z \leq 89$ обуславливают различные биокинетические процессы, что приводит к разной динамике формирования дозы в красном костном мозге при внутреннем облучении. Поэтому радионуклиды были разделены на две группы, с тем чтобы избежать чрезмерного консерватизма при оценке риска возникновения соответствующего эффекта.

^d Для радионуклидов с $Z \geq 90$.

^e Для радионуклидов с $Z \leq 89$.

^f Было использовано значение из дополнения А [12].

^g Доза внутреннего облучения щитовидной железы изотопами I и Te формируется за промежуток времени, значительно меньший, чем 365 дней из-за короткого периода полураспада этих радионуклидов и периода их биологического полувыведения из щитовидной железы; однако с этим уровнем был соотнесен ожидаемый период формирования дозы (Δ), равный 365 дням.

В соответствии с моделью риска, риск развития детерминированных эффектов в органе или ткани T, $R_{S,T}$ определяется функцией опасности, характеризующей данный эффект. Функция опасности $H_T\{T_S, AD_T(t)\}$ зависит от истории облучения во время периода

облучения, $(0, T_S)$, определяемого сценарием облучения S . Общее выражение для функции опасности, приведенное в [14], имеет вид:

$$H_T\{T_S, \dot{AD}_T(t)\} = [\ln(2)] \left[\int_0^{T_S} \frac{\dot{AD}_T(t)}{\theta_T^\infty + \theta_T^1 / \dot{AD}_T(t)} dt \right]^{V_T}, \quad (6)$$

где:

$\dot{AD}_T(t)$ – мощность ОБЭ-взвешенной дозы в органе или ткани T в момент времени t после начала облучения, ((Гр-экв.)/ч);

θ_T^∞ – параметр, характеризующий радиочувствительность данного органа или ткани, и равный асимптотическому значению ОБЭ-взвешенной дозы, которая теоретически приводит к состоянию, при котором поражения возникают у 50% лиц, получивших дозы весьма высокой мощности (кратковременное облучение), (Гр-экв.);

θ_T^1 – параметр, характеризующий эффективность восстановления после лучевого поражения, ((Гр-экв.)²/ч); и

V_T – параметр, определяющий форму (крутизну) кривой "доза-эффект" для детерминированных эффектов в органе T . Форма кривой "доза-эффект" отражает неодинаковость радиочувствительности различных людей и способность восстановления радиационно-индуцированных повреждений органа или ткани.

Параметры модели риска [15], использованной в подходе на основе оценки риска, перечислены в таблице 10.

ТАБЛИЦА 10. ПАРАМЕТРЫ, ИСПОЛЬЗОВАННЫЕ В МОДЕЛИ РИСКА РАЗВИТИЯ НЕКОТОРЫХ СЕРЬЕЗНЫХ ДЕТЕРМИНИРОВАННЫХ ЭФФЕКТОВ

Эффект	Критический орган	Облучение ^a	Параметр ^b			V_T
			ОБЭ	θ_T^∞ (Гр-экв.)	θ_T^1 ((Гр-экв.) ² /ч)	
Синдром поражения кроветворения ^c	Красный костный мозг	Внешнее γ	1	4,5	0,1	6
		Внешнее n^0	3			
		Внутреннее β, γ	1			
		Внутреннее α	2			
Пневмонит	Легкие ^d	Внутреннее β, γ	1	10 ^d	30	12
		Внутреннее α	7			
Кишечный синдром	Толстый кишечник	Внутреннее, β, γ	1	15	4	10
		Внутреннее α	0 ^e	НО	НО	НО
		Внешнее n^0	3			
Влажное шелушение	Кожа ^f	Внешнее β, γ	1	20	НО	5
Острый радиационный тиреоидит	Щитовидная железа	Поступление некоторых изотопов иода ^g	0,2	240	НО	1,9
		Другие радионуклиды, накапливающиеся в щитовидной железе	1			
Некроз	Мягкие ткани ^h	Внешнее, β, γ	1	25	НО	∞^i

^a Внешнее β, γ облучение включает дозу от тормозного излучения, образующегося в материалах источника.

^b Средняя оценка значения. "НО" означает "не оценивался".

- ^c Для случаев с поддерживающей терапией. В случае только минимального лечения, θ_T^∞ равно 3 Гр-экв., а θ_T^1 - 0,07 (Гр-экв.)²/ч [12].
- ^d Представленные значения θ_T^∞ действительны для облучения легких у детей и у взрослых 40 лет и моложе. Для лиц более старшего возраста эти значения следует разделить на два [12], [14, таблица 2.4].
- ^e Для альфа-излучателей, однородно распределенных в содержимом толстого кишечника, предполагается, что облучение стенок кишечника незначительно.
- ^f Для участка кожи площадью 100 кв.см, повреждение которого считается опасным для жизни [12]. Дозу в коже следует рассчитывать для глубины 0,4 мм, как рекомендовано в [19], пункты (305), (306), и (310) в [17] и в разделе 3.4.1 в [18].
- ^g Предполагается, что однородное облучение критической ткани щитовидной железы в пять раз повышает вероятность возникновения детерминированных эффектов по сравнению с внутренним облучением, создаваемым низкоэнергетическим бета-излучением изотопов йода, таких как ¹³¹I, ¹²⁹I, ¹²⁵I, ¹²⁴I и ¹²³I [12]. Радионуклиды, накапливающиеся в щитовидной железе, распределяются в тканях щитовидной железы неравномерно. Йод-131 испускает низкоэнергетические бета-частицы, что приводит к снижению эффективности облучения критических тканей щитовидной железы вследствие рассеивания их энергии в других тканях. Приведенное значение θ_T^∞ соответствует ожидаемой поглощенной дозе в щитовидной железе 1200 Гр вследствие внутреннего облучения после поступления в организм ¹³¹I.
- ^h Ткань на глубине на 0,5 см ниже поверхности тела на участке площадью более 100 кв.см [15, 25].
- ⁱ Указывает на высокую крутизну функции опасности.

В модели риска не учитывалось развитие детерминированного эффекта во времени, например, вероятность смерти спустя несколько дней или недель после облучения, при этом значение $R_{S,T}$ (выраженное в %) определялось как:

$$\frac{R_{S,T}}{100} = 1 - \exp\left[-H_T\{T_S, \dot{AD}_T(t)\}\right]. \quad (7)$$

В сценариях, связанных с внешним облучением (дополнение II, сценарии I, II, V и VI) и использованных при расчете D-величин, предполагалось облучение с фиксированной мощностью дозы. Функция опасности для особого случая облучения с фиксированной мощностью дозы приведена в [15]:

$$H_T(AD_T) = [\ln(2)] \left[\frac{\dot{AD}_T \times T_S}{AD_{T,50}} \right]^{V_T}, \quad (8)$$

где:

$AD_{T,50}$ - значение ОБЭ-взвешенной дозы, теоретически приводящее к состоянию, при котором у 50% облученных лиц возникает рассматриваемый эффект;

$$AD_{T,50} = \theta_T^\infty + \theta_T^1 \left(\dot{AD}_T \right)^{-1}; \quad (9)$$

\dot{AD}_T – постоянная мощность ОБЭ-взвешенной дозы в органе или ткани T, ((Гр-экв.)/ч);

T_S – продолжительность облучения, (h), определенная для соответствующего сценария и приведенная в таблице 11; и

θ_T^∞ , θ_T^1 и \dot{AD}_T – параметры функции опасности, приведенные в таблице 10.

Для целей подхода на основе оценки риска значение ОБЭ-взвешенной дозы, при котором эффект теоретически возникает у 5% облученных лиц, $AD_{T,05}$, использовалось в качестве пороговой дозы внешнего облучения с фиксированной мощностью дозы TD_T . Это значение является решением уравнения (7) для $R=5\%$.

$$TD_T = \left[\theta_T^\infty + \theta_T^1 \left(\dot{A}D_T \right)^{-1} \right] \times \exp\left(-\frac{2.6}{V_T} \right). \quad (10)$$

В модели риска не учитывались восстановление и вариабельность развития повреждений мягких тканей. Поэтому пороговое значение ОБЭ-взвешенной дозы для этого эффекта, TD_1 , равно соответствующему значению θ_1^∞ и не зависит от истории облучения. В модели риска учитывались восстановление и вариабельность радиочувствительности при оценке развития повреждений в туловище и красном костном мозге. В ней также учитывалась только вариабельность радиочувствительности при оценке развития повреждений кожи. Поэтому пороговые значения ОБЭ-взвешенной дозы для этих эффектов ниже, чем соответствующие значения θ_1^∞ , определяемые уравнением (10). Значения пороговой дозы для учета детерминированных эффектов приведены в таблице 8.

Для внутреннего облучения, связанного с поступлением радионуклида, мощность ОБЭ-взвешенной дозы ($\dot{A}D_T$) в любом органе или ткани является функцией времени, определяемой биокинетикой радионуклида в человеческом теле, и задаваемой формулой:

$$\dot{A}D_T(t) = I \times \dot{A}d_T(t), \quad (11)$$

где:

I – поступление соответствующего радионуклида; а

$\dot{A}d_T(t)$ – мощность ОБЭ-взвешенной дозы в органе T в момент времени t после поступления 1 Бк этого радионуклида.

Функция опасности для особого случая, когда история облучения задается уравнением (11), приведена в [15]:

$$H_T(I) \cong [\ln(2)] \times (I)^{2 \times V_T} \times \left[\int_0^\infty \frac{\dot{A}d_T(t)}{I \times \theta_T^\infty + \left(\dot{A}d_T(t) \right)^{-1} \theta_T^1} dt \right]^{V_T}, \quad (12)$$

где:

I – поступление соответствующего радионуклида;

$\dot{A}d_T(t)$ – мощность ОБЭ-взвешенной дозы в органе T в момент времени t после поступления 1 Бк этого радионуклида; а

θ_T^∞ , θ_T^1 и V_T – параметры функции опасности, приведенные в таблице 10.

Риск развития серьезных детерминированных эффектов после поступления радионуклида характеризуется пороговым уровнем поступления $I_{T,0.5}$, равным такому поступлению радиоактивного материала, которое теоретически приводит к развитию серьезных детерминированных эффектов в органе T у 5% облученных лиц. Значение $I_{T,0.5}$ для любого радионуклида и пути поступления может быть получено из численного решения уравнения (7) для $R=5\%$ и функции опасности, задаваемой уравнением (12). Для заданного пути поступления и заданного эффекта значение $I_{T,0.5}$ зависит от химических и физических свойств радионуклида, как описано в [15]. Модельный расчет показывает, что эти значения изменяются

в диапазоне нескольких порядков величины в зависимости от периода полураспада радионуклида. Влияние химической формы аэрозоля (типа поглощения) и размера частиц (АМАД) выражено намного менее, но также имеет место. В целом же значения $I_{T,05}$ для радионуклидов, перечисленных в таблице 1, лежат в диапазоне восьми порядков величины. Поэтому данная величина не могла использоваться в качестве основы для общего порогового значения, пригодного для оценки внутреннего облучения при поступлении какого-либо радионуклида. Практическое решение этой проблемы заключалось в использовании ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозы, определяемой уравнением (4), вместо использования поступления в качестве основы для критериев аварийного реагирования. Ожидаемая доза является математической функцией, преобразующей поступление радиоактивного материала (активность, поступившую в организм человека) в дозиметрическую величину. Пороговое поступление является убывающей функцией периода полураспада радионуклида, и, таким образом, чем меньше период полураспада, тем выше порог поступления. Коэффициент преобразования ожидаемой дозы имеет обратную зависимость: чем меньше период полураспада, тем меньше коэффициент преобразования. Таким образом, если значение Δ оптимально, преобразование порогового поступления в пороговое значение ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозы может привести к существенному уменьшению диапазона пороговых величин. В [15] было показано, что оптимальным значением для ожидаемого периода Δ являются 30 суток. Например, в случае радиационного пневмонита преобразование величин порогового поступления в пороговые уровни 30-дневной ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозы приводит к уменьшению диапазона пороговых величин от 8 порядков величины до коэффициента, равного всего лишь 3.

Пороговые уровни ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозы внутреннего облучения, использованные в подходе на основе оценки риска для расчета D_2 -величин, приведены в таблице 9. Пороговое значение ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозы за период Δ после поступления, соответствующей пороговому поступлению, задается формулой:

$$TD_T(\Delta) = \int_0^{\Delta} \dot{A}D_{T,05}(t)dt = I_{T,05} \times \int_0^{\Delta} \dot{A}d_T(t)dt = I_{T,05} \times AF_{T,S}(\Delta), \quad (13)$$

где:

$I_{T,05}$ – пороговое значение поступления для развития серьезного детерминированного эффекта в органе Т, (Бк);

$\dot{A}d_T(t)$ – мощность ОБЭ-взвешенной дозы в органе Т в момент времени t после поступления 1 Бк соответствующего радионуклида; а.

$AF_{T,S}(\Delta)$ – коэффициент преобразования ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозы внутреннего облучения органа Т при поступлении 1 Бк радионуклида по пути, определенному в сценарии S, ((Гр-экв.)/Бк).

ДОПОЛНЕНИЕ II СЦЕНАРИИ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ D-ВЕЛИЧИН

II.1. ОБЛУЧЕНИЕ ЗАКРЫТЫМ ИСТОЧНИКОМ

В настоящей публикации недиспергированный радиоактивный материал означает закрытый и неэкранированный радиоактивный источник. Так как радиоактивный материал герметизирован, рассматривается только внешнее облучение, создаваемое недиспергированным радиоактивным материалом.

Существуют два сценария, связанных с локальным облучением от близлежащего источника, которые были рассмотрены при определении величины опасного источника:

- a) сценарий "в руке", подразумевающий переноску источника в руке; и
- b) сценарий "в кармане", подразумевающий переноску источника в кармане.

Опыт показывает, что время вероятного нахождения источника на теле при переноске (например, в кармане) ограничено приблизительно 10 часами, а время нахождения в руке ограничено приблизительно 1 часом. Таким образом, анализ показывает, что сценарий "в кармане" является более ограничивающим, чем сценарий "в руке", и поэтому он использовался при расчете D_1 -величин для источников, небольшие размеры которых позволяют переносить их в руке или в кармане.

II.1.1. Сценарий I: сценарий "в кармане"

Сценарий I был назван сценарием "в кармане". Он использовался для определения количества неэкранированного радиоактивного материала, которое, находясь рядом с телом человека, будет считаться опасным как источник локального внешнего облучения. Внешнее облучение от неэкранированного источника, переносимого в руке или кармане, является наиболее частой причиной серьезных радиационно-индуцированных повреждений и смертельных случаев, связанных с не контролируруемыми (похищенными или утерянными) источниками (см. дополнение VII).

Опыт [27] также показывает, что радиационно-индуцированный некроз мягких тканей на площади приблизительно 50-100 кв.см и до глубины приблизительно 0,5 см на многих частях тела (например, на бедре или груди) в результате переноски источника в кармане может [26, 31] приводить к существенному снижению качества жизни. Кроме того, опыт показывает [32], что источник, переносимый в кармане, перемещается со временем как в продольном, так и в поперечном направлении.

Коэффициенты преобразования дозы от близлежащих источников (сценарий "в кармане") были рассчитаны таким образом, чтобы смоделировать дозу от движущегося источника, приводящую к некрозу поверхностного слоя мягких тканей на площади приблизительно 50-100 кв.см. Это описано в дополнении IV.

Далее было предположено, что неблагоприятно переносить массу, превышающую 500 г. Поэтому это значение было установлено в качестве предела массы для сценария "в кармане". Параметры для сценария I перечислены в таблице 11.

В экспертном подходе средняя поглощенная доза в мягких тканях согласно сценарию "в кармане" задается формулой:

$$D_{1,1}^{L+H}(A) = DF_{1,1}^{L+H} \times T_1 \times A, \quad (14)$$

где:

$D_{1,I}^{L+H}(A)$ – поглощенная доза (Гр) в мягких тканях от близлежащего источника активностью A согласно сценарию "в кармане";

$DF_{1,I}^{L+H}$ – коэффициент преобразования мощности поглощенной дозы в мягких тканях согласно сценарию "в кармане", (Гр/(Бк×с)). Для излучения с высокой ЛПЭ он приведен в таблице 13, а для излучения с низкой ЛПЭ он численно равен коэффициенту преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы $AF_{1,I}$, приведенному в таблице 15;

T_1 – продолжительность облучения для сценария I, (с), указанная в таблице 11; и

A – начальная активность соответствующего радионуклида в близлежащем источнике, (Бк).

В подходе на основе оценки риска ОБЭ-взвешенная поглощенная доза (Гр-экв.) в мягких тканях согласно сценарию "в кармане", создаваемая близлежащим источником активности A , задается формулой:

$$AD_{1,I}(A) = AF_{1,I} \times T_1 \times A, \quad (15)$$

где:

$AD_{1,I}(A)$ – ОБЭ-взвешенная доза в мягкой ткани в соответствии со сценарием I от близлежащего источника активности A , (Гр-экв.);

$AF_{1,I}$ – коэффициент преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы в мягких тканях согласно сценарию "в кармане", ((Гр-экв.)/(Бк×с)), приведенный в таблице 14 и таблице 15;

T_1 – продолжительность облучения для сценария I, (с), указанная в таблице 11; и

A – начальная активность соответствующего радионуклида в близлежащем источнике, (Бк).

П.1.2. Сценарий II: сценарий "в помещении"

Сценарий II называется сценарием "в помещении". Он использовался для определения количества радиоактивного материала, которое считается опасным, если это количество остается без экранирования в обитаемом помещении (например, спальне или на рабочем месте) в течение длительного периода. Внешнее облучение от удаленного неэкранированного источника в помещении является частой причиной радиационно-индуцированных серьезных повреждений и смертельных случаев, связанных с не контролируемыми (похищенными или утерянными) источниками (см. дополнение VII). В этом сценарии предполагалось, что неэкранированный закрытый источник облучает все тело с расстояния приблизительно 1 метр в течение 100 часов.

Существует сильная зависимость между возникновением серьезных детерминированных эффектов при облучении всего тела, мощностью дозы и продолжительностью облучения. Опыт [13, 15] показывает, что мощность дозы, которая может приводить к поглощенной дозе, превышающей контрольные уровни в течение 100 часов (например, 10 мГр/ч в костном мозге), является разумной нижней границей для оценки. Это определяет интенсивность облучения, которая может приводить к серьезным детерминированным эффектам в случае, если вблизи (например, в помещении) находится не контролируемый источник. Это особенно актуально, если облучение фракционировано. Предположения подтверждаются документально подтвержденным опытом, согласно которому наименьший источник, по которому имеются данные (см. дополнение VII) о летальном исходе в результате аварийного облучения для сценария "в помещении", создавал мощность дозы в костном мозге на расстоянии 1 метр в диапазоне 20-50 мГр/ч. Поэтому для сценария "в помещении" продолжительность облучения была установлена равной 100 ч.

Если для создания мощности дозы 10 мГр/ч от неэкранированного источника необходима масса более чем 1×10^6 г, то источник следует рассматривать как имеющий неограниченное значение D_1 -величины, поскольку ввиду ограничений, связанных с самоэкранированием, было сочтено фактически невозможным, чтобы такая масса создавала подобную мощность дозы. Поэтому в качестве предела массы для сценария "в помещении" была установлена масса 1×10^6 г. Параметры для сценария II перечислены в таблице 11.

В экспертном подходе для установления D_1 -величин в соответствии со сценарием II используется облучение туловища, создаваемое источником на расстоянии 1 м. Для простоты предполагается, что для аппроксимации дозы во всех органах туловища может использоваться доза в красном костном мозге. Поглощенная доза в туловище от радиоактивного источника с начальной активностью A , находящегося на расстоянии 1 метр, задается формулой:

$$D_{7,II}^{L+H}(A) = DF_{2,II}^{L+H} \times T_{II} \times A, \quad (16)$$

где:

$D_{7,II}^{L+H}(A)$ – поглощенная доза в туловище на расстоянии 1 м от источника с активностью A , (Гр);

$DF_{2,II}^{L+H}$ – коэффициент преобразования мощности поглощенной дозы при внешнем облучении красного костного мозга⁷ от источника, находящегося на расстоянии 1 м от тела, (Гр/(Бк×с)). Для излучения с высокой ЛПЭ он приведен в таблице 13, а для излучения с низкой ЛПЭ он численно равен коэффициенту преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы, приведенному в таблице 15;

T_{II} – продолжительность облучения для сценария II, (с), указанная в таблице 11; и

A – начальная активность соответствующего радионуклида в удаленном источнике, (Бк).

В подходе на основе оценки риска для установления D_1 -величин в соответствии со сценарием II используется облучение туловища, создаваемое источником на расстоянии 1 м. Для простоты предполагается, что для аппроксимации дозы во всех органах туловища может использоваться доза в красном костном мозге. ОБЭ-взвешенная доза в туловище от источника с начальной активностью A , находящегося на расстоянии 1 м, задается формулой:

$$AD_{7,II}(A) = AF_{2,II} \times T_{II} \times A, \quad (17)$$

где:

$AD_{7,II}(A)$ – мощность ОБЭ-взвешенной дозы в туловище на расстоянии 1 м от источника с активностью A , (Гр-экв.);

$AF_{2,II}$ – коэффициент преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы внешнего облучения красного костного мозга⁶ на расстоянии 1 м от источника, ((Гр-экв.)/(Бк×с)), приведенный в таблице 14 и таблице 15;

T_{II} – продолжительность облучения для сценария II, (с), указанная в таблице 11; и

A – начальная активность соответствующего радионуклида в удаленном источнике, (Бк).

⁷ Для простоты предполагается, что для аппроксимации дозы во всех органах туловища может использоваться доза в костном мозге.

II.2. ОБЛУЧЕНИЕ ДИСПЕРГИРОВАННЫМ МАТЕРИАЛОМ

Диспергированный радиоактивный материал образуется при утечках, демонтаже или другого рода разгерметизации герметичного радиоактивного источника, например, в результате пожара или взрыва (например, РДУ). Диспергирование радиоактивного источника, содержащего радиоактивный благородный газ, может приводить к внешнему облучению всего тела в результате погружения в радиоактивный газ, пока он находится с замкнутым помещением. Диспергирование радиоактивного источника, не содержащего радиоактивного благородного газа, может приводить к загрязнению окружающей среды. Это загрязнение в свою очередь может вызвать внутреннее облучение и контактное облучение кожи.

II.2.1. Сценарии ШЕ и ШР: "ингаляционные" сценарии

Сценарий Ш называется "ингаляционным" сценарием. Он использовался для определения количества дисперсивного радиоактивного материала, которое считается опасным из-за риска его ингаляции. Внутреннее облучение вследствие ингаляции аэрозольного материала может быть причиной радиационно-индуцированных серьезных детерминированных эффектов, связанных с радиоактивным материалом, подвергшимся дисперсии в результате пожара или взрыва.

Дозиметрические характеристики аэрозольного материала зависят от его химических и физических свойств. Для случаев ингаляции материал в виде микрочастиц относят к одному из трех стандартных типов по поглощению в легких, определенных моделью респираторного тракта человека МКРЗ [16]. Радиоактивные газы и пары, в случае их ингаляции, также относят к одному из трех классов, исходя из начального характера поглощения в респираторном тракте. В экспертном подходе (сценарий ШЕ) и подходе на основе оценки риска (сценарий ШР) диспергированные в аварийной ситуации радиоактивные материалы относят к различным типам с точки зрения поглощения, как детально описано ниже.

Отношение количества поступившего путем ингаляции радиоактивного материала к массе источника называют "долей ингаляционного поступления", F_{III} . Она представляет собой произведение двух величин: респирабельной фракции выброса начальной активности, RRF, и ингаляционной фракции поступления, IF_H :

$$F_{III} = RRF \times IF_H, \quad (18)$$

где:

- a) респирабельная фракция выброса начальной активности, RRF, представляет собой фракцию дисперсивного материала, которая может быть выброшена в форме аэрозоля с АМАД менее 10 мкм. Наибольшие зарегистрированные уровни RRF отмечены в пожарах с участием летучих или горючих материалов [33] или при взрывах мелкодисперсных материалов [34]. Для этих форм материала разумная верхняя граница RRF составляет приблизительно 0,1 [33, 34]. Для большинства материалов, считающихся диспергируемыми, уровень RRF, равный 0,1, значительно превышает фактическое значение [33, 34]. Поэтому это консервативное значение использовалось при оценке F_{III} в уравнении (18).
- b) Ингаляционная фракция поступления IF_H представляет собой долю респирабельной фракции, которая, как предполагают, будет ингалирована человеком во время аварийной ситуации. Предполагалось, что значение IF_H составляет 1×10^{-3} , что согласуется с долей воздуха, вдыхаемого лицом, находящимся в помещении объемом 300 куб.м в течение 0,5 часа [35]. Это значение намного превышает долю респирабельной фракции, равную 1×10^{-6} , считающуюся разумной для лица, находящегося на расстоянии 100 м от аэрозольного выброса (например, для материала при пожаре или взрыве) [33]. Концентрация аэрозоля, при которой

фракция ингаляционного поступления будет больше, чем 1×10^{-6} , приводит к образованию плотного дыма и взвеси [33], и можно ожидать, что подвергшееся подобному воздействию лицо довольно быстро покинет такой шлейф. Поэтому значение 1×10^{-3} было сочтено вероятной консервативной верхней границей фракции поступления и использовалось при оценке F_{III} в уравнении (18).

Таким образом, "респирабельная фракция поступления" F_{III} предполагается равной 1×10^{-4} количества радиоактивного материала в источнике.

Опыт показывает, что максимальное ингаляционное поступление, отмеченное в ходе аварии, составляло порядка 100 г [33]. Принимая это во внимание, значение F_{III} , равное 1×10^{-6} г, было установлено в качестве предела массы для этого сценария. Параметры для сценариев ШЕ и ШР перечислены в таблице 11.

При экспертном подходе (сценарий ШЕ), для дозы в легких и красном костном мозге диспергированный и вдыхаемый материал соотносился с любым типом поглощения в легких, актуальным для облучения населения, как указано в таблицах II-VIII в [11]. Кроме того, предполагалось, что вдыхаемый материал принадлежал к типу или форме, приводящим к наиболее высокой дозе на грудной отдел респираторного тракта. Для АМАД аэрозольного материала было взято значение, равное 1 мкм. По отношению к щитовидной железе вдыхаемый материал был класса 'D' из [28]. Ожидаемая поглощенная доза в ткани Т, создаваемая ингаляцией аэрозольного материала, задается в экспертном подходе формулой:

$$D_{T,ШЕ}^R(A, \Delta) = DF_{T,ШЕ}^R(\Delta) \times F_{III} \times A, \quad (19)$$

где:

$D_{T,ШЕ}^R(A, \Delta)$ – ожидаемая поглощенная доза от излучения R за время Δ после поступления, в органе или ткани Т, вследствие ингаляции радиоактивного материала, образовавшегося в результате дисперсии источника с начальной активностью А, (Гр);

Δ - временной интервал для определения ожидаемой дозы, приведенный в таблице 6;

$DF_{T,ШЕ}^R(\Delta)$ – коэффициент преобразования ожидаемой поглощенной дозы излучения R в органе или ткани Т при ингаляции, (Гр/Бк), приведенный в таблице 16 и таблице 17;

F_{III} – респирабельная фракция поступления для сценария ШЕ, указанная в таблице 11; и

А – начальная активность соответствующего радионуклида в диспергированном источнике, (Бк).

В подходе на основе оценки риска (Сценарий ШР) предполагалось, что диспергированный и вдыхаемый материал не подвергнется химическому изменению после дисперсии, может находиться в любой аэрозольной форме и может быть отнесен к любому из типов по поглощению, актуальных для профессионального облучения, как указано в таблице II-V и таблице II-IX в [11]. Предполагалось также, что вдыхаемый материал относился к типу или форме, приводящим к наиболее высокой дозе в соответствующем органе. Для АМАД было принято значение, равное 1 мкм. Ожидаемая ОБЭ-взвешенная доза в ткани Т, создаваемая ингаляцией аэрозольного материала, задается в подходе на основе оценки риска формулой:

$$AD_{T,ШР}(A, \Delta) = AF_{T,ШР}(\Delta) \times F_{III} \times A, \quad (20)$$

где:

$AD_{T,III}(A, \Delta)$ – ожидаемая ОБЭ-взвешенная доза за время Δ после поступления в органе или ткани T вследствие ингаляции радиоактивного материала, образовавшегося в результате дисперсии источника с начальной активностью A , (Гр-экв.);

Δ – временной интервал для определения ожидаемой дозы, приведенный в таблице 9;

$AF_{T,III}(\Delta)$ – коэффициент преобразования ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозы в органе или ткани T от ингаляции, (Гр-экв.)/Бк), приведенный в таблице 18;

F_{III} – респираторная фракция поступления из сценария III, указанная в таблице 11; и

A – начальная активность соответствующего радионуклида в диспергированном источнике, (Бк).

II.2.2. Сценарий IV: "пероральный" сценарий

Сценарий IV называется "пероральным" сценарием. Он использовался для определения количества дисперсивного радиоактивного материала, которое считается опасным из-за риска его перорального поступления. Внутреннее облучение при пероральном поступлении радиоактивного материала может быть причиной серьезных радиационно-индуцированных детерминированных эффектов, связанных с утечками радионуклидных источников или растворимым радиоактивным материалом, диспергированным в большом количестве питьевой воды.

Отношение количества поступившего пероральным путем радиоактивного материала к массе источника называют "долей перорального поступления", F_{IV} . Исторически, максимальная пероральная фракция поступления, о которой имеются сообщения, была связана с аварией в Гоянии [36]. Во время этой аварии источник, содержащий 51 ТБк мелкодисперсного порошка водорастворимой формы ^{137}Cs , был похищен и подвергся рассеянию. Это привело к непреднамеренному пероральному поступлению в организм ребенка приблизительно 1 ГБк ^{137}Cs . Это количество составляло приблизительно 1×10^{-5} количества материала в источнике. Поэтому, основываясь на этом опыте, в данном сценарии значение доли перорального поступления было принято равным 1×10^{-5} количества радиоактивного материала в источнике.

Доля перорального поступления для случая загрязнения источника питьевой воды была оценена с использованием следующих консервативных соображений:

- a) радиоактивный материал на 100% растворим в воде;
- b) радиоактивный материал однородно перемешан в 1×10^6 литров воды, что намного меньше производительности по существу всех общественных водопроводов в городах; и
- c) индивидуум выпивает 2 литра загрязненной воды в сутки в течение периода 5 суток.

При этих предположениях предполагается поступление за счет питья загрязненной воды приблизительно 1×10^{-5} количества материала, содержащегося в диспергированном источнике. Поэтому было сочтено разумным использование доли перорального поступления (F_{IV}), равной 1×10^{-5} , для непреднамеренного перорального поступления и перорального поступления загрязненной воды.

Для предела массы диспергируемого материала в сценарии IV было установлено максимальное значение, равное 1×10^6 г. Это значение точно соответствует тому, которое использовалось в сценарии III. Параметры для сценария IV перечислены в таблице 11.

Коэффициенты преобразования поглощенной дозы на единицу перорального поступления, как правило, имеют такой же порядок величины, что и в случае ингаляционного поступления. Кроме того, поступление, принятое для ингаляции, в 10 раз выше, чем для перорального пути. Поэтому в экспертном подходе пероральный путь явно не учитывался, так как определяющим для поступления является ингаляционный сценарий.

В подходе на основе оценки риска предполагалось, что материал не подвергнется химическому изменению после дисперсии и может быть отнесен к тому пероральному типу, указанному в таблице II-IV [11], который приводит к наиболее высокому значению ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозы в рассматриваемом органе. Ожидаемая поглощенная доза в ткани Т, вызываемая пероральным поступлением аэрозольного материала, задается в экспертном подходе формулой:

$$AD_{T,IV}(A, \Delta) = AF_{T,IV}(\Delta) \times F_{IV} \times A, \quad (21)$$

где:

$AD_{T,IV}(A, \Delta)$ – ожидаемая ОБЭ-взвешенная доза за время Δ после поступления в органе Т вследствие перорального поступления радиоактивного материала, образовавшегося в результате дисперсии источника с начальной активностью А, (Гр-экв.);

Δ – временной интервал для определения ожидаемой дозы, приведенный в таблице 9;

$AF_{T,IV}(\Delta)$ – коэффициент преобразования ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозы для органа Т вследствие перорального поступления, (Гр-экв.)/Бк, приведенный в таблице 19;

F_{IV} – доля перорального поступления для сценария IV, указанная в таблице 11; и

А – начальная активность соответствующего радионуклида в диспергированном источнике, (Бк).

II.2.3. Сценарий V. Сценарий "загрязнение"

Сценарий V называется сценарием "загрязнение". Он использовался для определения количества дисперсивного радиоактивного материала, которое считается опасным в связи с контактным облучением локального участка кожи. Внешнее контактное облучение кожи, создаваемое радиоактивным материалом, распределенным на локальном участке поверхности тела, может вызвать серьезные детерминированные эффекты в коже. Опыт также показывает [37], что если полное облучение тела сопровождается серьезными детерминированными эффектами в коже, то это может повысить тяжесть других радиационно-индуцированных эффектов и привести к смерти. В этом сценарии при установлении параметров использовался сценарий загрязнения кожи из [35]. В сценарии V предполагается утечка из источника 1×10^{-2} (F_v в таблице 11) всего количества радиоактивного материала в нем, однородно загрязняющая поверхность на площади 1 кв.м (S_v в таблице 11). Это поверхностное загрязнение затем приводит к загрязнению кожи с уровнем 10% поверхностного значения (R_v в таблице 11). Предполагается, что облучение кожи продолжается 5 часов (T_v в таблице 11).

Максимальная толщина неконтролируемого загрязнения руки была принята равной приблизительно 0,1 г/кв.см. Поэтому с учетом параметров для контактного облучения от диспергированного материала, в качестве предела массы диспергируемого материала было установлено значение 1×10^6 г. Параметры для сценария V перечислены в таблице 11.

В экспертном подходе и подходе на основе оценки риска при оценке дозы контактного облучения различных участков кожи использовался сценарий V, как обсуждено в дополнениях V и VI.

В экспертном подходе поглощенная доза в базальной мембране кожи (ткань 6E) задается формулой:

$$D_{6E,V}^L(A) = \frac{R_V \times T_V \times DF_{6E,V}^L \times F_V}{S_V} A, \quad (22)$$

где:

$D_{6E,V}^L(A)$ – поглощенная доза в базальной мембране кожи вследствие дисперсии радиоактивного материала в источнике с начальной активностью A , (Гр);

$DF_{6E,V}^L$ – коэффициент преобразования поглощенной дозы для базальной мембраны кожи вследствие загрязнения кожи, (Гр/(Бк×с/кв.см)), приведенный в таблице 16;

S_V , F_V , R_V и T_V – параметры для сценария V , приведенные в таблице 11; и

A – начальная активность соответствующего радионуклида в диспергированном источнике, (Бк).

В подходе на основе оценки риска ОБЭ-взвешенная доза в дерме кожи (ткань 6R) задается формулой:

$$AD_{6R,V}(A) = \frac{R_V \times T_V \times AF_{6R,V} \times F_V}{S_V} A, \quad (23)$$

где:

$AD_{6R,V}(A)$ – ОБЭ-взвешенная доза в дерме кожи вследствие дисперсии источника с начальной активностью A , (Гр-экв.);

$AF_{6R,V}$ – коэффициент преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы для контактного облучения дермы кожи, ((Гр-экв.)/(с×Бк/кв.см)), приведенный в таблице 19;

S_V , F_V , R_V и T_V – параметры для сценария V , приведенные в таблице 11; и

A – начальная активность соответствующего радионуклида в диспергированном источнике, (Бк).

II.2.4. Сценарий VI: "иммерсионный" сценарий

Сценарий VI называется "иммерсионным" сценарием. Он использовался для определения количества радиоактивного благородного газа, которое в случае выброса в помещение будет сочтено опасным как источник внешнего облучения. В качестве основы для "иммерсионного" сценария использовался сценарий облучения из [35]. В сценарии VI предполагается, что благородный газ однородно рассеян в помещении объемом 300 куб.м и что находящееся в комнате лицо подвергается облучению в течение 0,5 часа. Разбавление радиоактивного газа вследствие воздухообмена не учитывалось. Погружение в помещении рассматривается в качестве ограничивающего случая, потому что любая дисперсия благородного газа во внешней окружающей среде привела бы к весьма быстрому рассеянию и намного более низким концентрациям.

Для предела массы диспергируемого материала в сценарии VI было установлено максимальное значение, равное 1×10^6 г. Это значение точно соответствует тому, которое использовалось в сценарии III. Параметры для сценария VI перечислены в таблице 11.

В экспертном подходе поглощенная доза в туловище вследствие внешнего облучения при погружении в радиоактивный благородный газ задается формулой:

$$D_{7,VI}^L(A) = \frac{T_{VI} \times F_{VI} \times DF_{2,VI}^L}{V_{VI}} A, \quad (24)$$

где:

$D_{7,VI}^L(A)$ – поглощенная доза излучения с низкой ЛПЭ в туловище от внешнего облучения вследствие погружения в радиоактивный благородный газ, образовавшийся в результате дисперсии источника с начальной активностью A , (Гр);

$DF_{2,VI}^L$ – коэффициент преобразования мощности поглощенной дозы при внешнем облучении красного костного мозга⁸ вследствие погружения в радиоактивный благородный газ, (Гр/(Бк×с/куб.м)). Для погружения в радионуклиды, испускающие излучение с низкой ЛПЭ, значение коэффициента преобразования мощности поглощенной дозы $DF_{2,VI}^L$ было принято численно равным коэффициенту преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы, $AF_{2,VI}$, для того же самого радионуклида. Коэффициенты для соответствующих радионуклидов приведены в таблице 20;

F_{VI} , V_{VI} и T_V – параметры для сценария VI, приведенные в таблице 11; и

A – начальная активность соответствующего радионуклида в диспергированном источнике, (Бк).

В подходе на основе оценки риска ОБЭ-взвешенная доза в туловище вследствие внешнего облучения при погружении в радиоактивный благородный газ задается формулой:

$$AD_{7,VI}(A) = \frac{T_{VI} \times F_{VI} \times AF_{2,VI}}{V_{VI}} A, \quad (25)$$

где:

$AD_{7,VI}(A)$ – ОБЭ-взвешенная доза в туловище от внешнего облучения вследствие погружения в радиоактивный благородный газ, образовавшийся в результате дисперсии источника с начальной активностью A , (Гр-экв.);

$AF_{2,VI}$ – коэффициент преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы для внешнего облучения красного костного мозга⁸ вследствие погружения в радиоактивный благородный газ, ((Гр-экв.)/(Бк×с/куб.м)), приведенный в таблице 20;

F_{VI} , V_{VI} и T_V – параметры для сценария VI, приведенные в таблице 11; и

A – начальная активность соответствующего радионуклида в диспергированном источнике, (Бк).

II.3. КРАТКОЕ ПЕРЕЧИСЛЕНИЕ ПАРАМЕТРОВ СЦЕНАРИЯ

В таблице 11 кратко перечислены параметры для сценариев, использованных при расчете D-величин.

⁸ Для простоты предполагается, что для аппроксимации дозы во всех органах туловища может использоваться доза в костном мозге.

ТАБЛИЦА 11. ПАРАМЕТРЫ ДЛЯ СЦЕНАРИЕВ, ИСПОЛЬЗОВАННЫЕ ПРИ РАСЧЕТЕ D-ВЕЛИЧИН

Сценарий		Параметр		
Название	Усл. обозн.	Значение	Определение	
I "В кармане"	T_I	3.6×10^4 с	Продолжительность облучения	
	M_I	5×10^2 г	Предел массы	
II "В помещении"	T_{II}	3.6×10^5 с	Продолжительность облучения	
	M_{II}	1×10^6 г	Предел массы	
III "Ингаляционный"	F_{III}	1×10^{-4}	Доля ингаляционного поступления	
	M_{III}	1×10^6 г	Предел массы	
IV "Пероральный"	F_{IV}	1×10^{-5}	Доля перорального поступления	
	M_{IV}	1×10^6 г	Предел массы	
V "Загрязнение кожи"	F_V	1×10^{-2}	Доля диспергированного материала	
	S_V	1×10^4 кв.см	Площадь загрязненной поверхности	
	R_V	1×10^{-1}	Отношение загрязнения кожи к поверхностному загрязнению	
	T_V	1.8×10^4 с	Продолжительность облучения	
	M_V	1×10^6 г	Предел массы	
VI "Иммерсионный"	F_{VI}	1	Доля материала, содержащаяся в выбросе в помещение	
	V_{VI}	3×10^2 куб.м	Объем помещения	
	T_{VI}	1.8×10^3 с	Продолжительность облучения	
	M_{VI}	1×10^6 г	Предел массы	

ДОПОЛНЕНИЕ III РАСЧЕТ D-ВЕЛИЧИН

Схема определения D-величины заданного радионуклида основывалась на алгоритмах поиска минимальной активности радионуклида в источнике, способной вызывать серьезные детерминированные эффекты в случае, если источник не контролируется. В экспертном подходе и подходе на основе оценки риска при рассмотрении сценариев и критериев возникновения серьезных детерминированных эффектов использовались различные алгоритмы. Для каждого сценария и подхода рассчитывалась начальная активность А (Бк), которая может приводить к серьезным детерминированным эффектам. Затем, как правило, D-величина устанавливалась в качестве минимальной активности, рассчитанной для применимых сценариев. Вместе с тем, при установлении D-величин оценивалась также масса активности, рассматривавшаяся в качестве опасной, с тем чтобы определить, является ли эта масса слишком большой для того, чтобы представлять реальную угрозу (неограниченной), или определить, превысила ли эта масса предел, установленный с целью гарантировать отсутствие проблем, связанных с критичностью.

В настоящем разделе кратко изложены алгоритмы, использованные при расчете D-величин. В дополнении II приведена основа для параметров, описывающих сценарии, а в дополнении I изложена основа для критериев, определяющих возникновение серьезных детерминированных эффектов.

III.1. ЭКСПЕРТНЫЙ ПОДХОД

III.14. Расчет ${}^E D_1$ -величины

Схема расчета ${}^E D_1$ -величины показана на рис. 2. Она включает два сценария внешнего облучения:

- сценарий "в кармане" (сценарий I), связанный с локальным облучением от близлежащего источника; и
- сценарий "в помещении" (сценарий II), связанный с облучением всего тела от удаленного источника.

Сценарий "в кармане". Начальная активность ${}^E A_{1,I}$ (Бк), которая, согласно экспертному подходу, может вызывать серьезные детерминированные эффекты в ткани 1 (мягкие ткани) в соответствии со сценарием I, (сценарий "в кармане"), является решением уравнения (14) для дозы, равной RD_1^{L+H} , и задается формулой:

$${}^E A_{1,I} = \frac{1}{T_1 \times DF_{1,I}^{L+H}} RD_1^{L+H}, \quad (26)$$

где:

RD_1^{L+H} – контрольный уровень поглощенной дозы для возникновения серьезных детерминированных эффектов в мягких тканях (Гр), приведенный в таблице 5;

$DF_{1,I}^{L+H}$ – коэффициент преобразования поглощенной дозы для поглощенной дозы в мягких тканях согласно сценарию "в кармане", (Гр/(Бк×с)). Для излучения с высокой ЛПЭ он приведен в таблице 13, а для излучения с низкой ЛПЭ он численно равен коэффициенту преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы $AF_{1,I}$, приведенному в таблице 15; и

T_1 – продолжительность облучения для сценария I, (с), указанная в таблице 11.

Сценарий "в помещении". В этом сценарии предполагалось, что облучение туловища поступает от источника, находящегося на расстоянии приблизительно 1 метра от поверхности тела. Для простоты предполагается, на основе данных [11], что для аппроксимации дозы во всех органах туловища может использоваться доза в красном костном мозге. Начальная активность ${}^E A_{7,II}$ (Бк), которая, согласно экспертному подходу, может вызывать серьезные детерминированные

эффекты в ткани 7 (туловище) в соответствии со сценарием II (сценарий "в помещении"), является решением уравнения (16) для дозы, равной RD_7^{L+H} , и задается формулой:

$${}^E A_{7,II} = \frac{1}{T_{II} \times DF_{2,II}^{L+H}} RD_7^{L+H}, \quad (27)$$

где:

RD_7^{L+H} – контрольный уровень поглощенной дозы для возникновения серьезных детерминированных эффектов в туловище вследствие внешнего облучения (Гр), приведенный в таблице 5;

$DF_{2,II}^{L+H}$ – коэффициент преобразования мощности поглощенной дозы при внешнем облучении красного костного мозга⁹ источником, находящимся на расстоянии 1 м от тела, (Гр/(Бк×с)). Для излучения с высокой ЛПЭ он приведен в таблице 13, а для излучения с низкой ЛПЭ он численно равен коэффициенту преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы $AF_{2,II}$, приведенному в таблице 15; и

T_{II} – продолжительность облучения для сценария II, (с), указанная в таблице 11.

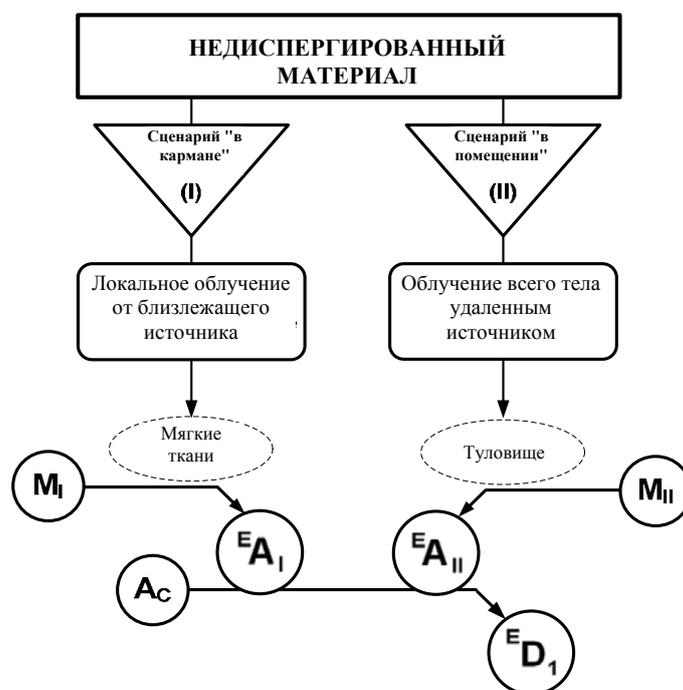


РИС. 2. Схема расчета ${}^E D_1$ -величины.

Установление ${}^E D_1$ -величины ${}^E D_1$ -величина является наименьшим из трех значений активности:

$${}^E D_1 = \min\{{}^E A_I, {}^E A_{II}, A_C\}, \quad (28)$$

⁹ Для простоты предполагается, что для аппроксимации дозы во всех органах туловища может использоваться доза в костном мозге.

где:

A_C – активность, соответствующая пределу подкритической массы, (Бк), приведенная в таблице 28;

${}^E A_I$ и ${}^E A_{II}$ – начальные активности радионуклида, считающиеся опасными с учетом их массы, как определено в уравнениях (29) и (30), (Бк):

$${}^E A_I = \begin{cases} {}^E A_{1,I} & \text{если } M \leq M_I, \\ \text{Неограниченна,} & \text{если } M > M_I, \end{cases} \quad (29)$$

где:

${}^E A_{1,I}$ начальная активность, задаваемая уравнением (26), (Бк);

M – масса¹⁰ материала с активностью ${}^E A_{1,I}$, (г); и

M_I – массовый предел для сценария I, (г), приведенный в таблице 11,

и

$${}^E A_{II} = \begin{cases} {}^E A_{7,II} & \text{если } M \leq M_{II}, \\ \text{Неограниченна,} & \text{если } M > M_{II}, \end{cases} \quad (30)$$

где:

${}^E A_{7,II}$ – начальная активность, задаваемая уравнением (27), (Бк);

M – масса⁹ материала с активностью ${}^E A_{7,II}$, (г); и

M_{II} – предел массы (г) для сценария II, приведенный в таблице 11.

${}^E D_1$ -величина для радионуклида неограниченна, если неограниченны значения ${}^E A_I$ и ${}^E A_{II}$ и A_C этого радионуклида. ${}^E D_1$ -величины перечислены в таблице 1 и таблице 24.

III.1.2. Расчет ${}^E D_2$ -величины

Схема расчета ${}^E D_2$ -величины показана на рис. 3. Она включает четыре сценария облучения, создаваемого диспергированным радиоактивным материалом:

- a) ингаляционный (сценарий IIIЕ);
- b) пероральный (сценарий IV);
- c) загрязнение кожи (сценарий V); и
- d) погружение в радиоактивный благородный газ (сценарий VI).

¹⁰ Масса радиоактивного материала (г) равна его активности (Бк), деленной на его удельную активность (Бк/г), приведенную в таблице 26.

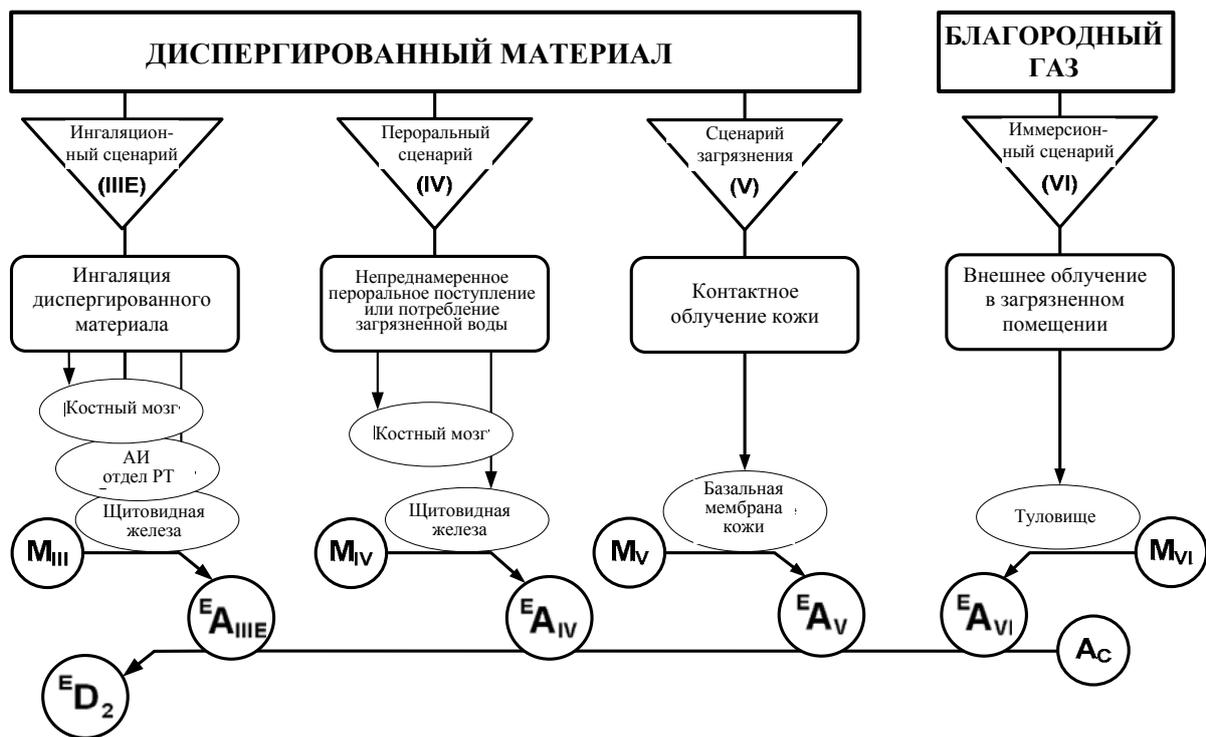


РИС. 3. Схема расчета ${}^E D_2$ -величины.

Ингаляционное поступление. Рассматривалось облучение красного костного мозга (ткань 2), грудного отдела респираторного тракта (ткань 3E) и щитовидной железы (ткань 5) после ингаляции.

Начальная активность ${}^E A_{2,III}$ (Бк), которая, согласно экспертному подходу, может вызывать серьезные детерминированные эффекты в ткани 2 (красный костный мозг) в соответствии со сценарием III (сценарий "ингаляционный"), является решением уравнения (19) для дозы, равной $RD_2^{L+H}(\Delta)$, и задается формулой:

$${}^E A_{2,III} = \frac{1}{F_{III} \times DF_{2,III}^{L+H}(\Delta)} RD_2^{L+H}(\Delta), \quad (31)$$

где:

$RD_2^{L+H}(\Delta)$ – контрольный уровень 2-дневной ожидаемой поглощенной дозы при внутреннем облучении красного костного мозга для возникновения серьезных детерминированных эффектов (Гр), приведенный в таблице 6;

$DF_{2,III}^{L+H}(\Delta)$ – коэффициент преобразования 2-дневной ожидаемой поглощенной дозы для внутреннего облучения красного костного мозга вследствие ингаляции (Гр/Бк), приведенный в таблице 16; и

F_{III} – доля ингаляционного поступления для сценария III, приведенная в таблице 11.

Начальная активность ${}^E A_{3E,III}$ (Бк), которая, согласно экспертному подходу, может вызывать серьезные детерминированные эффекты в ткани 3E (грудной отдел респираторного тракта) в соответствии со сценарием III (ингаляционным), рассчитывалась с использованием различных контрольных уровней для возникновения детерминированных эффектов и коэффициентов преобразования дозы для каждой из трех групп радионуклидов:

- a) Аэрозоли типа S¹¹ долгоживущих радионуклидов – источников излучения с высокой ЛПЭ (группа HS);
- b) стронций-90 в форме ⁹⁰SrTiO₃ (группа LS)¹²;
- c) другие радионуклиды – источники излучения с низкой ЛПЭ (группа L).

Начальная активность является решением уравнения (19) для дозы, равной $RD_{3E}^R(\Delta)$, и задается формулой:

$${}^E A_{3E,III} = \frac{1}{F_{III} \times DF_{3E,III}^R(\Delta)} RD_{3E}^R(\Delta), \quad (32)$$

где:

$RD_{3E}^R(\Delta)$ – контрольный уровень ожидаемой поглощенной дозы для внутреннего облучения в грудном отделе респираторного тракта для возникновения серьезных детерминированных эффектов для радионуклидов группы R (HS, LS, или L), (Гр). Значения приведены в таблице 6.

$DF_{3E,III}^R(\Delta)$ – коэффициент преобразования ожидаемой поглощенной дозы для внутреннего облучения грудного региона респираторного тракта при ингаляционном поступлении радионуклида группы R (HS, LS, или L), (Гр/Бк). Значения для групп HS, L и LS приведены в таблице 16; и

F_{III} – доля ингаляционного поступления, определенная в сценарии III и приведенная в таблице 11.

Начальная активность ${}^E A_{5,III}$ (Бк), которая, согласно экспертному подходу, может вызывать серьезные детерминированные эффекты в ткани 5 (щитовидная железа) в соответствии со сценарием III (ингаляционным), является решением уравнения (19) для дозы, равной $RD_5^L(\Delta)$, и задается формулой:

$${}^E A_{5,III} = \frac{1}{F_{III} \times DF_{5,III}^L(\Delta)} RD_5^L(\Delta), \quad (33)$$

где:

$RD_5^L(\Delta)$ – контрольный уровень ожидаемой поглощенной дозы при внутреннем облучении щитовидной железы для возникновения серьезных детерминированных эффектов (Гр), приведенный в таблице 6;

$DF_{5,III}^L(\Delta)$ – коэффициент преобразования ожидаемой поглощенной дозы для внутреннего облучения щитовидной железы при ингаляционном поступлении (Гр/Бк), приведенный в таблице 17; и

F_{III} – доля ингаляционного поступления, определенная в сценарии III и приведенная в таблице 11.

¹¹ Тип S обозначает медленное поглощение из легких [11].

¹² Ингаляционное поступление SrTiO₃ рассматривается в качестве особого случая, как обсуждено в дополнении II.

Пероральное поступление. В "пероральном" сценарии (сценарий IV) рассматривались две альтернативы. В первом варианте предполагалось, что источник имеет утечки и с ним производится обращение, что приводит к непреднамеренному пероральному поступлению радиоактивного материала. Во втором варианте предполагалось, что негерметичный источник попал в систему общественного водоснабжения, что привело к загрязнению потребляемой воды. Коэффициенты преобразования поглощенной дозы для толстого кишечника, красного костного мозга и щитовидной железы на единицу перорального поступления, как правило, имеют такой же порядок величины, что и в случае ингаляционного поступления. Поэтому значения начальной активности ${}^E A_{T,III}$ для ингаляционного поступления, рассчитанные в соответствии с "ингаляционным" сценарием (сценарием III) и исходя из допущения об ингаляционном поступлении 10^{-4} всего количества диспергированного материала, окажутся меньшими, чем значения, рассчитанные на основе допущения о пероральной фракции поступления, равной 10^{-5} , как определено в обоих альтернативных вариантах для сценария IV. Поэтому был сделан вывод, что D-величина для начальной активности ${}^E A_{T,III}$, базирующаяся на ингаляционном сценарии, является разумным пределом, ниже которого пероральное поступление не может рассматриваться в качестве существенной угрозы. Как следствие этого, связанное с пероральным поступлением облучение толстого кишечника, красного костного мозга и щитовидной железе отдельно не рассматривалось.

Загрязнение кожи. Начальная активность ${}^E A_{6E,V}$ (Бк), которая, согласно экспертному подходу, может вызывать серьезные детерминированные эффекты в ткани 6E (базальная мембрана кожи) в соответствии со сценарием V, является решением уравнения (22) для дозы, равной RD_{6E}^{L+H} , и задается формулой:

$${}^E A_{6E,V} = \frac{S_V}{F_V \times R_V \times T_V \times DF_{6E,V}^L} RD_{6E}^{L+H}, \quad (34)$$

где:

RD_{6E}^{L+H} – контрольный уровень поглощенной дозы в базальной мембране кожи для возникновения серьезных детерминированных эффектов (Гр), приведенный в таблице 5;

$DF_{6E,V}^L$ – коэффициент преобразования поглощенной дозы для контактного облучения базальной мембраны кожи, (Гр/(Бк×с/кв.см)), приведенный в таблице 16;

S_V – площадь первичной загрязненной поверхности для сценария V, (кв.см), приведенная в таблице 11;

F_V – доля диспергированного материала для сценария V, приведенная в таблице 11;

R_V – отношение загрязнения кожи к загрязнению поверхности для сценария V, приведенное в таблице 11; и

T_V – продолжительность облучения для сценария V, (с), указанная в таблице 11.

Погружение. Поскольку ${}^{85}\text{Kr}$ является благородным газом, его выброс представляет опасность внешнего облучения. Начальная активность благородного газа ${}^E A_{7,VI}$ (Бк), которая, согласно экспертному подходу, может вызывать серьезные детерминированные эффекты в ткани 7 (туловище) в соответствии со сценарием VI (иммерсионным), является решением уравнения (24) для дозы, равной RD_7^{L+H} , и задается формулой:

$${}^E A_{7,VI} = \frac{V_{VI}}{T_{VI} \times DF_{2,VI}^L} RD_7^{L+H}, \quad (35)$$

где:

RD_7^{L+H} – контрольный уровень поглощенной дозы для возникновения серьезных детерминированных эффектов в туловище вследствие внешнего облучения (Гр), приведенный в таблице 5;

$DF_{2,VI}^L$ – коэффициент преобразования мощности поглощенной дозы при внешнем облучении красного костного мозга¹³ вследствие погружения в радиоактивный благородный газ, (Гр/(Бк×с/куб.м)). Для ^{85}Kr он был принят численно равным коэффициенту преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы $AF_{2,VI}$ для ^{85}Kr . Значения приведены в таблице 20;

V_{VI} – объем помещения для сценария VI (куб.м), указанный в таблице 11;

T_{VI} – продолжительность облучения для сценария VI, (с), указанная в таблице 11; и

F_{VI} – доля материала, содержащегося в выбросе в помещение, приведенная в таблице 11.

Установление $^E D_2$ -величины. $^E D_2$ -величина для радиоактивного благородного газа, ^{85}Kr , и для других радионуклидов рассчитывалась по-разному.

Для материалов, не являющихся благородными газами, $^E D_2$ -величина, (Бк), задается формулой:

$$^E D_2 = \min\{^E A_{\text{ШЕ}}, ^E A_V, A_C\}, \quad (36)$$

где:

A_C – активность, соответствующая пределу подкритической массы, (Бк), приведенная в таблице 28;

$^E A_{\text{ШЕ}}$ и $^E A_V$ – начальные активности, (Бк), определяемые уравнениями (37) и (38):

$$^E A_{\text{ШЕ}} = \begin{cases} \min\{^E A_{2,\text{ШЕ}}, ^E A_{3E,\text{ШЕ}}, ^E A_{5,\text{ШЕ}}\} & \text{если } M \leq M_{\text{III}} \\ \text{Неограниченна} & \text{если } M > M_{\text{III}} \end{cases}, \quad (37)$$

где:

$^E A_{2,\text{ШЕ}}$, $^E A_{3E,\text{ШЕ}}$ и $^E A_{5,\text{ШЕ}}$ – начальные активности, задаваемые уравнениями (31), (32), и (33), (Бк);

M – масса¹⁰ материала с активностью, равной $\min\{^E A_{2,\text{ШЕ}}, ^E A_{3E,\text{ШЕ}}, ^E A_{5,\text{ШЕ}}\}$,

(г); и

M_{III} – предел массы (г) для сценария III, приведенный в таблице 11,

и

$$^E A_V = \begin{cases} ^E A_{6E,V} & \text{если } M \leq M_V \\ \text{Неограниченна} & \text{если } M > M_V \end{cases}, \quad (38)$$

¹³ Для простоты предполагается, что для аппроксимации дозы во всех органах туловища может использоваться доза в костном мозге.

где:

${}^E A_{6E,V}$ – начальная активность, задаваемая уравнением (34), (Бк);

M – масса¹⁰ материала с активностью ${}^E A_{6E,V}$, (г); и

M_V – предел массы (г) для сценария V , приведенный в таблице 11.

Для ${}^{85}\text{Kr}$ ${}^E D_2$ равна значению начальной активности ${}^E A_{2,V1}$, определяемому уравнением (35):

$${}^E D_2 \equiv {}^E A_{2,V1} \quad (39)$$

${}^E D_2$ -величина для заданного материала, не являющегося благородным газом, неограниченна, если неограниченны значения $A_{\text{ШЕ}}^E$ и ${}^E A_V$ и A_C . Она также неограниченна для радиоактивного благородного газа, если неограниченны значения ${}^E A_{2,V1}$. ${}^E D_2$ -величины, полученные посредством экспертного подхода, перечислены в таблице 1 и таблице 24.

III.2. ПОДХОД НА ОСНОВЕ ОЦЕНКИ РИСКА

III.24. Расчет ${}^R D_1$ -величины

Схема, использованная при расчете ${}^R D_1$ -величины, показана на рис. 4. Она включает два сценария облучения, создаваемого недиспергированным радиоактивным источником:

- сценарий "в кармане" (сценарий I), связанный с локальным облучением от близлежащего источника; и
- сценарий "в помещении" (сценарий II), связанный с облучением всего тела от удаленного источника.

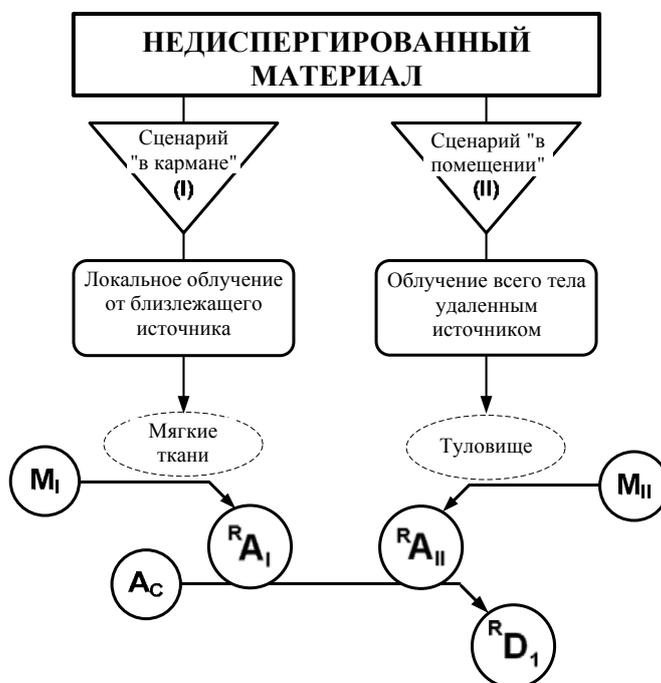


РИС. 4. Схема для определения ${}^R D_1$ -величины.

Сценарий "в кармане". Начальная активность ${}^R A_{1,I}$ (Бк), которая, согласно подходу на основе оценки риска, может вызывать серьезные детерминированные эффекты в ткани 1 (мягкие ткани) в соответствии со сценарием I, (сценарий "в кармане"), является решением уравнения (15) для дозы, равной TD_1 , и задается формулой:

$${}^R A_{1,I} = \frac{1}{T_I \times AF_{1,I}} TD_1, \quad (40)$$

где:

TD_1 – пороговый уровень ОБЭ-взвешенной дозы для возникновения серьезных детерминированных эффектов в мягких тканях, (Гр-экв.), приведенный в таблице 8;

$AF_{1,I}$ – коэффициент преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы в мягких тканях согласно сценарию "в кармане", ((Гр-экв.)/(Бк×с)), приведенный в таблице 14 и таблице 15; и

T_I – продолжительность облучения для сценария I, (с), указанная в таблице 11.

Сценарий "в помещении". В этом сценарии предполагалось, что облучение туловища поступает от источника, находящегося на расстоянии приблизительно 1 метра от поверхности тела. Для простоты предполагалось, на основе данных [15, 21], что для аппроксимации дозы во всех органах туловища может использоваться доза в красном костном мозге. Начальная активность ${}^R A_{7,II}$ (Бк), которая, согласно подходу на основе оценки риска, может вызывать серьезные детерминированные эффекты в ткани 7 (туловище) в соответствии со сценарием II (сценарий "в помещении"), является решением уравнения (17) для дозы, равной TD_7 , и задается формулой:

$${}^R A_{7,II} = \frac{1}{T_{II} \times AF_{2,II}} TD_7, \quad (41)$$

где:

TD_7 – пороговый уровень ОБЭ-взвешенной дозы для возникновения серьезных детерминированных эффектов в туловище (Гр-экв.), приведенный в таблице 8;

$AF_{2,II}$ – коэффициент преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы внешнего облучения красного костного мозга¹⁴ на расстоянии 1 м от источника, ((Гр-экв.)/(Бк×с)), приведенный в таблице 14 и таблице 15;

T_{II} – продолжительность облучения для сценария II, (с), указанная в таблице 11.

Установление ${}^R D_1$ -величины.

${}^R D_1$ -величина – это минимальное из трех значений активности ${}^R A_I$, ${}^R A_{II}$, and A_C , и она задается формулой:

$${}^R D_1 = \min\{{}^R A_I, {}^R A_{II}, A_C\}, \quad (42)$$

где:

A_C – активность, соответствующая пределу подкритической массы, (Бк), приведенная в таблице 28;

${}^R A_I, {}^R A_{II}$ – минимальные начальные активности после учета массы, (Бк), определяемые уравнениями (43) и (44):

$${}^R A_I = \begin{cases} {}^R A_{1,I} & \text{если } M \leq M_I \\ \text{Неограниченна} & \text{если } M > M_I \end{cases}, \quad (43)$$

где:

${}^R A_{1,I}$ – начальная активность, задаваемая уравнением (40), (Бк);

M – масса⁹ материала с активностью ${}^R A_{1,I}$, (г); и

M_I – предел массы (г) для сценария I, приведенный в таблице 11;

$${}^R A_{II} = \begin{cases} {}^R A_{7,II} & \text{если } M \leq M_{II} \\ \text{Неограниченна} & \text{если } M > M_{II} \end{cases}, \quad (44)$$

где:

${}^R A_{7,II}$ – начальная активность, задаваемая уравнением (41), (Бк);

M – масса материала с активностью ${}^R A_{7,II}$, (г); и

M_{II} – предел массы (г) для сценария II, приведенный в таблице 11.

${}^R D_1$ -величина для заданного радионуклида неограниченна, если неограниченны значения ${}^R A_I$ и ${}^R A_{II}$ и A_C . ${}^R D_1$ -величины перечислены в таблице 1 и таблице 24 (для тех радионуклидов, в отношении которых также использовался экспертный подход).

III.24. Расчет ${}^R D_2$ -величины

Схема, использованная при расчете ${}^R D_2$ -величины, показана на рис. 5. Она включает четыре сценария облучения, создаваемого диспергированным радиоактивным материалом:

- a) ингаляционный (сценарий IIIР);
- b) пероральный (сценарий IV);
- c) загрязнение кожи (сценарий V); и
- d) погружение в радиоактивный благородный газ (сценарий VI).

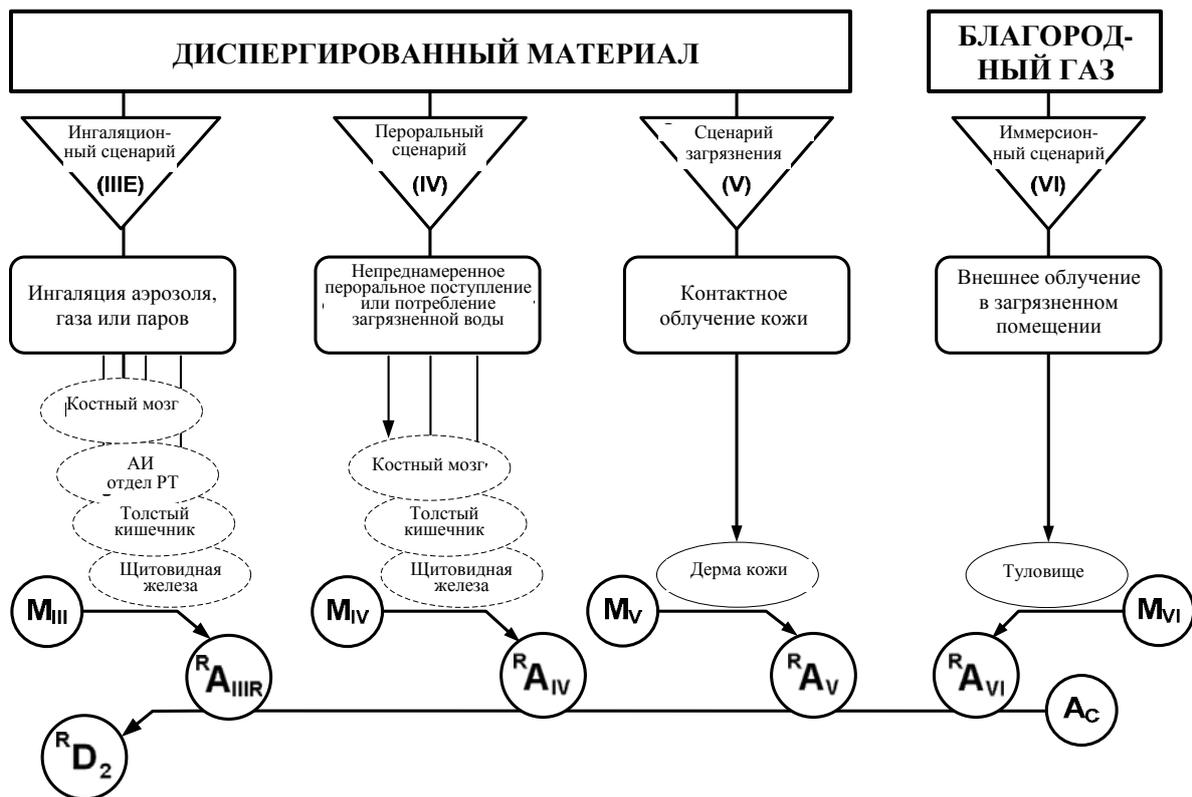


РИС. 5. Схема для определения $R D_2$ -величины.

Ингаляционный сценарий. Учитывалось облучение красного костного мозга (ткань 2), альвеолярно-интерстициального отдела (АИ) респираторного тракта (ткань 3R), толстого кишечника (ткань 4) и щитовидной железы (ткань 5) в связи с ингаляционным поступлением. Начальная активность $R A_{T,III}$ (Бк), которая, согласно подходу на основе оценки риска, может вызывать серьезные детерминированные эффекты в ткани T^{15} в соответствии со сценарием IIIР (ингаляционный сценарий), является решением уравнения (20) для дозы, равной $TD_T(\Delta)$, и задается формулой:

$$R A_{T,III} = \frac{1}{F_{III} \times AF_{T,III}(\Delta)} TD_T(\Delta), \quad (45)$$

где:

$TD_T(\Delta)$ – пороговый уровень ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозы в ткани T^{14} при внутреннем облучении для возникновения серьезных детерминированных эффектов в мягких тканях (Гр-экв.), приведенный в таблице 9;

$AF_{T,III}(\Delta)$ – коэффициент преобразования ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозы внутреннего облучения ткани T вследствие ингаляционного поступления, ((Гр-экв.)/Бк), приведенный в таблице 18; и

F_{III} – респираторная фракция поступления для сценария III, приведенная в таблице 11.

¹⁴ Учитывалось облучение костного мозга (ткань 2), АИ отдела респираторного тракта (ткань 3R), толстого кишечника (ткань 4) и щитовидной железы (ткань 5).

Пероральный сценарий. Учитывалось облучение красного костного мозга (ткань 2), толстого кишечника (ткань 4) и щитовидной железы (ткань 5) при пероральном поступлении. Начальная активность ${}^R A_{T,IV}$ (Бк), которая, согласно подходу на основе оценки риска, может вызывать серьезные детерминированные эффекты в ткани T^{16} в соответствии со сценарием IV (пероральный сценарий), является решением уравнения (21) для дозы, равной $TD_T(\Delta)$, и задается формулой:

$${}^R A_{T,IV} = \frac{1}{F_{IV} \times AF_{T,IV}(\Delta)} TD_T(\Delta), \quad (46)$$

где:

$TD_T(\Delta)$ – пороговый уровень ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозы внутреннего облучения ткани T^{15} , (Гр-экв.), приведенный в таблице 9;

$AF_{T,IV}(\Delta)$ – коэффициент преобразования ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозы внутреннего облучения ткани T вследствие перорального поступления, ((Гр-экв.)/Бк), приведенный в таблице 19; и

F_{IV} – пероральная фракция поступления для сценария IV, указанная в таблице 11.

Загрязнение кожи. Начальная активность ${}^R A_{6R,V}$ (Бк), которая, согласно подходу на основе оценки риска, может вызывать серьезные детерминированные эффекты в ткани 6R (дерма кожи) в соответствии со сценарием V (сценарий "загрязнение кожи"), является решением уравнения (23) для дозы, равной TD_{6R} , и задается формулой:

$${}^R A_{6R,V} = \frac{S_V}{F_V \times R_V \times T_V \times AF_{6R,V}} TD_{6R}, \quad (47)$$

где:

TD_{6R} – пороговый уровень ОБЭ-взвешенной дозы в дерме кожи для возникновения серьезных детерминированных эффектов, (Гр-экв.), приведенный в таблице 8;

$AF_{6R,V}$ – коэффициент преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы для контактного облучения дермы кожи вследствие поверхностного загрязнения, ((Гр-экв.)/(с×Бк/кв.см)), приведенный в таблице 19;

F_V – доля диспергированного радиоактивного материала в сценарии V, приведенная в таблице 11;

S_V – площадь первичной загрязненной поверхности в сценарии V, (кв.см), приведенная в таблице 11;

R_V – отношение загрязнения кожи к загрязнению поверхности в сценарии V, приведенное в таблице 11; и

T_V – продолжительность облучения в сценарии V, (с), указанная в таблице 11.

¹⁵ Учитывается облучение костного мозга (ткань 2), толстого кишечника (ткань 4) и щитовидной железы (ткань 5).

Иммерсионный сценарий. Активность радиоактивного благородного газа ${}^R A_{7,VI}$ (Бк), которая, согласно подходу на основе оценки риска, может вызывать серьезные детерминированные эффекты в ткани 7 (туловище) в соответствии со сценарием VI (иммерсионным), является решением уравнения (25) для дозы, равной TD_7 , и задается формулой:

$${}^R A_{7,VI} = \frac{V_{VI}}{T_{VI} \times AF_{2,VI}} TD_7, \quad (48)$$

где:

TD_7 – пороговый уровень ОБЭ-взвешенной дозы в туловище для возникновения серьезных детерминированных эффектов, (Гр-экв.), приведенный в таблице 8;

$AF_{2,VI}$ – коэффициент преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы внешнего облучения красного костного мозга¹⁶ вследствие погружения в радиоактивный газ, ((Гр-экв.)/(Бк×с/куб.м)), приведенный в таблице 20;

V_{VI} – объем помещения в сценарии VI (куб.м), указанный в таблице 11.

T_{VI} – продолжительность облучения в сценарии VI, (с), указанная в таблице 11; и

F_{VI} – доля материала, содержащаяся в выбросе в помещение, приведенная в таблице 11;

Установление ${}^R D_2$ -величины. ${}^R D_2$ -величины для радиоактивных благородных газов рассчитывались не так, как для других радионуклидов.

Для материалов, отличных от благородных газов, ${}^R D_2$ -величина, (Бк), является минимальным из значений начальной активности ${}^R A_{III}$, ${}^R A_{IV}$, ${}^R A_V$, and A_C и задается формулой:

$${}^R D_2 = \min\{{}^R A_{III}, {}^R A_{IV}, {}^R A_V, A_C\}, \quad (49)$$

где:

A_C – активность, соответствующая пределу подкритической массы, (Бк), приведенная в таблице 28; и

${}^R A_{III}$, ${}^R A_{IV}$, and ${}^R A_V$ – минимальные начальные активности после учета массы, (Бк), определяемые уравнениями (50), (51) и (52):

$${}^R A_{III} = \begin{cases} \min\{{}^R A_{2,III}, {}^R A_{3R,III}, {}^R A_{4,III}, {}^R A_{5,III}\} & \text{если } M \leq M_{III} \\ \text{Неограниченна} & \text{если } M > M_{III} \end{cases}, \quad (50)$$

где:

${}^R A_{T,III}$ – начальные активности, задаваемые уравнением (45), (Бк);

¹⁶ Для простоты предполагается, что для аппроксимации дозы во всех органах туловища может использоваться доза в костном мозге.

M – масса¹⁰ (г) радиоактивного материала с активностью, равной $\min\{^R A_{2,III}, ^R A_{3R,III}, ^R A_{4,III}, ^R A_{5,III}\}$; и

M_{III} – предел массы (г) для сценария III, приведенный в таблице 11.

$$^R A_{IV} = \begin{cases} \min\{^R A_{2,IV}, ^R A_{4,IV}, ^R A_{5,IV}\} & \text{если } M \leq M_{IV} \\ \text{Неограниченна} & \text{если } M > M_{IV} \end{cases}, \quad (51)$$

где:

$^R A_{T,IV}$ – начальные активности, задаваемые уравнением (46), (Бк);

M – масса¹⁰ (г) радиоактивного материала с активностью, равной $\min\{^R A_{2,IV}, ^R A_{4,IV}, ^R A_{5,IV}\}$; и

M_{IV} – предел массы (г) для сценария IV;

$$^R A_V = \begin{cases} ^R A_{6R,V} & \text{если } M \leq M_V \\ \text{Неограниченна} & \text{если } M > M_V \end{cases}, \quad (52)$$

где:

$^R A_{6R,V}$ – начальная активность, задаваемая уравнением (47), (Бк);

M – масса¹⁰ (г) радиоактивного материала с активностью, равной $^R A_{6R,V}$; и

M_V – предел массы (г) для сценария V, приведенный в таблице 8.

Для благородных газов $^R D_2$ -величина, (Бк), является наименьшим из значений активности A_C и $^R A_{VI}$ и задается формулой:

$$^R D_2 = \min\{^R A_{VI}, A_C\}, \quad (53)$$

где:

A_C – активность, соответствующая пределу подкритической массы, (Бк), приведенная в таблице 28;

$^R A_{VI}$ – начальная активность, задаваемая уравнением (54), (Бк);

$$^R A_{VI} = \begin{cases} ^R A_{7,VI} & \text{если } M \leq M_{VI} \\ \text{Неограниченна,} & \text{если } M > M_{VI} \end{cases}, \quad (54)$$

где:

$^R A_{7,VI}$ – начальная активность, задаваемая уравнением (48), (Бк);

M – масса¹⁰ (г) радиоактивного материала с активностью $^R A_{7,VI}$; и

M_{VI} – предел массы для сценария VI, приведенный в таблице 11.

$^R D_2$ -величина для заданного радиоактивного материала, не являющегося благородным газом, неограниченна, если неограниченны значения $^R A_{III}$, $^R A_{IV}$, $^R A_V$ и A_C . Она неограниченна для радиоактивного благородного газа, если неограниченны значения $^R A_{VI}$ и A_C для этого радионуклида. $^R D_2$ -величины перечислены в таблице 1 и таблице 24 (для тех радионуклидов, в отношении которых также использовался экспертный подход).

ДОПОЛНЕНИЕ IV КОЭФФИЦИЕНТЫ ПРЕОБРАЗОВАНИЯ МОЩНОСТИ ДОЗЫ ВНЕШНЕГО ОБЛУЧЕНИЯ

В настоящем дополнении подробно изложен расчет коэффициентов преобразования мощности дозы для определения характеристик источников внешнего облучения в соответствии со сценариями I и II. В экспертном подходе и подходе на основе оценки риска при расчете D_1 -величин использовались два типа коэффициентов преобразования:

- a) коэффициенты преобразования мощности дозы, характеризующие источники, испускающие излучение только с низкой ЛПЭ; и,
- b) коэффициенты преобразования мощности дозы, характеризующие источники, испускающие излучение, содержащее комбинацию компонент с высокой ЛПЭ и низкой ЛПЭ.

Коэффициенты преобразования мощности дозы источников излучения с низкой ЛПЭ, использованные в экспертном подходе и подходе на основе оценки риска, перечислены в таблице 15, а коэффициенты преобразования мощности дозы, использованные для случая высокой ЛПЭ, перечислены в таблице 14 и таблице 13. Эти коэффициенты зависят от сценария облучения, а также от энергии и интенсивности излучения, испускаемого источником. Последние зависят от параметров излучения радионуклида, заключенного в капсулу в источнике, а также от взаимодействия этого первичного излучения с материалом источника. Энергии и интенсивности излучения радионуклидов были взяты из публикации 38 МКРЗ [38]. Учитывалось влияние образования дочерних продуктов на дозиметрические характеристики источника, как описано в дополнении VIII.

Предполагалось, что источник состоит из однородно распределенного радиоактивного материала, заключенного в капсулу из нержавеющей стали. Так как источник заключен в капсулу, испускаемые им альфа-частицы и электроны (бета-частицы и конверсионные электроны) не выходят за пределы источника. Однако при замедлении в материале источника и в нержавеющей стали бета-частиц и конверсионных электронов генерируется тормозное излучение. Для бета-излучателей учитывалось тормозное излучение, генерируемое в материале источника. Учитывалось также самопоглощение в источнике. Значения коэффициентов преобразования дозы для бета-излучателей включали оцененное тормозное излучение, а также эмиссию гамма-излучения.

Предполагалось, что закрытый источник представляет собой правильный цилиндр диаметром 0,5 см и длиной 1,5 см. Геометрия внешнего облучения человеческого тела закрытым источником определялась сценарием облучения:

- a) в сценарии I (сценарий "в кармане") рассматривалось облучение цилиндра из примерно 63 г мягкой ткани высотой 0,2 см и радиусом 10 см, который облучает закрытый источник, расположенный на высоте 2 см над центром основания цилиндра и таким образом, что ось источника параллельна основанию этого цилиндра. Торцы цилиндра параллельны длине источника. Эта геометрия моделирует облучение хаотически движущимся источником, переносимым в кармане, как обсуждено в дополнении II.
- b) В сценарии II (сценарий "в помещении") рассматривалось облучение взрослого условного человека, создаваемое небольшим незранированным изотропным закрытым источником, расположенным на перпендикуляре к центру туловища человека на расстоянии 1 м. Материал между источником и туловищем - воздух плотностью $1,2 \times 10^{-3}$ г/куб.см.

IV.1 ИЗЛУЧЕНИЕ С НИЗКОЙ ЛПЭ

IV.1.1 Дозовые коэффициенты, использованные в экспертном подходе

Дозовые коэффициенты, характеризующие внешнее облучение от источников излучения с низкой ЛПЭ¹⁷, учитывают:

- а) фотоны, образующиеся в результате ядерного превращения радионуклида в источнике; и
- б) фотоны тормозного излучения, возникающие при взаимодействии бета-частиц с материалом источника.

Коэффициенты преобразования дозы для конкретных радионуклидов

- а) $DF_{1,I}^L$ – мощность поглощенной дозы в мягких тканях согласно сценарию "в кармане" (сценарий I) (Гр/(Бк×с)); и
- б) $DF_{2,II}^L$, представляющий мощность поглощенной дозы в красном костном мозге для источника излучения с низкой ЛПЭ, расположенного на расстоянии одного метра от тела (сценарий II),

задаются формулой:

$$DF_{T,S}^L = \sum_i^n Y_i^\gamma d_{T,S}^\gamma(E_{\gamma,i}) + \sum_j^m Y_j^e \int_{E_0}^{E_{e,j}} S(E_\gamma, E_{e,j}) d_{T,S}^\gamma(E_\gamma) dE_\gamma + \int_{E_0}^{E_e^0} S_\beta(E_\gamma, E_e^0) d_{T,S}^\gamma(E_\gamma) dE_\gamma, \quad (55)$$

где:

$DF_{T,S}^L$ – коэффициент преобразования поглощенной дозы в органе или ткани T при облучении источником излучения с низкой ЛПЭ, как описано в сценарии S, (Гр/(Бк×с));

$d_{T,S}^\gamma(E_\gamma)$ – коэффициент преобразования удельной поглощенной дозы, равный поглощенной дозе в органе или ткани T на один фотон, испущенный из моноэнергического источника с энергией E_γ , как описано в сценарии S, (Гр/(Бк×с)).

Три члена уравнения (55) представляют, соответственно:

- а) вклад моноэнергических фотонов энергии $E_{\gamma,i}$ и интенсивности Y_i^γ на одно ядерное превращение;
- б) вклад непрерывного спектра тормозного излучения $S(E_\gamma, E_{e,j})$, генерируемого при замедлении конверсионного электрона с выходом Y_j^e и кинетической энергией $E_{e,j}$; и

¹⁷ Материал подготовлен К.Ф.Эккерманом (K.F. Eckerman) из Окриджской национальной лаборатории, Ок-Ридж, шт. Теннесси, США.

- с) вклад непрерывного спектра тормозного излучения $S_{\beta}(E_{\gamma}, E_e^0)$, генерируемого электронами из спектра бета-излучения с максимальной энергией E_e^0 .

Нижний предел интегрирования во втором и третьем членах уравнения, E_0 , равен 10 кэВ.

Рассмотрение генерации тормозного излучения при выводе D-величин основывалось на работе Диллмана и Эккермана (Dillman и Eckerman) [39], обсужденной в добавлении С к Federal Guidance Report (Федеральному руководящему докладу) № 12 [40]. $S(E_{\gamma}, E_e) dE_{\gamma}$ определено как относительное число фотонов тормозного излучения с энергией от E_{γ} до $E_{\gamma} + dE_{\gamma}$, генерируемых моноэнергетическим электроном с начальной кинетической энергией E_e . Отнормированный спектр тормозного излучения $S'(E_{\gamma}, E_e)$ определяется как:

$$S'(E_{\gamma}, E_e) = 100 \frac{E_{\gamma}}{E_e} S(E_{\gamma}, E_e) \text{ для } 0 \leq E_{\gamma} \leq E_e, \quad (56)$$

и выражается в (%). Он приведен в табличной форме в [39] для материалов с различной тормозной способностью. Выход тормозного излучения, т.е. процентная доля энергии электронов, преобразуемая в тормозное излучение, Y_{BS} , задается формулой:

$$Y_{BS}(E_e) = \int_0^{E_e} S'(E_{\gamma}, E_e) dE_{\gamma}. \quad (57)$$

Отнормированный спектр тормозного излучения $S'(E_{\gamma}, E_e)$ и выход тормозного излучения для нержавеющей стали ($Z \approx 26$) приведены в таблице 12.

Если рассматривать бета-спектр с максимальной энергией E_e^0 , а $n_{\beta}(E_e, E_e^0) dE_e$ - это число бета-частиц с энергией от E_e до $E_e + dE_e$, то результирующий спектр тормозного излучения задается формулой:

$$S_{\beta}(E_{\gamma}, E_e^0) = \frac{1}{100 E_{\gamma}} \int_{E_{\gamma}}^{E_e^0} n_{\beta}(E_e, E_e^0) S'(E_{\gamma}, E_e) E_e dE_e \quad (58)$$

ТАБЛИЦА 12. ОТНОРМИРОВАННЫЕ СПЕКТРЫ ТОРМОЗНОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ОТ ЭЛЕКТРОНОВ В НЕРЖАВЕЮЩЕЙ СТАЛИ

E_e (МэВ)	E_γ/E_e						
	0	0.05	0.10	0.20	0.30	0.40	0.50
0.001	17.7	14.5	12.4	9.93	8.30	6.97	5.76
0.0025	11.0	9.67	8.78	7.69	6.71	5.75	4.79
0.005	9.28	8.77	8.29	7.38	6.44	5.49	4.55
0.01	9.05	8.72	8.31	7.32	6.28	5.26	4.29
0.025	9.28	8.87	8.32	7.04	5.86	4.78	3.82
0.05	9.75	8.84	7.97	6.44	5.18	4.13	3.23
0.075	9.66	8.63	7.67	6.01	4.73	3.71	2.86
0.1	9.66	8.46	7.39	5.67	4.40	3.40	2.59
0.2	9.49	7.88	6.62	4.81	3.58	2.65	1.94
0.3	9.30	7.45	6.11	4.30	3.11	2.25	1.61
0.4	9.11	7.13	5.74	3.95	2.80	1.99	1.40
0.5	8.87	6.87	5.47	3.70	2.59	1.82	1.27
0.6	8.72	6.66	5.25	3.52	2.44	1.70	1.17
0.8	8.47	6.35	4.95	3.26	2.24	1.54	1.06
1	8.26	6.13	4.75	3.10	2.12	1.46	0.992
1.2	8.09	5.96	4.60	3.00	2.04	1.40	0.955
1.4	7.92	5.82	4.49	2.92	1.98	1.37	0.933
1.6	7.77	5.71	4.40	2.86	1.95	1.35	0.920
1.8	7.64	5.62	4.33	2.81	1.93	1.33	0.913
2	7.56	5.55	4.27	2.78	1.91	1.33	0.910
2.5	7.34	5.39	4.15	2.73	1.88	1.32	0.908
3	7.13	5.24	4.06	2.69	1.87	1.31	0.911
4	6.72	5.02	3.93	2.63	1.85	1.31	0.920
5	6.38	4.84	3.82	2.59	1.84	1.31	0.928
6	6.10	4.69	3.74	2.56	1.82	1.31	0.934
8	5.66	4.44	3.58	2.49	1.79	1.31	0.938
10	5.35	4.24	3.44	2.41	1.76	1.29	0.934

E_e (МэВ)	0.60	0.70	E_γ/E_e			Выход (%)
			0.80	0.90	0.95	
0.001	4.57	3.41	2.27	1.13	0.567	0.0063
0.0025	3.84	2.88	1.93	0.968	0.484	0.0122
0.005	3.61	2.69	1.78	0.883	0.439	0.0229
0.01	3.36	2.47	1.61	0.793	0.393	0.0443
0.025	2.93	2.11	1.35	0.652	0.319	0.104
0.05	2.43	1.73	1.09	0.520	0.254	0.188
0.075	2.13	1.49	0.933	0.439	0.213	0.260
0.1	1.90	1.32	0.815	0.380	0.184	0.325
0.2	1.37	0.921	0.550	0.248	0.118	0.543
0.3	1.11	0.724	0.422	0.185	0.087	0.724
0.4	0.952	0.611	0.349	0.150	0.069	0.885
0.5	0.851	0.538	0.303	0.128	0.059	1.03
0.6	0.782	0.490	0.274	0.114	0.052	1.18
0.8	0.698	0.433	0.239	0.097	0.044	1.47
1	0.653	0.404	0.221	0.089	0.039	1.75
1.2	0.628	0.388	0.211	0.084	0.037	2.03
1.4	0.615	0.379	0.206	0.081	0.035	2.31
1.6	0.608	0.375	0.203	0.079	0.034	2.59
1.8	0.604	0.373	0.201	0.078	0.033	2.88
2	0.603	0.373	0.201	0.077	0.032	3.17
2.5	0.605	0.375	0.201	0.076	0.031	3.88
3	0.609	0.379	0.202	0.075	0.030	4.59
4	0.620	0.387	0.207	0.076	0.030	5.98
5	0.630	0.395	0.212	0.077	0.031	7.35
6	0.638	0.402	0.216	0.078	0.031	8.68
8	0.647	0.411	0.220	0.080	0.031	11.3
10	0.648	0.414	0.223	0.081	0.032	13.7

При расчете дозовых коэффициентов для сценария I коэффициент преобразования удельной поглощенной дозы $d_{1,1}^\gamma(E_\gamma)$ от фотонов, испускаемых в пределах источника, определяли среднюю дозу в цилиндре радиусом 10 см и длиной 0,2 см. Это было сделано с целью аппроксимации дозы от подвижных источников, переносимых в кармане. Эти расчеты были выполнены с помощью вычислительной программы MCNP на основе допущения о мягких тканях в виде пластины состава, определенного в Публикации 44 МКРЕ [41]. Зависимость коэффициента удельной поглощенной дозы на глубине от энергии испускаемых фотонов показана на рис. 6 (сплошная кривая). В тех случаях, когда результаты применения метода Монте Карло при энергиях ниже 30 кэВ, согласно оценкам, были ненадежны, некоторые данные для этих энергий основывались на экстраполяции значений при более высоких энергиях.

С целью расчета дозовых коэффициентов для сценария II производилось вычисление коэффициентов преобразования удельной поглощенной дозы $d_{2,II}^{\gamma}(E_{\gamma})$ от фотонов, испускаемых в пределах источника, при облучении взрослого условного человека, создаваемом небольшим неэкранированным изотропным закрытым источником, расположенным на перпендикуляре к центру его туловища на расстоянии 1 м. Материал между источником и туловищем - воздух плотностью $1,2 \times 10^{-3}$ г/куб.см. Расчеты выполнялись с помощью вычислительной программы ALGAMP Окриджской национальной лаборатории (ORNL) [40] для точечного источника. Распределение энергии и интенсивности фотонов для точечного источника было основано на расчетах эмиссии неэкранированного источника с помощью программы MCNP. Зависимость коэффициента преобразования удельной поглощенной дозы в красном костном мозге от энергии испускаемых фотонов показана на рис. 6 (пунктирная кривая). В тех случаях, когда расчеты с помощью метода Монте Карло при энергиях ниже 30 кэВ, согласно оценкам, были ненадежны, некоторые данные для фотонов с этими энергиями основывались на экстраполяции значений при более высоких энергиях.

Средняя длина свободного пробега¹⁸ в воздухе составляет около 50 м для фотонов с энергией 10 кэВ и 400 м для фотонов с энергией 1 МэВ [42]. Поэтому многократное рассеяние фотонов в воздухе на пути от источника к поверхности человеческого тела (скайшайн излучения) незначительно и не учитывалось. Как показано в Публикации 74 МКРЗ [43], средняя поглощенная доза излучения с низкой ЛПЭ в красном костном мозге значительно не отличается от аналогичной дозы ни в одном из органов, расположенных в туловище. Поэтому при расчете дозы в "туловище" используются коэффициенты преобразования мощности дозы для костного мозга.

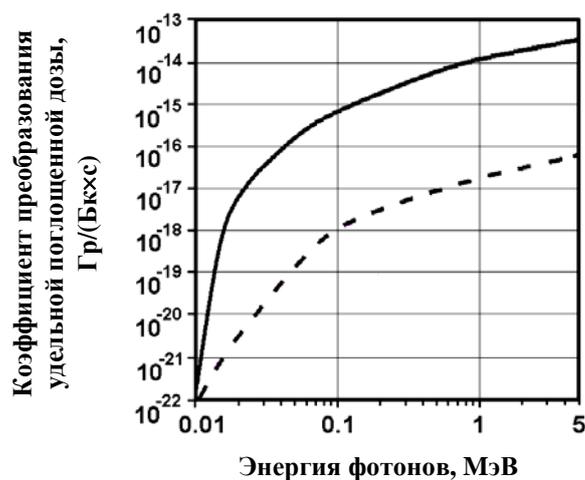


РИС. 6. Коэффициенты преобразования удельной поглощенной дозы от фотонов, испускаемых из объема закрытого источника. Сплошная кривая относится к дозе в мягких тканях для сценария I. Пунктирная кривая относится к дозе в красном костном мозге для сценария II.

IV.1.2. Дозовые коэффициенты, использованные в подходе на основе оценки риска

В рамках подхода на основе оценки риска были проведены независимые расчеты с целью подтверждения правильности выбора коэффициентов преобразования мощности дозы при облучении от близлежащего источника (сценарий I). Эти независимые расчеты проводились для близлежащего источника, испускающего фотоны с энергией более 50 кэВ. В этом случае

¹⁸ Средняя длина свободного пробега - это среднее расстояние, преодолеваемое частицей или фотоном между взаимодействиями указанного типа (или указанных типов) в заданной среде.

коэффициенты преобразования мощности дозы рассчитывались как произведение керма-постоянной фотонов с заданной энергией и геометрического фактора [44]. Керма-постоянная рассчитывалась с помощью вычислительной программы "RadSum 32 Code: A Win 32 version" [45]. Значение геометрического фактора было получено на основе данных о геометрии облучения, использованных в экспертном подходе, как описано выше.

Расчеты показали, что для фотонов с энергией более 50 кэВ коэффициенты преобразования мощности дозы, рассчитанные для следующих ниже условий, равны с погрешностью приблизительно 2%:

- а) мощность дозы усредняется по объему цилиндра радиусом 10 см и высотой 0,2 см; (Это является основой для расчета коэффициента преобразования мощности дозы, использованного в экспертном подходе);
- б) мощность дозы усредняется по объему цилиндра А (показанного на рис. 7), имеющего радиус 10 см (площадью 314 кв.см) и высоту 0,5 см; и
- с) мощность дозы - это минимальная мощность дозы в цилиндре М (рис. 7), площадью 100 кв.см (радиусом приблизительно 6 см) и высотой 0,5 см.

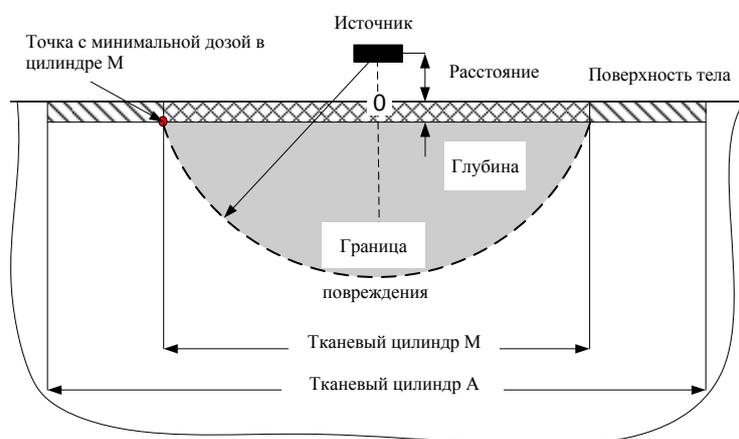


РИС. 7. Геометрические параметры при оценке дозового коэффициента для случая близлежащего источника.

В случаях б) и с) источник расположен на высоте 1,5 см над поверхностью тела, совпадающей с плоскостью верхнего основания цилиндра, а доза определяется на плоскости нижнего основания тканевого цилиндра, расположенной на глубине 0,5 см под поверхностью тела. Если доза облучения превышает порог для некроза, это приводит к локальному радиационному поражению мягких тканей. На рис. 7 граница локального поражения от близлежащего источника показана как полусфера, на которой доза равна дозовому порогу некроза мягких тканей (TD_1), указанному в таблице 8 и равному 25 Гр-экв. Облучение таким источником является неоднородным. На рис. 8 приведена оценка дозы на плоскости нижнего основания рассматриваемого тканевого цилиндра на различных расстояниях от его оси от источника с активностью, равной значению $A_{1,1}$, которые были рассчитаны согласно уравнению (46) для сценария облучения I. Максимальное значение дозы соответствует точке, расположенной непосредственно под источником. Доза снижается по мере удаления от точки проекции источника на плоскость. На рис. 9 показана зависимость дозы, усредненной по круговой области вокруг проекции источника на нижней плоскости основания цилиндра в рассматриваемой геометрии облучения. На рис. 10 показана зависимость площади круговой зоны на нижнем основании тканевого цилиндра, на границе которой доза превышает заданное минимальное значение в рассматриваемой геометрии облучения. На этом рисунке видно, что площадь зоны, в пределах которой доза превышает 25-Гр-экв., примерно равна 100 кв. см. Таким образом, согласно сценарию I, облучение мягкой ткани близлежащим источником с

активностью $A_{1,1}$, рассчитанной по уравнению (46), приводит как минимум к некрозу мягких тканей на площади до 100 кв. см и на глубине 0,5 см под поверхностью тела, что соответствует критериям развития серьезного детерминированного эффекта.

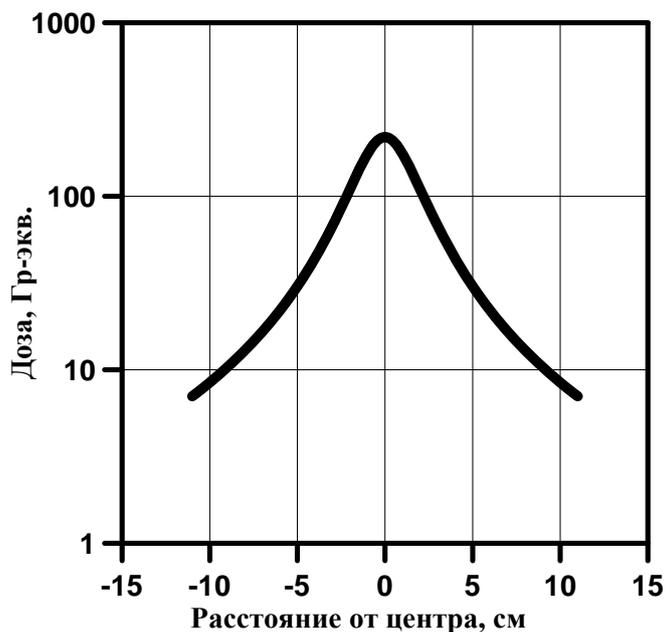


РИС. 8. Оценка дозы на плоскости нижнего основания тканевого цилиндра на различных расстояниях от его оси от источника с активностью $A_{1,1}$, находящегося на высоте 2 см над центром основания цилиндра (на высоте 1,5 см над поверхностью тела, совпадающей с плоскостью верхнего основания цилиндра)

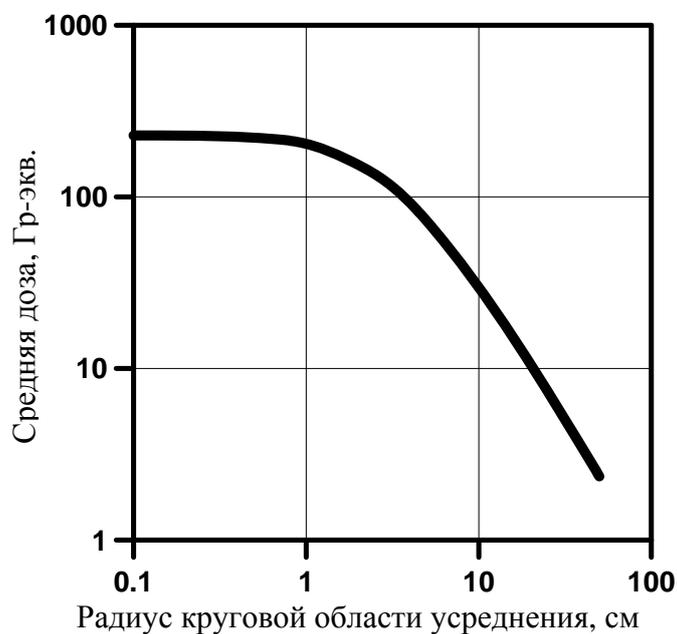


РИС. 9. Доза, усредненная по круговой области на нижней плоскости основания цилиндра, в геометрии облучения, описанной на рис.8.

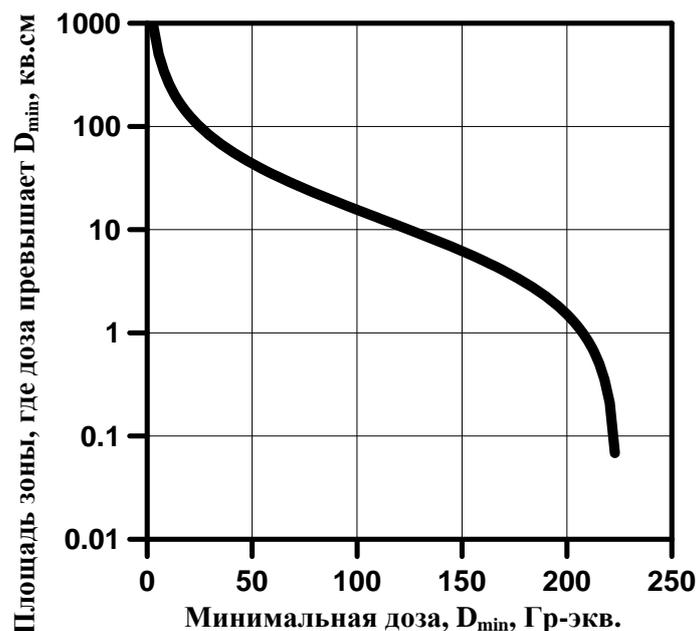


РИС. 10. Площадь круговой зоны на нижнем основании тканевого цилиндра, на которой доза превышает заданное минимальное значение в геометрии облучения, описанной на рис.8.

Коэффициенты преобразования дозы, $AF_{1,I}$, для облучения мягких тканей близлежащим источником (сценарий I) задаются формулой:

$$AF_{1,I} = RBE^L \times DF_{1,I}^L, \quad (59)$$

где:

$AF_{1,I}$ – коэффициент преобразования дозы для ОБЭ-взвешенной дозы в мягких тканях при облучении близлежащим источником, как описано в сценарии I, ((Гр-экв.)/(Бк×с));

RBE^L – ОБЭ для излучения с низкой ЛПЭ, равная единице ((Гр-экв.)/Гр); и

$DF_{1,I}^L$ – коэффициент преобразования дозы для поглощенной дозы в мягких тканях, облучаемых излучением с низкой ЛПЭ от близлежащего источника, как описано в сценарии I, (Гр/(Бк×с));

Коэффициенты преобразования дозы $AF_{2,II}$ для облучения красного костного мозга удаленным источником (сценарий II) задаются формулой:

$$AF_{2,II} = RBE^L \times DF_{2,II}^L, \quad (60)$$

где:

$AF_{2,II}$ – коэффициент преобразования дозы для ОБЭ-взвешенной дозы в костном мозге, облучаемом удаленным источником, как описано в сценарии II, ((Гр-экв.)/(Бк×с));

RBE^L – ОБЭ для излучения с низкой ЛПЭ, равная единице ((Гр-экв.)/Гр); и

$DF_{2,II}^L$ – коэффициент преобразования дозы для поглощенной дозы в костном мозге, облучаемом излучением с низкой ЛПЭ от удаленного источника, как описано в сценарии I, (Гр/(Бк×с)).

ОБЭ для излучения с низкой ЛПЭ равна единице, как указано в таблице 10. Поэтому коэффициент преобразования мощности дозы для ОБЭ-взвешенной дозы в случае источника, испускающего только излучение с низкой ЛПЭ, численно равен соответствующему коэффициенту преобразования мощности поглощенной дозы.

IV.2 ИЗЛУЧЕНИЕ С ВЫСОКОЙ ЛПЭ

При внешнем облучении единственным представляющим интерес излучением с высокой ЛПЭ являются нейтроны. Существует ряд важных источников нейтронов, которые необходимо было подвергнуть оценке как возможно опасные. Ядерные характеристики некоторых широко распространенных источников нейтронов перечислены в таблице 27. Наиболее важными источниками нейтронов являются источники, содержащие ^{252}Cf и твердые смеси $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ или $^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$. Источники нейтронов также испускают фотоны; поэтому мощность дозы от источника нейтронов должна учитывать это излучение с низкой ЛПЭ, возникающее при ядерном распаде или спонтанном делении, а также нейтронное излучение с высокой ЛПЭ.

IV.2.1 Дозовые коэффициенты, использованные в экспертном подходе

В случае источников нейтронов на основе ^{252}Cf коэффициенты преобразования мощности поглощенной дозы оценивались с использованием мощности эффективной дозы из [46]. При оценке коэффициента мощности поглощенной дозы для излучения с высокой ЛПЭ¹⁹, $DF_{2,II}^{H+L}$, в костном мозге на расстоянии 1 м от источника (сценарий II) мощность эффективной дозы от нейтронов делилась на 10. Предполагалось, что коэффициент мощности поглощенной дозы $DF_{1,I}^{H+L}$ для мягких тканей согласно сценарию "в кармане" (сценарий I) был в 1000 раз выше, чем значение $DF_{2,II}^{H+L}$.

В случае источников нейтронов на основе $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ и $^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$ коэффициенты преобразования мощности поглощенной дозы оценивались с использованием данных о мощности дозы из [47]. В таблице 3.1 этой ссылки приведена формула для мощности эквивалента дозы от точечного изотропного источника нейтронов с энергией 2 МэВ, равной средней энергии нейтронов, испускаемых неэкранированным источником на основе $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ или $^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$:

$$h_{\text{point}}^n(r) \approx 4.2 \times 10^{-10} \frac{Y_n}{4\pi r^2}, \quad (61)$$

где:

$h_{\text{point}}^n(r)$ – мощность эквивалента дозы на расстоянии 1 см от точечного изотропного источника нейтронов с энергией 2 МэВ, (Зв/(Бк×с));

r – расстояние от точечного источника, (см); и

Y_n – нейтронный выход источника, т.е., число нейтронов, испускаемых в 1 с источником единичной активности альфа-излучающего радионуклида, (нейтронов/(Бк×с)).

В таблице 7.5 [47] приведены данные о Y_n , составляющих приблизительно 6×10^5 нейтронов/(Бк×с) для источников нейтронов на основе $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ и $^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$ ²⁰. Для этого выхода нейтронов уравнение (61) дает мощность эквивалента дозы излучения с высокой ЛПЭ в

¹⁹ Вклад излучения с низкой ЛПЭ в эффективную дозу от ^{252}Cf не превышает 6% [46].

²⁰ Такое же значение приведено в таблице 27.

2 см от источника, равную приблизительно 4×10^{-16} Зв/(Бк×с). После суммирования с дозой от фотонов из таблицы 15, составляющей $8,7 \times 10^{-17}$ Гр/(Бк×с) для излучения с низкой ЛПЭ, испускаемого при альфа-распаде ^{241}Am , суммарный эквивалент дозы равен приблизительно 5×10^{-16} Зв/(Бк×с). Значение $DF_{1,I}^{H+L}$, коэффициента преобразования дозы для облучения от близлежащего источника, как определено в сценарии I, считалось равным этому значению. Также предполагалось, что коэффициент преобразования дозы для облучения от источника на расстоянии 1 метра, $DF_{2,II}^H$, составлял 1/1000 от $DF_{1,I}^{H+L}$. Значения $DF_{1,I}^{L+H}$ и $DF_{2,II}^{L+H}$ для излучателей нейтронов, рассмотренных в рамках экспертного подхода и использованных при оценке D_1 -величин, перечислены в таблице 13. Эти значения дают приблизительную оценку поглощенной дозы в терминах эквивалента дозы для нейтронов с энергией 2 МэВ. Поэтому такой подход приведет к значительно завышенной оценке поглощенной дозы, и, следовательно, переоценке опасности от внешнего излучения этих источников, как можно видеть из сравнения с дозами, рассчитанными с помощью подхода на основе оценки риска, приведенными в таблице 14.

IV.2.2. Дозовые коэффициенты, использованные в подходе на основе оценки риска

Коэффициент преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы для источника нейтронов представляет собой сумму двух коэффициентов преобразования дозы, соответствующих излучению с низкой ЛПЭ и излучению с высокой ЛПЭ:

$$AF_{T,S} = AF_{T,S}^L + AF_{T,S}^H, \quad (62)$$

где:

$AF_{T,S}^L$ – коэффициент преобразования мощности дозы, обусловленной фотонами, образующимися в результате альфа- или бета-распада, спонтанного деления или в результате реакции (α, n) , и равный мощности ОБЭ-взвешенной дозы, полученной в соответствии со сценарием S в ткани T от источника нейтронов с активностью 1 Бк, ((Гр-экв.)/(Бк×с)); и

$AF_{T,S}^H$ – коэффициент преобразования мощности дозы для нейтронов, равный мощности ОБЭ-взвешенной дозы, полученной в соответствии со сценарием S в ткани T от источника нейтронов с активностью 1 Бк, ((Гр-экв.)/(Бк×с)).

Значения коэффициентов преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы, используемые в подходе на основе оценки риска при расчете D_1 -величин для источников нейтронов (с высокой ЛПЭ), приведены в таблице 14.

Коэффициенты преобразования мощности дозы для фотонов, являющихся результатом альфа- или бета-распада, спонтанного деления или в результате реакции (α, n) , $AF_{T,S}^L$, рассчитывались с помощью базовых ядерных данных об эмиссии излучения с низкой ЛПЭ источниками нейтронов и приведены в таблице 27. Коэффициенты удельной дозы $d_{1,I}^{\gamma}(E_{\gamma})$ и $d_{2,II}^{\gamma}(E_{\gamma})$, использованные при расчете коэффициентов преобразования мощности дозы для радионуклидов, испускающих излучение с низкой ЛПЭ, были такими же, как коэффициенты, применявшиеся в экспертном подходе, и для фотонов с энергией более 0,1 МэВ они пропорциональны энергии фотонов. Анализ этих зависимостей на основе значений $AF_{1,II}$ и $AF_{7,II}$, рассчитанных для радионуклидных источников моноэнергетических фотонов, таких как ^{109}Cd , ^{169}Yb , ^{57}Co , ^{174}Lu , ^{99m}Tc , ^{203}Hg , ^{135}Xe , ^{51}Cr , ^{115}In , ^{131}I , ^{87m}Sr , ^{113}In , ^{198}Au , ^{103}Ru , ^{85}Kr , ^{135m}Xe , ^{74}As , ^{106}Rh , ^{132}Cs , ^{137+}Cs , ^{110}Ag , ^{95}Nb , ^{210}Po , ^{54}Mn , ^{86}Rb , ^{65}Zn , ^{123}Sn , ^{60}Co , ^{41}Ar , ^{40}K и ^{42}K , дает следующие зависимости для коэффициентов удельной ОБЭ-взвешенной дозы от энергии фотонов:

$$dA_{T,S}^{\gamma}(E_{\gamma}) \cong \alpha_{T,S}^{\gamma} \times Y_i^{\gamma} \times E_{\gamma}, \quad (63)$$

где:

$dA_{T,S}^{\gamma}(E_{\gamma})$ – коэффициент удельной ОБЭ-взвешенной дозы, равный ОБЭ-взвешенной дозе в органе или ткани Т, на один моноэнергетический фотон с энергией E_{γ} , испущенный источником, как описано в сценарии S, (Гр-экв./Бк×с);

$\alpha_{T,S}^{\gamma}$ – линейный коэффициент энергетической зависимости дозы для конкретного органа и сценария, ((Гр-экв.)/МэВ);

Y_i^{γ} – выход моноэнергетических фотонов при распаде, (фотонов/(Бк×с)); и

E_{γ} – энергия моноэнергетического фотона, образующегося в одном ядерном превращении, (МэВ/фотон).

Таким образом, коэффициент преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы равен:

$$AF_{T,S}^L = \alpha_{T,S}^{\gamma} \times \sum_i (Y_i^{\gamma} E_{\gamma,i}), \quad (64)$$

где:

$AF_{T,S}^L$ – коэффициент преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы для излучения с низкой ЛПЭ, образующегося в результате спонтанного деления или реакции (α , n), равный мощности ОБЭ-взвешенной дозы, полученной в соответствии со сценарием S в ткани Т от источника нейтронов активностью 10^1 Бк ((Гр-экв.)/(Бк×с));

$\sum_i (Y_i^{\gamma} E_{\gamma,i})$ – выход энергии фотонов²² для источника нейтронов, (МэВ/(Бк×с)), указанный в таблице 27;

$\alpha_{T,S}^{\gamma}$ – линейный коэффициент энергетической зависимости дозы для конкретного органа и сценария, равный:

- a) $\alpha_{1,I}^{\gamma} = 9.6 \times 10^{-15}$ (Гр-экв.)/МэВ при облучении мягких тканей от близлежащего источника; и
- b) $\alpha_{2,II}^{\gamma} = 1.4 \times 10^{-17}$ (Гр-экв.)/МэВ при облучении красного костного мозга от удаленного источника.

Коэффициент преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы в костном мозге, облученном нейтронами, образующимися в реакции спонтанного деления или реакции (α , n) в соответствии со сценарием II, $AF_{2,II}^H$, рассчитывался с использованием данных дозиметрии для нейтронного облучения красного костного мозга во вращательной (ROT) геометрии облучения, приведенных в таблице 31 из [43]:

$$AF_{2,II}^H = \frac{Y^n(S_n)}{4\pi r_{II}^2} RBE_2^H \times \int_0^{\infty} S_n(E_n) \times d_{FG,ROT}^n(E_n) dE_n, \quad (65)$$

где:

$AF_{2,II}^H$ – Коэффициент преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы в костном мозге от нейтронов, образующихся в реакции спонтанного деления или реакции (α, n) в соответствии со сценарием II, ((Гр-экв.)/(Бк×с));

$S_n(E_n)dE_n$ – спектр нейтронов, задаваемый как вероятность эмиссии нейтроном источником нейтронов с энергией от E_n до $E_n + dE_n$;

$d_{FG,ROT}^n(E_n)$ – коэффициент удельной поглощенной дозы, равный поглощенной дозе нейтронного излучения в костном мозге на единицу потока нейтронов с энергией E_n , падающего во вращательной (ROT) геометрии облучения на тело условного человека, (Гр×кв.см), и приведенный в таблице 31 из [43]:

$$a) \int_0^{\infty} S_n(E_n) \times d_{FG,ROT}^n(E_n) dE_n = 4.0 \times 10^{-11} \text{ Гр} \times \text{кв.см для } ^{252}\text{Cf}; \text{ и}$$

$$b) \int_0^{\infty} S_n(E_n) \times d_{FG,ROT}^n(E_n) dE_n = 4.3 \times 10^{-11} \text{ Гр} \times \text{кв.см для } ^{241}\text{Am}/^9\text{Be}.$$

RBE_2^H – ОБЭ для развития в костном мозге серьезных детерминированных эффектов, вызванных внешним нейтронным облучением, указанная в таблице 10;

$Y^n(S_n)$ – выход фотонов²¹ для источника нейтронов, (нейтронов/(Бк×с)), указанный в таблице 27; и

r_{II} – расстояние между источником нейтронов и критической тканью, (см), определенное в сценарии II и равное 100 см.

В качестве $S_n(E_n)$ использовались данные для неизменных спектров нейтронов, приведенные в [48]:

- нейтронный спектр спонтанного деления ^{252}Cf использовался в качестве эталонного для всех излучателей нейтронов, образующихся в результате спонтанного деления; и
- нейтронный спектр источника на основе $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ также использовался в случае источника $^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$.

Частичный коэффициент преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы в мягких тканях, облученных нейтронами, образующимися в реакции спонтанного деления или реакции (α, n) в соответствии со сценарием I, $AF_{1,I}^H$, рассчитывался на основе $AF_{2,II}^H$ с учетом конфигураций облучения для сценария "в кармане" (сценарий I) и коэффициентов облучения $\alpha_{T,S}^\gamma$, определенных для уравнения (64), по формуле:

$$AF_{1,I}^H = \frac{\alpha_{1,I}^\gamma}{\alpha_{7,II}^\gamma} AF_{2,II}^H \cong 600 AF_{2,II}^H. \quad (66)$$

IV.3 ПЕРЕЧЕНЬ КОЭФФИЦИЕНТОВ ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ДОЗЫ ВНЕШНЕГО ОБЛУЧЕНИЯ

ТАБЛИЦА 13. КОЭФФИЦИЕНТЫ ПРЕОБРАЗОВАНИЯ МОЩНОСТИ ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЫ В МЯГКИХ ТКАНЯХ И КОСТНОМ МОЗГЕ ДЛЯ ИСТОЧНИКОВ ИЗЛУЧЕНИЯ С ВЫСОКОЙ ЛПЭ (НЕЙТРОНОВ)

Радио- нуклид	Близлежащий источник	Удаленный источник
	Мягкие ткани	Костный мозг
	$DF_{1,I}^{L+H}$ ^{a,c}	$DF_{2,II}^{L+H}$ ^{b,c}
	(Гр/(Бк×с))	(Гр/(Бк×с))
Cf-252	3.0 E-14	3.0 E-17
²³⁹ Pu/ ⁹ Be ^d	5.0 E-16	5.0 E-19
²⁴¹ Am/ ⁹ Be ^d	5.0 E-16	5.0 E-19

^a Коэффициент преобразования мощности дозы для поглощенной дозы в мягких тканях в соответствии со сценарием "в кармане".

^b Мощность дозы в костном мозге на расстоянии 1 метр от источника.

^c Учитывались и суммировались дозы излучения с низкой ЛПЭ и с высокой ЛПЭ.

^d Приведено значение активности альфа-излучающего радионуклида, например, ²³⁹Pu или ²⁴¹Am.

ТАБЛИЦА 14. КОЭФФИЦИЕНТЫ ПРЕОБРАЗОВАНИЯ МОЩНОСТИ ОБЭ-ВЗВЕШЕННОЙ ДОЗЫ В МЯГКИХ ТКАНЯХ И КОСТНОМ МОЗГЕ ДЛЯ ИСТОЧНИКОВ ИЗЛУЧЕНИЯ С ВЫСОКОЙ ЛПЭ (НЕЙТРОНОВ)

Источник нейтронов	Происхождение нейтронов	Мягкие ткани			Костный мозг		
		$AF_{1,I}^L$	$AF_{1,I}^H$	$AF_{1,I}$	$AF_{2,II}^L$	$AF_{2,II}^H$	$AF_{2,II}$
		(Гр-экв.)/ (Бк×с)	(Гр-экв.)/ (Бк×с)	(Гр-экв.)/ (Бк×с)	(Гр-экв.)/ (Бк×с)	(Гр-экв.)/ (Бк×с)	(Гр-экв.)/ (Бк×с)
²⁴⁸ Cm	SF ^a	1.2E-14	1.4E-13	1.5E-13	2.1E-17	2.4E-16	2.6E-16
²⁵⁰ Cf	SF	1.1E-16	1.5E-15	1.6E-15	1.8E-19	2.4E-18	2.6E-18
²⁵² Cf	SF	4.5E-15	6.0E-14	6.4E-14	7.5E-18	1.0E-16	1.1E-16
²⁵⁴ Cf	SF	1.6E-13	2.1E-12	2.3E-12	2.7E-16	3.5E-15	3.8E-15
²³⁹ Pu/ ⁹ Be ^b	(α, n)	9.0E-18	4.0E-17	4.9E-17	1.5E-20	6.7E-20	8.2E-20
²⁴¹ Am/ ⁹ Be ^b	(α, n)	8.9E-17 ^c	5.0E-17	1.4E-16	9.4E-20 ^c	8.4E-20	1.8E-19

^a Spontaneous деление.

^b Приведено значение активности альфа-излучающего радионуклида, например, ²³⁹Pu или ²⁴¹Am.

^c Этот радионуклид испускает фотоны с энергией приблизительно 60 кэВ, для которых уравнение (64) дает лишь весьма грубую оценку ввиду значительного самоэкранирования. Поэтому приведенное здесь значение является суммой коэффициента преобразования дозы для ²⁴¹Am из таблицы 15 (который действительно учитывает самоэкранирование), и коэффициента, рассчитанного с помощью уравнения (64) для нейтронов, образующихся в процессах генерации нейтронов.

ТАБЛИЦА 15. КОЭФФИЦИЕНТЫ ПРЕОБРАЗОВАНИЯ МОЩНОСТИ ОБЭ-ВЗВЕШЕННОЙ ДОЗЫ ДЛЯ ВНЕШНЕГО ОБЛУЧЕНИЯ ИСТОЧНИКАМИ ИЗЛУЧЕНИЯ С НИЗКОЙ ЛПЭ

Радионуклиды ^a	Близлежащий источник	Удаленный источник
	Мягкие ткани	Костный мозг
	$AF_{1,I}$ ^b	$AF_{2,II}$ ^c
	((Гр-экв.)/(Бк×с))	((Гр-экв.)/(Бк×с))
H-3	7.6E-27	2.9E-29
Be-7	5.2E-16	8.3E-19
Be-10	2.4E-18	3.6E-21
C-11	1.1E-14	1.8E-17

Радионуклиды ^a	Близлежащий источник	Удаленный источник
	Мягкие ткани	Костный мозг
	AF _{I,I} ^b	AF _{2,II} ^c
	((Гр-экв.)/(Бк×с))	((Гр-экв.)/(Бк×с))
C-14	1.6E-20	1.8E-23
N-13	1.1E-14	1.8E-17
F-18	1.1E-14	1.8E-17
Na-22	2.2E-14	3.7E-17
Na-24	3.6E-14	6.3E-17
Mg-28	3.0E-14	5.1E-17
Al-26	2.6E-14	4.3E-17
Si-31	5.2E-17	8.2E-20
Si-32 +	5.2E-17	8.3E-20
P-32	5.2E-17	8.3E-20
P-33	9.3E-20	1.2E-22
S-35	1.9E-20	2.1E-23
Cl-36	6.4E-18	9.7E-21
Cl-38	1.4E-14	2.4E-17
Ar-37	0.0E+00	0.0E+00
Ar-39	2.0E-18	3.0E-21
Ar-41	1.3E-14	2.1E-17
K-40	1.5E-15	2.6E-18
K-42	3.1E-15	5.3E-18
K-43	1.0E-14	1.7E-17
Ca-41	0.0E+00	0.0E+00
Ca-45	1.1E-19	1.3E-22
Ca-47 +	1.1E-14	1.9E-17
Sc-44	2.2E-14	3.6E-17
Sc-46	2.0E-14	3.4E-17
Sc-47	9.7E-16	1.4E-18
Sc-48	3.3E-14	5.6E-17
Ti-44 +	2.3E-14	3.7E-17
V-48	2.9E-14	4.9E-17
V-49	0.0E+00	0.0E+00
Cr-51	3.3E-16	5.1E-19
Mn-52	3.4E-14	5.8E-17
Mn-53	0.0E+00	0.0E+00
Mn-54	8.6E-15	1.4E-17
Mn-56	1.6E-14	2.8E-17
Fe-52 +	3.2E-14	5.3E-17
Fe-55	0.0E+00	0.0E+00
Fe-59	1.2E-14	2.0E-17
Fe-60 +	1.1E-14	1.9E-17
Co-55 +	2.0E-14	3.3E-17
Co-56	3.4E-14	5.8E-17
Co-57	9.6E-16	1.4E-18
Co-58	1.0E-14	1.7E-17
Co-58m +	1.0E-14	1.7E-17
Co-60	2.4E-14	4.1E-17
Ni-59	0.0E+00	0.0E+00
Ni-63	2.3E-22	1.2E-25
Ni-65	5.4E-15	9.1E-18
Cu-64	2.0E-15	3.2E-18
Cu-67	1.0E-15	1.6E-18

Радионуклиды ^a	Близлежащий источник	Удаленный источник
	Мягкие ткани	Костный мозг
	$AF_{I,I}^b$	$AF_{2,II}^c$
	((Гр-экв.)/(Бк×с))	((Гр-экв.)/(Бк×с))
Zn-65	5.8E-15	9.8E-18
Zn-69	8.3E-18	1.2E-20
Zn-69m+	4.4E-15	7.0E-18
Ga-67	1.4E-15	2.1E-18
Ga-68	1.0E-14	1.7E-17
Ga-72	2.6E-14	4.3E-17
Ge-68 +	1.0E-14	1.7E-17
Ge-71	1.9E-23	4.9E-24
Ge-77 +	1.1E-14	1.8E-17
As-72	1.9E-14	3.1E-17
As-73	1.9E-17	1.8E-20
As-74	8.0E-15	1.3E-17
As-76	4.7E-15	7.7E-18
As-77	9.2E-17	1.4E-19
Se-75	3.7E-15	5.8E-18
Se-79	2.2E-20	2.4E-23
Br-76	2.5E-14	4.2E-17
Br-77	3.3E-15	5.2E-18
Br-82	2.7E-14	4.4E-17
Kr-81	5.6E-17	8.7E-20
Kr-85	2.7E-17	4.3E-20
Kr-85m	1.5E-15	2.2E-18
Kr-87	7.9E-15	1.3E-17
Rb-81	6.4E-15	1.0E-17
Rb-83	5.2E-15	8.4E-18
Rb-84	9.4E-15	1.6E-17
Rb-86	1.0E-15	1.7E-18
Rb-87	2.2E-19	2.9E-22
Sr-82	1.2E-14	1.9E-17
Sr-85	5.3E-15	8.6E-18
Sr-85m +	6.8E-15	1.1E-17
Sr-87m	3.4E-15	5.2E-18
Sr-89	4.3E-17	6.8E-20
Sr-90 +	1.5E-16	2.4E-19
Sr-91 +	1.1E-14	1.8E-17
Sr-92 +	1.6E-14	2.7E-17
Y-87 +	8.1E-15	1.3E-17
Y-88	2.5E-14	4.3E-17
Y-90	1.5E-16	2.4E-19
Y-91	8.2E-17	1.3E-19
Y-91m +	5.7E-15	9.1E-18
Y-92	3.1E-15	5.1E-18
Y-93	1.2E-15	1.9E-18
Zr-88 +	2.9E-14	5.0E-17
Zr-93 +	6.0E-20	4.0E-23
Zr-95 +	1.6E-14	2.6E-17
Zr-97 +	1.6E-14	2.6E-17
Nb-93m	2.8E-19	1.9E-22
Nb-94	1.6E-14	2.7E-17
Nb-95	7.9E-15	1.3E-17

Радионуклиды ^a	Близлежащий источник	Удаленный источник
	Мягкие ткани	Костный мозг
	$AF_{I,I}^b$	$AF_{2,II}^c$
	((Гр-экв.)/(Бк×с))	((Гр-экв.)/(Бк×с))
Nb-97	6.9E-15	1.1E-17
Mo-93 +	1.6E-18	1.1E-21
Mo-99 +	2.5E-15	3.9E-18
Tc-95m	7.1E-15	1.1E-17
Tc-96	2.6E-14	4.2E-17
Tc-96m +	2.6E-14	4.2E-17
Tc-97	2.3E-18	1.3E-21
Tc-97m	4.6E-18	4.2E-21
Tc-98	1.5E-14	2.4E-17
Tc-99	2.1E-19	2.8E-22
Tc-99m	1.1E-15	1.6E-18
Ru-97	2.2E-15	3.4E-18
Ru-103 +	5.0E-15	7.9E-18
Ru-105 +	9.0E-15	1.4E-17
Ru-106 +	2.6E-15	4.3E-18
Rh-99	5.9E-15	9.4E-18
Rh-101	2.3E-15	3.6E-18
Rh-102	2.2E-14	3.6E-17
Rh-102m	6.0E-15	9.7E-18
Rh-103m	7.5E-19	3.4E-22
Rh-105	8.0E-16	1.2E-18
Pd-103 +	8.0E-18	4.8E-21
Pd-107	3.9E-24	2.3E-27
Pd-109	4.3E-17	5.8E-20
Ag-105	5.2E-15	8.3E-18
Ag-108m	1.7E-14	2.8E-17
Ag-110m	2.8E-14	4.7E-17
Ag-111	2.8E-16	4.4E-19
Cd-109	3.4E-17	3.3E-20
Cd-113m	1.6E-18	2.3E-21
Cd-115 +	4.0E-15	6.4E-18
Cd-115m	2.7E-16	4.4E-19
In-111	3.7E-15	5.7E-18
In-113m	2.7E-15	4.1E-18
In-114m	9.1E-16	1.4E-18
In-115m	1.6E-15	2.4E-18
Sn-113 +	2.7E-15	4.2E-18
Sn-117m	1.3E-15	1.9E-18
Sn-119m	9.4E-18	3.9E-21
Sn-121m +	5.9E-18	3.0E-21
Sn-123	1.0E-16	1.7E-19
Sn-125	7.3E-15	1.2E-17
Sn-126 +	2.1E-14	3.3E-17
Sb-122	4.7E-15	7.6E-18
Sb-124	1.8E-14	3.0E-17
Sb-125 +	4.4E-15	7.0E-18
Sb-126	3.0E-14	4.8E-17
Te-121	5.9E-15	9.4E-18
Te-121m +	7.2E-15	1.1E-17
Te-123m	1.2E-15	1.8E-18

Радионуклиды ^a	Близлежащий источник	Удаленный источник
	Мягкие ткани	Костный мозг
	$AF_{I,I}^b$	$AF_{2,II}^c$
	((Гр-экв.)/(Бк×с))	((Гр-экв.)/(Бк×с))
Te-125m	4.3E-17	2.1E-20
Te-127	5.4E-17	8.4E-20
Te-127m +	6.7E-17	9.1E-20
Te-129	6.1E-16	9.8E-19
Te-129m +	7.2E-16	1.1E-18
Te-131m +	1.9E-14	3.1E-17
Te-132 +	2.6E-14	4.2E-17
I-123	1.4E-15	2.1E-18
I-124	1.1E-14	1.8E-17
I-125	4.9E-17	2.1E-20
I-126	4.7E-15	7.4E-18
I-129	3.5E-17	1.7E-20
I-131	4.0E-15	6.2E-18
I-132	2.3E-14	3.9E-17
I-133	6.6E-15	1.1E-17
I-134	2.7E-14	4.4E-17
I-135	1.8E-14	3.1E-17
Xe-122	1.1E-14	1.7E-17
Xe-123 +	7.4E-15	1.2E-17
Xe-127	2.5E-15	3.8E-18
Xe-131m	5.1E-17	5.3E-20
Xe-133	2.0E-16	2.4E-19
Xe-135	2.5E-15	3.9E-18
Cs-129	2.6E-15	4.1E-18
Cs-131	3.1E-17	1.3E-20
Cs-132	7.2E-15	1.1E-17
Cs-134	1.6E-14	2.7E-17
Cs-134m +	1.6E-14	2.6E-17
Cs-135	5.2E-20	6.4E-23
Cs-136	2.2E-14	3.6E-17
Cs-137 +	5.9E-15	9.6E-18
Ba-131 +	4.4E-15	6.9E-18
Ba-133	3.7E-15	5.7E-18
Ba-133m	2.3E-15	3.4E-18
Ba-140 +	2.4E-14	4.1E-17
La-137	3.8E-17	1.9E-20
La-140	2.2E-14	3.8E-17
Ce-139	1.2E-15	1.8E-18
Ce-141	6.1E-16	9.2E-19
Ce-143 +	2.7E-15	4.2E-18
Ce-144 +	7.6E-16	1.2E-18
Pr-142	6.6E-16	1.1E-18
Pr-143	8.2E-18	1.2E-20
Nd-147 +	1.2E-15	1.9E-18
Nd-149 +	3.9E-15	6.0E-18
Pm-143	3.0E-15	4.9E-18
Pm-144	1.6E-14	2.6E-17
Pm-145	6.8E-17	4.8E-20
Pm-147	8.5E-20	1.1E-22
Pm-148m	2.1E-14	3.4E-17

Радионуклиды ^a	Близлежащий источник	Удаленный источник
	Мягкие ткани	Костный мозг
	$AF_{I,I}^b$	$AF_{2,II}^c$
	((Гр-экв.)/(Бк×с))	((Гр-экв.)/(Бк×с))
Pm-149	1.2E-16	1.9E-19
Pm-151	3.2E-15	5.0E-18
Sm-145 +	1.7E-16	1.2E-19
Sm-147	0.0E+00	0.0E+00
Sm-151	3.6E-21	1.7E-24
Sm-153	3.1E-16	4.0E-19
Eu-147	4.6E-15	7.4E-18
Eu-148	2.2E-14	3.7E-17
Eu-149	3.9E-16	5.4E-19
Eu-150b	4.6E-16	7.3E-19
Eu-150a	1.5E-14	2.4E-17
Eu-152	1.1E-14	1.9E-17
Eu-152m	2.9E-15	4.8E-18
Eu-154	1.2E-14	2.0E-17
Eu-155	3.5E-16	4.8E-19
Eu-156	1.3E-14	2.1E-17
Gd-146 +	2.7E-14	4.3E-17
Gd-148	0.0E+00	0.0E+00
Gd-153	4.9E-16	6.0E-19
Gd-159	4.5E-16	6.8E-19
Tb-157	6.4E-18	4.7E-21
Tb-158	7.7E-15	1.3E-17
Tb-160	1.1E-14	1.9E-17
Dy-159	1.2E-16	9.3E-20
Dy-165	2.4E-16	3.8E-19
Dy-166 +	4.7E-16	6.8E-19
Ho-166	2.9E-16	4.7E-19
Ho-166m	1.8E-14	2.9E-17
Er-169	2.8E-19	3.9E-22
Er-171	3.7E-15	5.7E-18
Tm-167	1.1E-15	1.6E-18
Tm-170	3.4E-17	4.3E-20
Tm-171	2.2E-18	2.2E-21
Yb-169	2.1E-15	3.0E-18
Yb-175	3.9E-16	6.1E-19
Lu-172	1.8E-14	3.1E-17
Lu-173	8.0E-16	1.1E-18
Lu-174	9.1E-16	1.4E-18
Lu-174m +	1.1E-15	1.6E-18
Lu-177	3.0E-16	4.6E-19
Hf-172 +	1.9E-14	3.1E-17
Hf-175	3.5E-15	5.3E-18
Hf-181	5.6E-15	8.8E-18
Hf-182 +	1.4E-14	2.3E-17
Ta-178a	9.7E-15	1.4E-17
Ta-179	1.1E-16	1.2E-19
Ta-182	1.2E-14	2.1E-17
W-178	7.7E-16	1.1E-18
W-181	1.5E-16	1.6E-19
W-185	9.5E-19	1.3E-21

Радионуклиды ^a	Близлежащий источник	Удаленный источник
	Мягкие ткани	Костный мозг
	$AF_{I,I}^b$	$AF_{2,II}^c$
	((Гр-экв.)/(Бк×с))	((Гр-экв.)/(Бк×с))
W-187	4.8E-15	7.8E-18
W-188 +	6.5E-16	1.0E-18
Re-184	8.7E-15	1.4E-17
Re-184m +	1.0E-14	1.7E-17
Re-186	1.6E-16	2.2E-19
Re-187	0.0E+00	0.0E+00
Re-188	6.4E-16	1.0E-18
Re-189	6.3E-16	9.7E-19
Os-185	7.2E-15	1.1E-17
Os-191	4.6E-16	6.3E-19
Os-191m +	5.0E-16	6.7E-19
Os-193	6.9E-16	1.1E-18
Os-194 +	1.0E-15	1.7E-18
Ir-189	4.7E-16	6.3E-19
Ir-190	1.5E-14	2.3E-17
Ir-192	8.5E-15	1.3E-17
Ir-194	1.0E-15	1.7E-18
Pt-188 +	1.6E-14	2.7E-17
Pt-191	2.5E-15	3.8E-18
Pt-193	1.8E-21	2.3E-23
Pt-193m	5.0E-17	6.1E-20
Pt-195m	3.7E-16	4.7E-19
Pt-197	1.6E-16	2.2E-19
Pt-197m+	7.8E-16	1.1E-18
Au-193	1.2E-15	1.7E-18
Au-194	1.0E-14	1.7E-17
Au-195	4.0E-16	5.1E-19
Au-198	4.3E-15	6.7E-18
Au-199	7.5E-16	1.1E-18
Hg-194 +	1.0E-14	1.7E-17
Hg-195m +	3.2E-15	4.9E-18
Hg-197	3.3E-16	4.2E-19
Hg-197m +	9.8E-16	1.3E-18
Hg-203	2.4E-15	3.7E-18
Tl-200	1.3E-14	2.1E-17
Tl-201	5.3E-16	7.2E-19
Tl-202	4.6E-15	7.2E-18
Tl-204	9.4E-18	1.3E-20
Pb-201 +	7.9E-15	1.2E-17
Pb-202 +	4.6E-15	7.1E-18
Pb-203	2.8E-15	4.3E-18
Pb-205	2.6E-21	3.0E-23
Pb-210 +	1.8E-17	2.4E-20
Pb-212 +	1.4E-14	2.3E-17
Bi-205	1.6E-14	2.7E-17
Bi-206	3.3E-14	5.3E-17
Bi-207	1.5E-14	2.6E-17
Bi-210 +	1.3E-17	2.0E-20
Bi-210m	2.6E-15	4.0E-18
Bi-212 +	1.3E-14	2.2E-17

Радионуклиды ^a	Близлежащий источник	Удаленный источник
	Мягкие ткани	Костный мозг
	$AF_{I,I}^b$	$AF_{2,II}^c$
	((Гр-экв.)/(Бк×с))	((Гр-экв.)/(Бк×с))
Po-210	8.8E-20	1.4E-22
At-211	1.3E-15	2.1E-18
Rn-222	1.7E-14	2.9E-17
Ra-223 +	2.8E-15	4.3E-18
Ra-224 +	1.4E-14	2.4E-17
Ra-225 +	2.3E-15	3.6E-18
Ra-226	1.7E-14	2.9E-17
Ra-228 +	2.1E-14	3.6E-17
Ac-225	2.2E-15	3.6E-18
Ac-227 +	3.7E-15	5.8E-18
Ac-228	2.3E-14	3.9E-17
Th-227 +	3.8E-15	5.8E-18
Th-228 +	1.4E-14	2.4E-17
Th-229 +	2.9E-15	4.4E-18
Th-230 +	2.3E-18	3.1E-21
Th-231	7.1E-17	9.4E-20
Th-232 +	7.7E-15	1.3E-17
Th-234 +	2.8E-16	4.4E-19
Pa-230 +	6.4E-15	1.0E-17
Pa-231 +	8.9E-16	1.3E-18
Pa-233	1.9E-15	2.9E-18
U-230 +	1.8E-16	2.8E-19
U-232 +	1.0E-14	1.8E-17
U-233	2.7E-18	3.9E-21
U-234 +	8.2E-19	9.8E-22
U-235 +	1.5E-15	2.2E-18
U-236	4.5E-19	4.9E-22
U-238 +	2.8E-16	4.4E-19
Np-235	6.5E-18	8.4E-21
Np-236b +	4.1E-16	6.2E-19
Np-236a	8.8E-16	1.3E-18
Np-237 +	2.0E-15	3.1E-18
Np-239	1.4E-15	2.1E-18
Pu-236	5.8E-16	9.9E-19
Pu-237	3.1E-16	4.4E-19
Pu-238	3.7E-19	3.0E-22
Pu-239	5.9E-19	7.9E-22
Pu-240	3.6E-19	2.9E-22
Pu-241 +	1.1E-20	1.7E-23
Pu-242	3.1E-19	2.6E-22
Pu-244 +	3.5E-15	5.7E-18
Am-241	8.7E-17	9.1E-20
Am-242m +	1.0E-16	1.4E-19
Am-243 +	1.7E-15	2.6E-18
Am-244	8.1E-15	1.3E-17
Cm-240	5.2E-16	8.9E-19
Cm-241 +	4.8E-15	7.6E-18
Cm-242	4.7E-19	3.3E-22
Cm-243	1.1E-15	1.7E-18
Cm-244	3.5E-19	2.0E-22

Радионуклиды ^a	Близлежащий источник	Удаленный источник
	Мягкие ткани	Костный мозг
	$AF_{I,I}^b$	$AF_{2,II}^c$
	((Гр-экв.)/(Бк×с))	((Гр-экв.)/(Бк×с))
Сm-245	6.5E-16	9.6E-19
Сm-246	3.2E-19	1.9E-22
Сm-247	3.4E-15	5.3E-18
Вk-247	8.2E-16	1.2E-18
Вk-249	5.9E-17	9.2E-20
Сf-248 +	4.7E-19	2.4E-22
Сf-249	3.4E-15	5.3E-18
Сf-251	1.0E-15	1.6E-18
Сf-253	6.1E-17	9.6E-20

^a Как указано в дополнении VIII, при расчете дозовых коэффициентов для всех радионуклидов учитывалось образование радиоактивных дочерних продуктов. Знак "+" указывает радионуклиды, для которых дочерние продукты были значительными источниками дозы в рассмотренных сценариях.

^b Коэффициент преобразования мощности ОБЭ-взвешенной дозы в мягких тканях в соответствии со сценарием "в кармане".

^c Мощность ОБЭ-взвешенной дозы в костном мозге на расстоянии 1 метра от источника.

ДОПОЛНЕНИЕ V

КОЭФФИЦИЕНТЫ ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ДОЗЫ ПРИ ИНГАЛЯЦИОННОМ ПОСТУПЛЕНИИ, ПРИ ПОГРУЖЕНИИ В РАДИОАКТИВНЫЙ ГАЗ И ДОЗЫ В КОЖЕ, ИСПОЛЬЗОВАННЫЕ В ЭКСПЕРТНОМ ПОДХОДЕ

Коэффициенты преобразования дозы, использованные при расчете ${}^E D_2$ -величин, учитывали факторы, связанные с ингаляционным поступлением, загрязнением кожи и погружением.

V.1. ИНГАЛЯЦИОННОЕ ПОСТУПЛЕНИЕ

В качестве основного пути поступления при расчете ${}^E D_2$ -величин рассматривалось ингаляционное поступление диспергированного радиоактивного материала. Подробные сведения о химических и физических свойствах радиоактивного материала, а также об "ингаляционном сценарии" (сценарии ШЕ) содержатся в дополнении II. Значения коэффициентов преобразования дозы, использованных при расчете ${}^E D_2$ -величин, приведены в таблице 16 и таблице 17. За исключением особо отмеченных случаев, дозовые коэффициенты для красного костного мозга и респираторного тракта основывались на информации из базы данных о мощности поглощенной дозы "в легких", содержащейся в [49]. Эта база данных содержит данные о дозовых коэффициентах для всех трех типов поглощения легкими макрочастиц, определенных в модели респираторного тракта человека МКРЗ [11, 16] (то есть Б, П и М*) при допущении, что АМАД составляет 1 микрон. Рассматривались также и другие физические формы (например, газообразная и пары). Следует отметить то, что "доза в легких" в [49] является взвешенной суммой поглощенной дозы в различных тканях грудного отдела респираторного тракта. Она аналогична эффективной дозе и отражает неоднородное внутреннее облучение тканей респираторного тракта. Эти ткани обладают различной радиочувствительностью в отношении развития стохастических эффектов. Поэтому, чтобы избежать путаницы, название "грудной отдел" используется для критического органа, в котором при экспертном подходе предполагалось развитие серьезных повреждений в легких. Как обсуждено в [15], при оценке пневмонита было бы более уместно использовать дозу на альвеолярно-интерстициальный отдел респираторного тракта, как это было сделано в подходе на основе оценки риска.

Дозовые коэффициенты для материалов, содержащих один и тот же радионуклид, но соотносимые с различными уровнями поглощения в легких, неодинаковы. В экспертном подходе для красного костного мозга и респираторного тракта использовался дозовый коэффициент для того типа или формы адсорбции, который дает наиболее высокую ожидаемую дозу в органе. Для каждого радионуклида в таблице 17 приведены значения максимального коэффициента преобразования дозы для определенного органа или ткани. Типы материалов, рассматриваемых при оценке ${}^E D_2$ -величин из сценария ШЕ, были взяты из Таблиц II-VIII [11]. Использовались коэффициенты преобразования и параметры сценария для облучения условного взрослого человека из состава населения. Использование этих коэффициентов преобразования для других возрастных групп приведет к завышенной оценке ожидаемой дозы. В соответствии с мнением экспертов, значения для 365-дневной ожидаемой дозы от излучения с высокой ЛПЭ в грудном отделе респираторного тракта оценивались путем умножения 30-дневной ожидаемой поглощенной дозы из [49] на четыре. В [49] не приводится значение коэффициента преобразования дозы для ${}^{252}\text{Cf}$. Поэтому оценочное значение этой

* Прим. переводчика. В русскоязычной терминологии буквой "Б" обозначают соединения, которые быстро поглощаются в легких, буквой "М" – медленно поглощаемые соединения и буквой "П" – соединения, поглощаемые с промежуточной скоростью. Эти обозначения соответствуют "F" (fast), "S" (slow) и "M" (moderate), принятым в англоязычной терминологии.

величины было получено путем умножения коэффициента преобразования дозы для ^{241}Am на отношение эффективной дозы для ^{252}Cf к эффективной дозе для ^{241}Am из [11]. Величина этого отношения составляет приблизительно 0,5.

Для облучения щитовидной железы после ингаляционного поступления использовались дозовые коэффициенты для поглощенной дозы из [28]. Эти коэффициенты приведены для ожидаемой дозы в течение всей жизни, но с учетом биологического и физического периодов полураспада радионуклидов, которые приводят к существенной дозе в щитовидной железе (от изотопов I и Te), эти дозовые коэффициенты фактически соответствуют периоду формирования дозы, намного меньшего, чем 365 дней; однако ожидаемый период формирования дозы (Δ) принят равным 365 суткам.

V.2. ЗАГРЯЗНЕНИЕ КОЖИ

В экспертном подходе для оценки контактного облучения кожи при поверхностном загрязнении использовались коэффициенты преобразования дозы из [35]. Эти дозовые коэффициенты определены для базального слоя кожи, находящегося на 70 мкм (7 мг/кв.см) ниже ее поверхности. Однако долгосрочные детерминированные эффекты для кожи при облучении возникают главным образом на глубине 300-500 мкм, [17, 18]. Поэтому расчеты, основанные на этих дозовых коэффициентах из [35], должны быть консервативными при использовании с целью определения возможности развития серьезных детерминированных эффектов. Коэффициенты преобразования дозы, используемые в экспертном подходе для оценки контактного облучения кожи, приведены в таблице 16.

ТАБЛИЦА 16. КОЭФФИЦИЕНТЫ ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ОЖИДАЕМОЙ ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЫ ПРИ ИНГАЛЯЦИОННОМ ПОСТУПЛЕНИИ И ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЫ ПРИ ЗАГРЯЗНЕНИИ КОЖИ

Радионуклид ^a	Ингаляционное поступление			Загрязнение кожи
	Красный костный мозг	Респираторный тракт	Респираторный тракт	Базальная мембрана кожи
		Излучение с низкой ЛПЭ	Излучение с высокой ЛПЭ	
	$DF_{2,III}^{L+H}(\Delta)^b$	$DF_{3E,III}^L(\Delta)^c$	$DF_{3E,III}^{HS}(\Delta)^d$	$DF_{6E,V}^L^e$
	(Гр/Бк)	(Гр/Бк)	(Гр/Бк)	(Гр/(Бк×с/кв.см))
H-3	2.2E-12	5.4E-12	NG ^f	0.0E+00
C-14	6.5E-12	1.1E-09	NG	8.8E-11
P-32	2.5E-10	3.6E-09	NG	4.7E-10
S-35	1.7E-11	1.1E-09	NG	9.4E-11
Cl-36	3.5E-11	2.8E-09	NG	4.4E-10
Cr-51	2.2E-12	1.1E-11	NG	2.8E-13
Fe-55	1.3E-11	5.6E-12	NG	2.8E-13
Co-57	7.4E-12	1.6E-10	NG	2.1E-11
Co-60	1.3E-10	2.4E-09	NG	2.9E-10
Ni-63	2.8E-12	1.1E-09	NG	2.8E-13
Zn-65	3.6E-11	1.5E-10	NG	6.7E-12
Ge-68	9.4E-11	3.4E-08	NG	4.2E-10
Se-75	2.4E-11	2.9E-10	NG	2.8E-11
Sr-89	2.5E-10	3.4E-09	NG	4.6E-10
Sr-90+	1.8E-10	() ^g	NG	8.8E-10
Y-90	3.4E-10	3.5E-09	NG	4.7E-10
Y-91	2.9E-10	3.5E-09	NG	4.6E-10
Zr-95+	1.2E-10	2.3E-09	NG	3.3E-10
Nb-95	5.9E-11	1.1E-09	NG	4.0E-10
Nb-95m+	6.0E-11	2.0E-09	NG	ND ^h
Mo-99+	7.7E-11	2.7E-09	NG	5.1E-10
Tc-99m	1.7E-12	8.4E-11	NG	6.5E-11
Ru-103+	9.0E-11	2.0E-09	NG	1.8E-10
Ru-106+	2.9E-10	5.7E-09	NG	4.9E-10

Радионуклид ^a	Ингаляционное поступление			Загрязнение кожи
	Красный костный мозг	Респираторный тракт Излучение с низкой ЛПЭ	Респираторный тракт Излучение с высокой ЛПЭ	Базальная мембрана кожи
	$DF_{2,ШЕ}^{L+H}(\Delta)^b$	$DF_{3Е,ШЕ}^L(\Delta)^c$	$DF_{3Е,ШЕ}^{HS}(\Delta)^d$	$DF_{6Е,V}^L^e$
	(Гр/Бк)	(Гр/Бк)	(Гр/Бк)	(Гр/(Бк×с/кв.см))
Pd-103+	4.9E-13	4.5E-10	NG	2.8E-13
Cd-109	5.2E-12	2.1E-09	NG	1.4E-10
Te-132+	3.3E-10	4.4E-09	NG	6.6E-10
I-125	2.9E-12	1.0E-10	NG	2.8E-13
I-129	5.2E-12	1.2E-09	NG	ND
I-131	3.3E-11	2.4E-09	NG	4.0E-10
Cs-134	1.1E-10	2.3E-09	NG	3.0E-10
Cs-137+	6.5E-11	2.9E-09	NG	4.4E-10
Ba-133	5.4E-11	8.9E-10	NG	2.7E-11
Ce-141	5.7E-11	2.9E-09	NG	4.8E-10
Ce-144+	3.4E-10	7.4E-09	NG	7.3E-10
Pm-147	2.7E-11	1.4E-09	NG	1.6E-10
Eu-152	1.4E-10	1.9E-09	NG	2.1E-10
Eu-154	2.0E-10	4.0E-09	NG	5.0E-10
Gd-153	2.9E-11	7.9E-10	NG	3.1E-11
Tm-170	2.0E-10	3.2E-09	NG	4.5E-10
Yb-169	8.6E-11	2.3E-09	NG	2.7E-10
Re-188	3.4E-11	2.3E-09	NG	5.2E-10
Ir-192	5.9E-11	3.0E-09	NG	4.5E-10
Au-198	3.7E-11	2.4E-09	NG	4.6E-10
Hg-203	3.3E-11	2.8E-08	NG	2.5E-10
Po-210	2.1E-09	NG	3.9E-06	2.8E-13
Ra-226+	3.9E-09	NG	3.8E-06	1.0E-09
Th-230	2.3E-09	NG	3.4E-06	ND
Th-232	2.0E-09	NG	2.5E-06	ND
U-232	9.2E-10	NG	4.4E-06	1.5E-12
U-234	8.2E-10	NG	3.2E-06	ND
U-235+	2.8E-09	NG	3.2E-06	ND
U-237	3.8E-11	3.6E-09	NG	ND
U-238	7.3E-10	NG	2.8E-06	ND
Природный U	ND	NG	2.8E-06	ND
Обедненный U	ND	NG	2.8E-06	ND
Обогащенный U	ND	NG	3.2E-06	ND
Np-237+	1.8E-09	NG	3.5E-06	ND
Pu-238	1.7E-09	NG	4.4E-06	2.8E-13
Pu-239	1.6E-09	NG	3.9E-06	ND
Pu-240	1.6E-09	NG	3.9E-06	ND
Pu-241+	2.1E-11	NG	8.9 E-08	2.8E-13
Pu-242	1.5E-09	NG	3.6E-06	ND
Am-241	1.6E-09	NG	4.4E-06	7.4E-13
Cm-242	1.7E-09	NG	5.2E-06	2.8E-13
Cm-244	1.7E-09	NG	4.8E-06	2.8E-13
Cf-252	ND	2.3E-10	2.2E-06 ^j	ND

^a Как указано в дополнении VIII, при расчете дозовых коэффициентов для всех радионуклидов учитывалось образование дочерних продуктов. Знак "+" указывает радионуклиды, для которых дочерние продукты были существенными источниками дозы в рассмотренных сценариях.

^b Коэффициент преобразования дозы для 2-дневной ожидаемой поглощенной дозы, полученной тканью 2 (костным мозгом) вследствие ингаляции 1 Бк радионуклида, испускающего излучение с любой комбинацией компонент с низкой ЛПЭ и с высокой ЛПЭ, данные из [49].

^c Коэффициент преобразования дозы для 2-дневной ожидаемой поглощенной дозы, полученной тканью 3Е (грудной отдел респираторного тракта) вследствие ингаляции 1 Бк радионуклида, испускающего излучение с любой комбинацией компонент с низкой ЛПЭ и с высокой ЛПЭ, данные из [49].

^d Коэффициент преобразования дозы для 365-дневной ожидаемой поглощенной дозы, полученной тканью 3Е (грудной отдел респираторного тракта) вследствие ингаляции 1 Бк аэрозоля типа S, содержащего радионуклид,

испускающий излучение с высокой ЛПЭ. 365-дневная ожидаемая доза была принята равной четырехкратной 30-дневной ожидаемой дозе из [49].

- ^e Коэффициент преобразования дозы для мощности поглощенной дозы в ткани 6E (базальная мембрана кожи) полученной от единицы поверхностной активности радионуклида, испускающего излучение с низкой ЛПЭ.
- ^f "NG" означает 'пренебрежимо мал'.
- ^g Для особого случая нерастворимого соединения $^{90}\text{SrTiO}_3$ использовалось, как обсуждено в дополнении I, значение коэффициента преобразования для 365-дневной ожидаемой поглощенной дозы в ткани 3E (грудной отдел респираторного тракта) $DF_{3E,ШЕ}^{LS}(\Delta)$, равное $3,7 \times 10^{-7}$ Гр/Бк.
- ^h "ND" означает "нет данных".
- ^j Коэффициент преобразования дозы для ^{252}Cf был оценен путем умножения коэффициента преобразования дозы для ^{241}Am на отношение эффективной дозы для ^{252}Cf к эффективной дозе для ^{241}Am из [11]. Величина этого отношения составляет приблизительно 0,5.

ТАБЛИЦА 17. ДОЗОВЫЕ КОЭФФИЦИЕНТЫ ДЛЯ ОЖИДАЕМОЙ ПОГЛОЩЕННОЙ ДОЗЫ В ЩИТОВИДНОЙ ЖЕЛЕЗЕ ПРИ ИНГАЛЯЦИОННОМ ПОСТУПЛЕНИИ

Радионуклид ^a	Щитовидная железа
	$DF_{5,ШЕ}^L(\Delta)$ ^b (Гр/Бк)
Te-132+	5.8E-08
I-125	2.2E-07
I-129	1.6E-06
I-131	2.9E-07

^a Для всех других радионуклидов, рассматриваемых в экспертном подходе, доза в щитовидной железе незначительна.

^b Коэффициент преобразования дозы для 365-дневной ожидаемой поглощенной дозы в ткани 5 (щитовидная железа) вследствие поступления 1 Бк накапливающегося в щитовидной железе радионуклида, испускающего излучение с низкой ЛПЭ. Считается, что он равен значению для ожидаемой в течение всей жизни дозы из [28].

V.3. ПОГРУЖЕНИЕ В РАДИОАКТИВНЫЙ ГАЗ

В экспертном подходе использовались дозовые коэффициенты для погружения в облако из [40]. Предполагалось погружение в полубесконечное облако радиоактивного благородного газа, что приводит к завышенной оценке для случая погружения в помещении объемом 300 куб.м согласно сценарию VI. В экспертном подходе в качестве источника для погружения рассматривался только ^{85}Kr . Этот радионуклид испускает излучение с низкой ЛПЭ, и поэтому коэффициент преобразования мощности поглощенной дозы $DF_{2,VI}^L$ для него полагался численно равным коэффициенту преобразования ОБЭ-взвешенной дозы $AF_{2,VI}$, приведенному для ^{85}Kr в таблице 20.

ДОПОЛНЕНИЕ VI

КОЭФФИЦИЕНТЫ ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ДОЗЫ ПРИ ИНГАЛЯЦИОННОМ, ПЕРОРАЛЬНОМ ПОСТУПЛЕНИИ, ПРИ ПОГРУЖЕНИИ В РАДИОАКТИВНЫЙ ГАЗ И ДОЗЫ НА КОЖУ, ИСПОЛЬЗОВАННЫЕ В ПОДХОДЕ НА ОСНОВЕ ОЦЕНКИ РИСКА

Коэффициенты преобразования дозы, использованные при расчете ${}^R D_2$ -величин, учитывали факторы, связанные с ингаляционным поступлением, загрязнением кожи и погружением в радиоактивный газ. Они приводятся в таблице 18, таблице 19 и таблице 20.

VI.1. ИНГАЛЯЦИОННОЕ И ПЕРОРАЛЬНОЕ ПОСТУПЛЕНИЕ

База данных дозиметрии ОРНЛ [49] была основным источником данных, использованным при расчете коэффициентов преобразования дозы для ингаляционного и перорального поступления диспергированного радиоактивного материала. Дополнительным источником дозиметрических данных, использованных при расчете ${}^R D_2$ -величин, была база дозиметрических данных МКРЗ [50]. Данные из этого источника использовались для радионуклидов, не включенных в базу дозиметрических данных ОРНЛ. В таблице 18 и таблице 19 такие данные обозначены звездочкой (*). Коэффициенты преобразования и параметры сценария отражают облучение условного взрослого человека из числа населения. Использование этих коэффициентов для других возрастных групп приведет к завышенной оценке ожидаемой дозы. Вклад в дозовый коэффициент дочерних продуктов, содержащихся во вдыхаемом воздухе, учитывался как описано в дополнении VIII. Если этот вклад превышал несколько процентов, родительский радионуклид в таблицах помечался крестом (+).

В подходе на основе оценки риска для определения характеристик поступления радионуклида через путь (сценарий облучения) S использовалась ожидаемая ОБЭ-взвешенная доза внутреннего облучения органа или ткани T, $AF_{T,S}(\Delta)$. Эта величина определена для уравнения (4). В случае ингаляционного или перорального поступления МКРЗ относит радиоактивный материал к одному из нескольких типов ингаляционного или перорального поступления²¹ [11, 16]. Дозовые коэффициенты для материалов, содержащих один и тот же радионуклид, но соотносимых с различными типами, неодинаковы. Для каждого радионуклида в таблицах приведены максимальные значения коэффициента преобразования дозы для определенного органа или ткани. Типы материала, учитываемые при расчете ${}^R D_2$ -величин в сценарии III R и сценарии IV, были взяты из таблиц II-V, таблиц II-IX и таблиц II-IV в [11]. Использовались следующие коэффициенты преобразования ожидаемой дозы:

- a) $AF_{2,III R}(\Delta)$ – коэффициент преобразования дозы, равный 30-дневной ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозе, полученной в соответствии со сценарием III R в ткани 2 (красный костный мозг) вследствие ингаляционного поступления 1 Бк радионуклида, (Гр-экв.)/Бк;
- b) $AF_{3R,III R}(\Delta)$ – коэффициент преобразования дозы, равный 30-дневной ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозе, полученной в соответствии со сценарием III R в ткани 3R (альвеоларно-интерстициальный отдел респираторного тракта) вследствие ингаляционного поступления 1 Бк радионуклида, (Гр-экв.)/Бк;

²¹ Типы, связанные с пероральным поступлением, необходимы ввиду различных коэффициентов поглощения в пищеварительном тракте.

* Прим. переводчика. В русскоязычной терминологии буквой "Б" обозначают соединения, которые быстро поглощаются в легких, буквой "М" – медленно поглощаемые соединения и буквой "П" – соединения, поглощаемые с промежуточной скоростью. Эти обозначения соответствуют "F" (fast), "S" (slow) и "M" (moderate), принятым в англоязычной терминологии.

- c) $AF_{4,III}(\Delta)$ – коэффициент преобразования дозы, равный 30-дневной ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозе, полученной в соответствии со сценарием III в ткани 4 (толстый кишечник)²⁴ вследствие ингаляционного поступления 1 Бк радионуклида, (Гр-экв.)/Бк;
- d) $AF_{5,III}(\Delta)$ – коэффициент преобразования дозы, равный 365-дневной ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозе, полученной в соответствии со сценарием III в ткани 5 (щитовидная железа) вследствие ингаляционного поступления 1 Бк радионуклида, (Гр-экв.)/Бк;
- e) $AF_{2,IV}(\Delta)$ – коэффициент преобразования дозы, равный 30-дневной ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозе, полученной в соответствии со сценарием IV в ткани 2 (красный костный мозг) вследствие перорального поступления 1 Бк радионуклида, (Гр-экв.)/Бк;
- f) $AF_{4,IV}(\Delta)$ – коэффициент преобразования дозы, равный 30-дневной ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозе, полученной в соответствии со сценарием IV в ткани 4 (толстый кишечник)²⁴ вследствие перорального поступления 1 Бк радионуклида, (Гр-экв.)/Бк;
- g) $AF_{5,IV}(\Delta)$ – коэффициент преобразования дозы, равный 365-дневной ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозе, полученной в соответствии со сценарием IV в ткани 5 (щитовидная железа) вследствие перорального поступления 1 Бк радионуклида, (Гр-экв.)/Бк.

Для случаев ингаляционного и перорального поступления, в дополнении к базе дозиметрических данных ОРНЛ [51], а также в дозиметрических данных в [51] содержатся значения мощности дозы излучения с низкой ЛПЭ и с высокой ЛПЭ в 29 органах или тканях людей различного возраста (условного человека в шести возрастных группах). Для ингаляционного поступления имеются данные только для аэрозолей с АМАД, равным 1 мкм. Для каждого органа или ткани перечислены мощности поглощенной дозы для 128 моментов времени от нуля до 27 500 дней после поступления. При использовании этих баз данных для расчета коэффициентов преобразования ожидаемой дозы значение $AF_{T,S}(\Delta)$ рассчитывалось путем численного интегрирования мощности поглощенной дозы:

$$AF_{T,S}(\Delta) = \int_0^{\Delta} \left[RBE_T^L \times \dot{d}_{T,S}^L(t) + RBE_T^H \times \dot{d}_{T,S}^H(t) \right] dt, \quad (67)$$

где:

$\dot{d}_{T,S}^L(t)$ и $\dot{d}_{T,S}^H(t)$ – значения мощности поглощенной дозы в органе или ткани Т после поступления 1 Бк радионуклида, соотнесенного с путем поступления S, (Гр/(Бк×с)), приведенные в [49, 51];

RBE_T^L и RBE_T^H – коэффициенты относительной биологической эффективности для излучения с низкой ЛПЭ и с высокой ЛПЭ, вызывающего развитие серьезных детерминированных эффектов в органе или ткани Т, ((Гр-экв.)/Гр), приведенные в таблице 10; и

Δ – интервал интегрирования, (сут.), указанный в таблице 10.

База дозиметрических данных МКРЗ [50] содержит значения коэффициентов преобразования дозы $HF_{T,S}(\Delta)$, равных ожидаемой взвешенной дозе излучения как функции времени (Δ) после однократного перорального или ингаляционного поступления 1 Бк радионуклида в организм

лица из числа населения (условный человек в шести возрастных группах) и в организм работника. Для радионуклидов, испускающих только излучение с низкой ЛПЭ, значения $HF_{T,S}(\Delta)$, (Sv) и $AF_{T,S}(\Delta)$, (Гр-экв.), численно равны и задаются формулой:

$$AF_{T,S}(\Delta) = \frac{RBE_T^L}{w_L} HF_{T,S}(\Delta), \quad (68)$$

где:

RBE_T^L – значение ОБЭ для излучения с низкой ЛПЭ, ((Гр-экв.)/Гр), приведенное в таблице 10; и

w_L – взвешивающий коэффициент излучения для излучения с низкой ЛПЭ, равный 1 зиверт на Грей [20].

Для большинства альфа-излучающих радионуклидов и радионуклидов с высокой вероятностью спонтанного деления (перечисленных в таблице 27), излучение с высокой ЛПЭ вносит основной вклад в поглощенную дозу в критическом органе или ткани [15]. В данном конкретном случае:

$$AF_{T,S}(\Delta) = \frac{RBE_T^H}{w_H} HF_{T,S}(\Delta), \quad (69)$$

где:

RBE_T^H – специфическая для определенного эффекта ОБЭ для излучения с низкой ЛПЭ, ((Гр-экв.)/Гр), приведенная в таблице 10; и

w_H – взвешивающий коэффициент излучения для излучения с высокой ЛПЭ, равный 20 зивертов на Грей* для альфа-частиц, как определено МКРЗ в [20], и равный 12 зивертов на Грей для представляющих интерес спектров нейтронного излучения.

Уравнения (68) и (69) действительны для всех радионуклидов с $Z < 80$ и большинства радионуклидов с $Z > 81$, перечисленных в таблице 1. Единственными исключениями являются следующие восемь радионуклидов: ^{210}Pb , ^{210}Bi , $^{210\text{m}}\text{Bi}$, ^{228}Ra , ^{230}Pa , $^{236\text{b}}\text{Np}$, ^{241}Pu и $^{242\text{m}}\text{Am}$. Эти радионуклиды имеют сложные цепочки радиоактивного распада, дочерние продукты в которых испускают излучение с различной ЛПЭ и вносят значительный вклад во взвешенную дозу излучения.

Коэффициенты преобразования ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозы при ингаляционном поступлении, используемые в подходе на основе оценки риска, приведены в таблице 18.

ТАБЛИЦА 18. КОЭФФИЦИЕНТЫ ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ОЖИДАЕМОЙ ОБЭ-ВЗВЕШЕННОЙ ДОЗЫ ПРИ ИНГАЛЯЦИОННОМ ПОСТУПЛЕНИИ

Радионуклид ^a	Ингаляционное поступление			
	Костный мозг	АИ Отдел	Толстый кишечник	Щитовидная железа
	$AF_{2,ИИР}(\Delta)^b$ (Гр-экв.)/Бк	$AF_{3R,ИИР}(\Delta)^c$ (Гр-экв.)/Бк	$AF_{4,ИИР}(\Delta)^d$ (Гр-экв.)/Бк	$AF_{5,ИИР}(\Delta)^e$ (Гр-экв.)/Бк
H-3	2.1E-11	2.1E-11	2.1E-11	NA ^f
Be-7	1.5E-11	1.0E-10	2.4E-11	NA
Be-10	7.1E-11	1.0E-08	1.9E-09	NA
C-11	2.0E-12	2.1E-12	2.2E-12	NA

* w_H , w_L – безразмерные величины, но для сохранения размерностей в (68) и (69) мы вынуждены использовать эти коэффициенты преобразования размерностей.

Радионуклид ^a	Ингаляционное поступление			
	Костный мозг	АИ Отдел	Толстый кишечник	Щитовидная железа
	AF _{2,ПМР} (Δ) ^b	AF _{3R,ПМР} (Δ) ^c	AF _{4,ПМР} (Δ) ^d	AF _{5,ПМР} (Δ) ^e
	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)
C-14	2.8E-12	2.8E-12	2.8E-12	NA
N-13	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
F-18 (*)	2.7E-11	5.3E-11	2.9E-12	NA
Na-22	1.2E-09	7.5E-10	8.7E-10	NA
Na-24 (*)	1.5E-10	1.2E-10	1.1E-10	NA
Mg-28 (*)	5.5E-10	2.6E-09	2.4E-09	NA
Al-26	4.4E-09	2.0E-08	4.4E-09	NA
Si-31 (*)	4.3E-12	1.4E-10	1.2E-10	NA
Si-32 +	2.9E-09	2.8E-08	2.5E-09	NA
P-32	2.6E-09	1.3E-08	1.2E-09	NA
P-33	1.3E-10	1.8E-09	1.4E-10	NA
S-35	2.2E-10	1.5E-09	3.1E-10	NA
Cl-36	2.4E-10	9.3E-09	2.7E-10	NA
Cl-38 (*)	4.1E-12	8.2E-11	4.3E-12	NA
Ar-37(*)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Ar-39 (*)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Ar-41 (*)	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
K-40	8.4E-10	8.5E-10	2.3E-09	NA
K-42 (*)	7.6E-11	9.6E-11	1.2E-10	NA
K-43 (*)	6.7E-11	7.0E-11	9.5E-11	NA
Ca-41	3.2E-12	9.2E-11	1.9E-11	NA
Ca-45	8.3E-11	2.4E-09	5.2E-10	NA
Ca-47 +	2.6E-10	4.5E-09	2.3E-09	NA
Sc-44 (*)	1.7E-11	2.6E-10	3.1E-10	NA
Sc-46	5.5E-10	8.1E-09	1.7E-09	NA
Sc-47	9.9E-12	1.2E-09	8.7E-10	NA
Sc-48	1.8E-10	1.6E-09	1.8E-09	NA
Ti-44 +	2.1E-09	3.0E-08	5.6E-09	NA
V-48	7.5E-10	6.2E-09	2.2E-09	NA
V-49	5.5E-12	1.5E-10	3.3E-11	NA
Cr-51	1.0E-11	2.0E-10	4.7E-11	NA
Mn-52	8.3E-10	2.7E-09	1.5E-09	NA
Mn-53	2.7E-11	1.8E-10	3.7E-11	NA
Mn-54	5.6E-10	1.9E-09	5.5E-10	NA
Mn-56 (*)	2.1E-11	1.9E-10	1.8E-10	NA
Fe-52 +	8.8E-10	1.0E-09	1.6E-09	NA
Fe-55	4.7E-11	2.0E-10	3.8E-11	NA
Fe-59	1.5E-09	5.1E-09	1.3E-09	NA
Fe-60 +	1.4E-09	1.1E-08	2.1E-09	NA
Co-55 +(*)	6.1E-11	8.5E-10	1.3E-09	NA
Co-56	9.0E-10	1.1E-08	2.4E-09	NA
Co-57	3.8E-11	1.2E-09	2.3E-10	NA
Co-58	2.7E-10	3.3E-09	7.1E-10	NA
Co-58m +	1.5E-12	3.7E-11	3.4E-11	NA
Co-60	7.2E-10	9.3E-09	1.8E-09	NA
Ni-59	1.8E-11	2.3E-10	4.7E-11	NA
Ni-63	4.4E-11	5.7E-10	1.2E-10	NA
Ni-65 (*)	2.6E-10	1.3E-10	1.2E-10	NA
Cu-64 (*)	9.1E-12	1.5E-10	1.3E-10	NA
Cu-67	3.8E-11	8.7E-10	4.2E-10	NA

Радионуклид ^a	Ингаляционное поступление			
	Костный мозг	АИ Отдел	Толстый кишечник	Щитовидная железа
	AF _{2,ПМР} (Δ) ^b	AF _{3R,ПМР} (Δ) ^c	AF _{4,ПМР} (Δ) ^d	AF _{5,ПМР} (Δ) ^e
	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)
Zn-65	1.7E-10	1.6E-09	3.4E-10	NA
Zn-69 (*)	1.1E-13	2.4E-11	7.5E-12	NA
Zn-69m +(*)	1.7E-11	4.0E-10	6.4E-10	NA
Ga-67	4.5E-11	3.0E-10	2.5E-10	NA
Ga-68 (*)	5.6E-12	7.4E-11	3.2E-11	NA
Ga-72 (*)	1.3E-10	7.3E-10	1.2E-09	NA
Ge-68 +	2.9E-10	2.6E-08	2.3E-09	NA
Ge-71	5.9E-13	1.5E-10	2.1E-11	NA
Ge-77 +	3.5E-11	8.5E-10	2.4E-10	NA
As-72	9.1E-11	2.3E-09	2.3E-09	NA
As-73	1.1E-11	2.1E-09	3.9E-10	NA
As-74	1.9E-10	6.5E-09	1.6E-09	NA
As-76	3.8E-11	2.2E-09	2.2E-09	NA
As-77	6.5E-12	6.9E-10	5.8E-10	NA
Se-75	2.3E-10	1.4E-09	3.1E-10	NA
Se-79	5.6E-11	1.9E-09	3.7E-10	NA
Br-76 (*)	1.1E-10	1.1E-09	1.4E-10	NA
Br-77	2.9E-11	1.7E-10	4.7E-11	NA
Br-82	1.6E-10	9.2E-10	2.6E-10	NA
Kr-81	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Kr-85	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Kr-85m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Kr-87	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Rb-81 (*)	1.0E-11	1.2E-11	9.0E-12	NA
Rb-83	4.1E-10	2.8E-10	3.6E-10	NA
Rb-84	8.4E-10	5.4E-10	7.4E-10	NA
Rb-86	1.1E-09	6.0E-10	1.0E-09	NA
Rb-87	2.9E-10	1.5E-10	2.6E-10	NA
Sr-82	4.3E-09	4.1E-08	1.0E-08	NA
Sr-85	2.8E-10	1.7E-09	3.2E-10	NA
Sr-85m +	8.5E-13	4.2E-12	2.2E-12	NA
Sr-87m (*)	3.9E-12	2.3E-11	2.3E-11	NA
Sr-89	1.9E-09	1.9E-08	4.2E-09	NA
Sr-90 +	3.7E-09	4.5E-08	8.4E-09	NA
Sr-91 +	5.3E-10	1.7E-08	4.2E-09	NA
Sr-92 +(*)	6.1E-11	4.1E-10	6.5E-10	NA
Y-87 +	8.6E-11	9.1E-10	6.4E-10	NA
Y-88	8.7E-10	5.7E-09	1.2E-09	NA
Y-90	1.0E-10	5.1E-09	4.4E-09	NA
Y-91	5.6E-10	2.0E-08	4.3E-09	NA
Y-91m +	1.3E-12	1.7E-11	5.1E-12	NA
Y-92 (*)	5.8E-12	4.5E-10	4.9E-10	NA
Y-93 (*)	1.6E-11	1.0E-09	1.6E-09	NA
Zr-88 +	6.5E-10	2.8E-09	5.5E-10	NA
Zr-93 +	1.7E-10	1.3E-09	2.3E-10	NA
Zr-95 +	1.7E-09	6.3E-09	1.2E-09	NA
Zr-97 +(*)	3.5E-10	1.9E-09	2.9E-09	NA
Nb-93m	6.6E-12	1.2E-09	2.2E-10	NA
Nb-94	5.7E-10	1.0E-08	2.0E-09	NA
Nb-95	2.1E-10	2.8E-09	6.5E-10	NA

Радионуклид ^a	Ингаляционное поступление			
	Костный мозг	АИ Отдел	Толстый кишечник	Щитовидная железа
	AF _{2,ПМР} (Δ) ^b	AF _{3R,ПМР} (Δ) ^c	AF _{4,ПМР} (Δ) ^d	AF _{5,ПМР} (Δ) ^e
	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)
Nb-97 (*)	1.9E-12	5.4E-11	2.4E-11	NA
Mo-93 +	1.8E-11	1.0E-09	1.5E-10	NA
Mo-99 +	2.0E-10	2.4E-09	2.0E-09	NA
Tc-95m	1.8E-10	1.9E-09	4.5E-10	3.3E-10
Tc-96	2.4E-10	1.3E-09	8.5E-10	6.8E-10
Tc-96m +	2.0E-12	1.3E-11	7.7E-12	1.2E-11
Tc-97	2.1E-12	4.6E-10	6.8E-11	7.0E-11
Tc-97m	1.8E-11	2.8E-09	6.3E-10	5.8E-10
Tc-98	4.1E-10	8.2E-09	1.8E-09	1.4E-09
Tc-99	2.1E-11	3.4E-09	7.3E-10	6.5E-10
Tc-99m (*)	1.7E-12	1.2E-11	7.9E-12	4.0E-11
Ru-97	3.8E-11	2.2E-10	4.2E-10	NA
Ru-103 +	4.1E-10	4.5E-09	2.8E-09	NA
Ru-105 +	2.4E-11	2.4E-10	7.7E-10	NA
Ru-106 +	2.6E-09	5.5E-08	2.7E-08	NA
Rh-99	1.6E-10	2.0E-09	5.6E-10	NA
Rh-101	1.2E-10	2.3E-09	4.0E-10	NA
Rh-102	7.5E-10	5.9E-09	1.5E-09	NA
Rh-102m	3.0E-10	7.7E-09	1.5E-09	NA
Rh-103m (*)	9.1E-14	3.2E-12	9.3E-13	NA
Rh-105	1.7E-11	4.8E-10	5.6E-10	NA
Pd-103 +	8.3E-12	1.2E-09	3.3E-10	NA
Pd-107	2.1E-12	3.7E-10	6.9E-11	NA
Pd-109 (*)	1.7E-12	5.1E-10	8.1E-10	NA
Ag-105	1.9E-10	1.9E-09	4.8E-10	NA
Ag-108m	7.5E-10	7.1E-09	1.7E-09	NA
Ag-110m	1.2E-09	9.5E-09	2.5E-09	NA
Ag-111	8.6E-11	4.9E-09	2.2E-09	NA
Cd-109	6.1E-11	3.7E-09	6.4E-10	NA
Cd-113m	1.2E-10	7.3E-09	1.3E-09	NA
Cd-115 +	7.3E-11	2.3E-09	2.1E-09	NA
Cd-115m	3.2E-10	1.9E-08	4.1E-09	NA
In-111	1.6E-10	3.6E-10	3.0E-10	NA
In-113m (*)	3.2E-12	2.1E-11	1.4E-11	NA
In-114m	1.5E-08	2.5E-08	6.0E-09	NA
In-115m (*)	1.6E-11	6.6E-11	8.6E-11	NA
Sn-113 +	3.1E-10	5.1E-09	1.2E-09	NA
Sn-117m	4.5E-10	3.2E-09	1.1E-09	NA
Sn-119m	1.2E-10	2.7E-09	5.9E-10	NA
Sn-121m +	2.0E-10	4.2E-09	9.2E-10	NA
Sn-123	7.0E-10	1.6E-08	3.7E-09	NA
Sn-125	1.7E-09	1.2E-08	5.1E-09	NA
Sn-126 +	3.0E-09	3.8E-08	9.4E-09	NA
Sb-122	4.1E-10	2.9E-09	2.7E-09	NA
Sb-124	1.4E-09	1.4E-08	3.4E-09	NA
Sb-125 +	7.5E-10	6.8E-09	1.5E-09	5.8E-10
Sb-126	1.1E-09	7.8E-09	2.9E-09	NA
Te-121	2.7E-10	1.1E-09	5.6E-10	6.7E-10
Te-121m +	6.8E-10	3.9E-09	1.2E-09	2.4E-09
Te-123m	5.2E-10	3.5E-09	8.4E-10	2.2E-09

Радионуклид ^a	Ингаляционное поступление			
	Костный мозг	АИ Отдел	Толстый кишечник	Щитовидная железа
	AF _{2,ПМР} (Δ) ^b	AF _{3R,ПМР} (Δ) ^c	AF _{4,ПМР} (Δ) ^d	AF _{5,ПМР} (Δ) ^e
	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)
Te-125m	4.7E-10	3.5E-09	7.8E-10	2.1E-09
Te-127 (*)	2.6E-11	1.5E-10	2.3E-10	5.9E-11
Te-127m +	1.3E-09	9.2E-09	2.0E-09	5.8E-09
Te-129 (*)	3.0E-11	5.1E-11	2.0E-11	7.5E-12
Te-129m +	2.2E-09	1.6E-08	3.9E-09	1.0E-08
Te-131m +	2.8E-10	1.5E-09	1.5E-09	1.1E-07
Te-132 +	5.4E-10	4.5E-09	3.4E-09	7.4E-10
I-123 (*)	7.4E-12	6.2E-12	7.2E-12	4.6E-08
I-124	1.4E-10	1.3E-10	7.8E-11	2.4E-08
I-125	1.5E-11	1.2E-11	1.5E-11	8.8E-08
I-126	1.3E-10	1.3E-10	7.2E-11	6.6E-08
I-129	2.1E-11	1.9E-11	3.3E-11	7.4E-10
I-131	9.1E-11	8.8E-11	6.1E-11	7.4E-08
I-132 (*)	3.1E-11	2.7E-11	3.0E-11	3.6E-09
I-133 (*)	4.5E-11	4.4E-11	5.3E-11	7.6E-08
I-134 (*)	1.9E-11	1.5E-11	1.4E-11	7.0E-10
I-135 (*)	2.7E-11	2.8E-11	3.0E-11	1.3E-08
Xe-122	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Xe-123 +	8.3E-13	6.9E-13	8.0E-13	4.1E-10
Xe-127	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Xe-131m	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Xe-133	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Xe-135	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Cs-129	1.8E-11	1.9E-11	2.1E-11	NA
Cs-131	1.2E-11	2.0E-11	2.0E-11	NA
Cs-132	1.6E-10	1.5E-10	1.8E-10	NA
Cs-134	1.3E-09	1.2E-09	1.5E-09	NA
Cs-134m +	1.5E-12	3.2E-12	1.9E-12	NA
Cs-135	1.1E-10	1.2E-10	1.5E-10	NA
Cs-136	8.3E-10	7.9E-10	9.7E-10	NA
Cs-137 +	7.9E-10	7.6E-10	9.7E-10	NA
Ba-131 +	1.6E-10	3.0E-11	6.7E-10	NA
Ba-133	2.5E-10	4.0E-11	8.2E-10	NA
Ba-133m	8.7E-11	8.6E-12	1.0E-09	NA
Ba-140 +	1.3E-09	1.6E-09	6.2E-09	NA
La-137	4.5E-11	4.5E-10	8.6E-11	NA
La-140	3.0E-10	2.1E-09	2.5E-09	NA
Ce-139	8.0E-11	1.9E-09	3.7E-10	NA
Ce-141	1.1E-10	5.2E-09	1.2E-09	NA
Ce-143 +	4.0E-11	1.9E-09	1.7E-09	NA
Ce-144 +	8.9E-10	5.0E-08	9.7E-09	NA
Pr-142 (*)	1.3E-11	1.3E-09	2.0E-09	NA
Pr-143	8.3E-11	6.5E-09	2.1E-09	NA
Nd-147 +	1.4E-10	5.2E-09	1.8E-09	NA
Nd-149 +	2.9E-12	1.4E-10	1.1E-10	NA
Pm-143	1.3E-10	1.3E-09	2.4E-10	NA
Pm-144	6.3E-10	4.6E-09	9.5E-10	NA
Pm-145	2.7E-11	8.3E-10	1.5E-10	NA
Pm-147	6.0E-11	2.4E-09	4.6E-10	NA
Pm-148m	8.0E-10	1.0E-08	2.2E-09	NA

Радионуклид ^a	Ингаляционное поступление			
	Костный мозг	АИ Отдел	Толстый кишечник	Щитовидная железа
	AF _{2,ПР} (Δ) ^b	AF _{3R,ПР} (Δ) ^c	AF _{4,ПР} (Δ) ^d	AF _{5,ПР} (Δ) ^e
	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)
Pm-149	3.0E-11	1.7E-09	1.6E-09	NA
Pm-151	2.7E-11	8.1E-10	1.1E-09	NA
Sm-145 +	5.8E-11	1.5E-09	3.1E-10	NA
Sm-147 (*)	4.4E-09	5.3E-07	0.0E+00	NA
Sm-151	2.0E-11	6.6E-10	1.4E-10	NA
Sm-153	2.3E-11	1.0E-09	1.1E-09	NA
Eu-147	1.6E-10	1.8E-09	5.3E-10	NA
Eu-148	7.2E-10	4.6E-09	1.2E-09	NA
Eu-149	3.2E-11	6.1E-10	1.4E-10	NA
Eu-150b	6.2E-10	4.8E-09	1.1E-09	NA
Eu-150a (*)	5.1E-12	3.1E-10	5.2E-10	NA
Eu-152	5.4E-10	7.1E-09	1.6E-09	NA
Eu-152m	9.8E-12	3.9E-10	6.4E-10	NA
Eu-154	7.0E-10	1.2E-08	2.7E-09	NA
Eu-155	8.0E-11	2.3E-09	4.9E-10	NA
Eu-156	4.6E-10	9.4E-09	3.2E-09	NA
Gd-146 +	2.6E-09	8.9E-09	2.1E-09	NA
Gd-148 (*)	4.7E-08	7.7E-07	0.0E+00	NA
Gd-153	4.3E-10	1.9E-09	4.1E-10	NA
Gd-159 (*)	7.0E-11	4.4E-10	7.2E-10	NA
Tb-157	8.0E-12	2.2E-10	4.7E-11	NA
Tb-158	4.4E-10	5.7E-09	1.3E-09	NA
Tb-160	6.2E-10	9.5E-09	2.3E-09	NA
Dy-159	3.6E-11	6.5E-10	1.4E-10	NA
Dy-165 (*)	9.0E-13	8.3E-11	7.1E-11	NA
Dy-166 +	1.6E-10	5.2E-09	3.1E-09	NA
Ho-166	2.4E-11	1.4E-09	2.1E-09	NA
Ho-166m	7.9E-10	8.2E-09	1.8E-09	NA
Er-169	5.0E-11	1.5E-09	6.3E-10	NA
Er-171	1.0E-11	2.7E-10	4.3E-10	NA
Tm-167	9.7E-11	2.0E-09	8.6E-10	NA
Tm-170	4.4E-10	1.0E-08	2.3E-09	NA
Tm-171	3.7E-11	8.4E-10	1.8E-10	NA
Yb-169	2.0E-10	4.5E-09	1.1E-09	NA
Yb-175	2.8E-11	1.1E-09	7.2E-10	NA
Lu-172	3.2E-10	3.0E-09	1.4E-09	NA
Lu-173	1.1E-10	2.0E-09	3.7E-10	NA
Lu-174	1.1E-10	2.1E-09	4.0E-10	NA
Lu-174m +	1.7E-10	4.7E-09	9.2E-10	NA
Lu-177 (*)	5.7E-11	1.8E-09	9.7E-10	NA
Hf-172 +	3.2E-09	1.2E-08	2.8E-09	NA
Hf-175	6.6E-10	2.1E-09	5.3E-10	NA
Hf-181	1.8E-09	6.4E-09	1.7E-09	NA
Hf-182 +	1.6E-09	1.5E-08	3.0E-09	NA
Ta-178a (*)	5.1E-12	4.6E-11	4.1E-11	NA
Ta-179	1.4E-11	5.1E-10	9.4E-11	NA
Ta-182	4.4E-10	1.1E-08	2.2E-09	NA
W-178	1.3E-11	5.2E-12	3.3E-10	NA
W-181	5.3E-12	2.1E-12	1.0E-10	NA
W-185	1.4E-11	4.3E-12	8.0E-10	NA

Радионуклид ^a	Ингаляционное поступление			
	Костный мозг	АИ Отдел	Толстый кишечник	Щитовидная железа
	AF _{2,ПМР} (Δ) ^b	AF _{3Р,ПМР} (Δ) ^c	AF _{4,ПМР} (Δ) ^d	AF _{5,ПМР} (Δ) ^e
	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)
W-187 (*)	2.4E-11	1.6E-11	9.2E-10	NA
W-188 +	1.2E-10	9.6E-10	4.5E-09	2.7E-09
Re-184	2.3E-10	3.0E-09	6.7E-10	6.3E-10
Re-184m +	2.3E-10	6.2E-09	1.1E-09	1.1E-09
Re-186	4.0E-11	2.3E-09	1.1E-09	1.9E-09
Re-187	1.4E-13	2.2E-11	3.9E-12	4.2E-12
Re-188 (*)	3.3E-11	1.0E-09	6.7E-10	2.8E-09
Re-189	2.1E-11	6.7E-10	4.4E-10	1.4E-09
Os-185	2.7E-10	2.4E-09	5.6E-10	NA
Os-191	7.3E-11	3.2E-09	9.5E-10	NA
Os-191m +	4.4E-12	1.9E-10	1.5E-10	NA
Os-193	2.4E-11	9.8E-10	1.3E-09	NA
Os-194 +	6.2E-10	3.4E-08	6.3E-09	NA
Ir-189	3.8E-11	1.3E-09	3.9E-10	NA
Ir-190	3.6E-10	4.4E-09	1.5E-09	NA
Ir-192	4.3E-10	9.4E-09	2.0E-09	NA
Ir-194 (*)	3.3E-11	1.4E-09	2.0E-09	NA
Pt-188 +	2.2E-10	5.1E-10	1.2E-09	NA
Pt-191	3.1E-11	2.7E-11	3.1E-10	NA
Pt-193	2.8E-12	3.4E-12	5.3E-11	NA
Pt-193m	2.0E-11	2.2E-11	5.6E-10	NA
Pt-195m	3.1E-11	3.4E-11	7.6E-10	NA
Pt-197 (*)	9.8E-12	1.3E-11	3.9E-10	NA
Pt-197m +(*)	2.3E-12	6.7E-12	5.1E-11	NA
Au-193	7.2E-12	1.3E-10	1.7E-10	NA
Au-194	5.4E-11	3.8E-10	3.9E-10	NA
Au-195	2.7E-11	2.4E-09	4.0E-10	NA
Au-198	5.7E-11	2.0E-09	1.5E-09	NA
Au-199	2.1E-11	9.6E-10	6.8E-10	NA
Hg-194 +	2.3E-09	4.0E-09	2.7E-09	NA
Hg-195m +	1.5E-09	1.2E-09	7.9E-10	NA
Hg-197	6.7E-10	3.8E-10	3.3E-10	NA
Hg-197m +	1.2E-09	5.5E-10	6.8E-10	NA
Hg-203	1.9E-09	3.1E-09	8.4E-10	NA
Tl-200	5.8E-11	5.5E-11	9.0E-11	NA
Tl-201	2.0E-11	2.2E-11	7.3E-11	NA
Tl-202	1.2E-10	1.1E-10	2.7E-10	NA
Tl-204	2.0E-10	2.0E-10	1.3E-09	NA
Pb-201 +	2.4E-11	1.6E-11	8.2E-11	NA
Pb-202 +	3.6E-10	2.4E-10	4.4E-10	NA
Pb-203	4.8E-11	2.8E-11	1.6E-10	NA
Pb-205	2.6E-11	6.0E-12	3.0E-11	NA
Pb-210 +	6.0E-08	1.2E-06	2.8E-09	NA
Pb-212 +(*)	1.1E-09	4.6E-09	0.0E+00	NA
Bi-205	2.8E-10	2.5E-09	8.7E-10	NA
Bi-206	3.8E-10	3.6E-09	1.9E-09	NA
Bi-207	4.2E-10	7.1E-09	1.6E-09	NA
Bi-210 +	1.8E-09	4.0E-08	2.1E-09	NA
Bi-210m	5.7E-10	1.2E-06	4.5E-09	NA
Bi-212 +(*)	1.8E-11	4.6E-09	0.0E+00	NA

Радионуклид ^a	Ингаляционное поступление			
	Костный мозг	АИ Отдел	Толстый кишечник	Щитовидная железа
	AF _{2,ПМР} (Δ) ^b	AF _{3R,ПМР} (Δ) ^c	AF _{4,ПМР} (Δ) ^d	AF _{5,ПМР} (Δ) ^e
	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)
Po-210	5.7E-08	1.2E-06	6.4E-15	NA
At-211	3.8E-10	2.8E-08	1.1E-12	NA
Rn-222	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	NA
Ra-223 +	7.4E-09	3.0E-06	7.1E-09	NA
Ra-224 +	4.3E-09	1.2E-06	3.9E-09	NA
Ra-225 +	5.7E-08	2.8E-06	2.6E-09	NA
Ra-226	2.2E-09	1.1E-06	1.7E-09	NA
Ra-228 +	4.6E-08	8.4E-06	1.1E-08	NA
Ac-225	1.2E-07	3.4E-06	4.3E-09	NA
Ac-227 +	6.5E-08	8.5E-06	1.0E-08	NA
Ac-228	9.9E-11	2.9E-09	4.2E-10	NA
Th-227 +	1.8E-08	3.8E-06	4.2E-09	NA
Th-228 +	4.4E-08	8.1E-06	6.5E-09	NA
Th-229 +	1.5E-07	8.7E-06	6.9E-09	NA
Th-230 +	1.4E-08	1.3E-06	1.2E-10	NA
Th-231	7.5E-12	3.9E-10	5.2E-10	NA
Th-232 +	4.4E-08	7.0E-06	7.8E-09	NA
Th-234 +	8.4E-10	2.4E-08	6.1E-09	NA
Pa-230 +	2.2E-09	2.9E-07	7.5E-10	NA
Pa-231 +	3.3E-08	3.8E-06	3.3E-09	NA
Pa-233	2.6E-10	6.0E-09	1.5E-09	NA
U-230 +	5.2E-08	6.1E-06	3.1E-10	NA
U-232 +	5.1E-08	8.9E-06	6.2E-09	NA
U-233	1.0E-08	1.4E-06	4.9E-11	NA
U-234 +	1.0E-08	1.3E-06	1.0E-10	NA
U-235 +	9.6E-09	1.3E-06	1.7E-09	NA
U-236	9.4E-09	1.3E-06	8.8E-11	NA
U-238 +	1.0E-08	1.2E-06	6.7E-09	NA
Обедненный U	9.3E-09	1.2E-06	5.5E-10	NA
Np-235	1.3E-11	5.2E-10	8.7E-11	NA
Np-236b +	1.2E-09	1.3E-07	2.6E-10	NA
Np-236a	2.9E-10	8.9E-09	1.6E-09	NA
Np-237 +	1.1E-08	1.2E-06	2.1E-09	NA
Np-239	3.4E-11	1.2E-09	1.2E-09	NA
Pu-236	1.4E-08	1.6E-06	1.1E-10	NA
Pu-237	3.3E-11	8.7E-10	1.5E-10	NA
Pu-238	1.4E-08	1.6E-06	8.3E-11	NA
Pu-239	1.3E-08	1.5E-06	5.2E-11	NA
Pu-240	1.3E-08	1.5E-06	8.3E-11	NA
Pu-241 +	9.9E-11	1.7E-08	3.9E-11	NA
Pu-242	1.2E-08	1.4E-06	6.8E-11	NA
Pu-244 +	1.3E-08	1.3E-06	6.4E-09	NA
Am-241	7.4E-09	1.3E-06	4.1E-10	NA
Am-242m +	7.0E-09	1.2E-06	1.7E-09	NA
Am-243 +	7.4E-09	1.3E-06	2.1E-09	NA
Am-244	1.9E-11	4.1E-10	5.4E-10	NA
Cm-240	5.7E-09	1.1E-06	7.5E-11	NA
Cm-241 +	2.7E-10	1.5E-08	1.2E-09	NA
Cm-242	7.7E-09	1.4E-06	7.0E-11	NA
Cm-243	8.0E-09	1.4E-06	1.1E-09	NA

Радионуклид ^a	Ингаляционное поступление			
	Костный мозг	АИ Отдел	Толстый кишечник	Щитовидная железа
	AF _{2,III} (Δ) ^b	AF _{3R,III} (Δ) ^c	AF _{4,III} (Δ) ^d	AF _{5,III} (Δ) ^e
	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)
Cm-244	7.8E-09	1.4E-06	6.4E-11	NA
Cm-245	7.3E-09	1.3E-06	5.3E-10	NA
Cm-246	7.3E-09	1.3E-06	5.9E-11	NA
Cm-247	6.9E-09	1.2E-06	1.5E-09	NA
Cm-248 (*)	2.7E-08	4.6E-06	Нет данных	NA
Bk-247	1.6E-08	1.3E-06	5.0E-10	NA
Bk-249	4.7E-11	1.2E-09	2.3E-10	NA
Cf-248 +	1.7E-08	1.4E-06	4.5E-11	NA
Cf-249	1.7E-08	1.4E-06	5.0E-10	NA
Cf-250 ^g	1.7E-08	1.4E-06	4.3E-11	NA
Cf-251	1.7E-08	1.4E-06	1.5E-09	NA
Cf-252 (*)	3.3E-08	2.5E-06	Нет данных	NA
Cf-253	5.1E-09	3.9E-07	5.2E-10	NA
Cf-254 (*)	1.1E-06	2.5E-05	1.2E-07	NA
²³⁹ Pu/ ⁹ Be ^{g, h}	1.3E-08	1.5E-06	5.2E-11	NA
²⁴¹ Am/ ⁹ Be ^{g, h}	7.4E-09	1.3E-06	4.1E-10	NA

^a Как указано в дополнении VIII, при расчете D-величин для всех радионуклидов учитывалось образование радиоактивных дочерних продуктов. Знак "+" указывает радионуклиды, для которых дочерние продукты были значительными источниками дозы в рассмотренных сценариях. Значения коэффициентов основаны на данных из [49], за исключением случаев, отмеченных знаком "*", указывающим, что они основаны на данных из [50].

^b 30-дневная (Δ) ожидаемая ОБЭ-взвешенная доза в костном мозге вследствие ингаляционного поступления радионуклида.

^c 30-дневная (Δ) ожидаемая ОБЭ-взвешенная доза в АИ отделе респираторного тракта вследствие ингаляционного поступления радионуклида.

^d 30-дневная (Δ) ожидаемая ОБЭ-взвешенная доза в толстом кишечнике вследствие ингаляционного поступления радионуклида.

^e 365-дневная ожидаемая ОБЭ-взвешенная доза в щитовидной железе вследствие ингаляционного поступления радионуклида.

^f "NA" означает "не имеет отношения".

^g Приведено значение активности альфа-излучающего радионуклида, например, ²³⁹Pu или ²⁴¹Am.

^h Доза от нейтронов не учитывалась, как обсуждено в разделе 5.

ТАБЛИЦА 19. КОЭФФИЦИЕНТЫ ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ОЖИДАЕМОЙ ОБЭ-ВЗВЕШЕННОЙ ДОЗЫ ПРИ ПЕРОРАЛЬНОМ ПОСТУПЛЕНИИ И ОБЭ-ВЗВЕШЕННОЙ ДОЗЫ ПРИ ЗАГРЯЗНЕНИИ

Радионуклиды ^a	Пероральное поступление			Загрязнение кожи
	Костный мозг	Толстый кишечник	Щитовидная железа	Дерма кожи
	AF _{2,IV} (Δ) ^b	AF _{4,IV} (Δ) ^c	AF _{5,IV} (Δ) ^d	AF _{6R,V} ^e
	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/(с×Бк/кв.см))
H-3	2.1E-11	2.2E-11	NA ^f	0.0E+00
Be-7	1.1E-11	9.6E-11	NA	7.1E-13
Be-10	1.1E-11	8.1E-09	NA	1.7E-10
C-11	1.8E-12	3.4E-12	NA	1.4E-11
C-14	2.3E-10	2.5E-10	NA	0.0E+00
N-13	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
F-18 (*)	6.5E-11	1.5E-11	NA	1.8E-10
Na-22	3.5E-09	2.6E-09	NA	9.0E-11
Na-24 (*)	3.9E-10	4.0E-10	NA	3.6E-10
Mg-28 (*)	9.7E-10	1.2E-08	NA	5.3E-10
Al-26	6.6E-10	1.9E-08	NA	3.4E-10
Si-31 (*)	8.4E-14	6.5E-10	NA	3.3E-10

Радионуклиды ^a	Пероральное поступление			Загрязнение кожи
	Костный мозг	Толстый кишечник	Щитовидная железа	Дерма кожи
	AF _{2,IV} (Δ) ^b	AF _{4,IV} (Δ) ^c	AF _{5,IV} (Δ) ^d	AF _{6R,V} ^e
	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/(с×Бк/кв.см))
Si-32 +	6.4E-09	9.1E-09	NA	3.6E-10
P-32	6.4E-09	5.5E-09	NA	3.6E-10
P-33	3.2E-10	6.5E-10	NA	1.3E-12
S-35	2.4E-10	2.8E-10	NA	0.0E+00
Cl-36	7.1E-10	8.7E-10	NA	2.1E-10
Cl-38 (*)	8.1E-12	1.5E-11	NA	4.3E-10
Ar-37(*)	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Ar-39 (*)	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Ar-41 (*)	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
K-40	2.5E-09	6.8E-09	NA	2.7E-10
K-42 (*)	2.1E-10	4.5E-10	NA	4.5E-10
K-43 (*)	1.8E-10	3.1E-10	NA	2.1E-10
Ca-41	1.8E-11	7.0E-11	NA	1.0E-12
Ca-45	4.7E-10	1.9E-09	NA	1.8E-12
Ca-47 +	1.1E-09	8.9E-09	NA	4.6E-10
Sc-44 (*)	4.7E-11	1.6E-09	NA	4.1E-10
Sc-46	3.8E-10	7.2E-09	NA	4.2E-11
Sc-47	1.9E-11	4.1E-09	NA	7.4E-11
Sc-48	4.1E-10	8.5E-09	NA	1.7E-10
Ti-44 +	5.4E-10	2.4E-08	NA	4.1E-10
V-48	5.5E-10	9.5E-09	NA	1.6E-10
V-49	2.2E-13	1.4E-10	NA	2.7E-12
Cr-51	9.6E-12	2.0E-10	NA	3.9E-12
Mn-52	8.0E-10	6.9E-09	NA	7.9E-11
Mn-53	1.1E-11	1.6E-10	NA	ND ^f
Mn-54	3.6E-10	1.7E-09	NA	1.3E-11
Mn-56 (*)	2.4E-11	1.0E-09	NA	3.6E-10
Fe-52 +	3.8E-10	8.4E-09	NA	6.5E-10
Fe-55	1.8E-11	1.7E-10	NA	4.1E-12
Fe-59	7.7E-10	5.5E-09	NA	4.5E-11
Fe-60 +	7.7E-10	8.3E-09	NA	3.4E-11
Co-55 +(*)	1.6E-10	6.2E-09	NA	ND
Co-56	7.8E-10	9.3E-09	NA	1.1E-10
Co-57	3.5E-11	9.0E-10	NA	1.1E-11
Co-58	2.4E-10	2.8E-09	NA	1.9E-11
Co-58m +	1.3E-12	1.6E-10	NA	2.3E-11
Co-60	5.8E-10	7.0E-09	NA	3.4E-11
Ni-59	6.4E-13	2.1E-10	NA	4.7E-12
Ni-63	1.6E-12	5.3E-10	NA	0.0E+00
Ni-65 (*)	7.1E-12	6.8E-10	NA	3.0E-10
Cu-64 (*)	1.9E-11	6.8E-10	NA	1.5E-10
Cu-67	7.0E-11	2.0E-09	NA	ND
Zn-65	7.3E-10	1.3E-09	NA	1.0E-11
Zn-69 (*)	5.6E-13	3.9E-11	NA	2.1E-10
Zn-69m +(*)	9.6E-11	2.0E-09	NA	2.4E-10
Ga-67	2.6E-11	1.2E-09	NA	9.2E-12
Ga-68 (*)	5.8E-12	2.0E-10	NA	3.9E-10
Ga-72 (*)	1.7E-10	6.3E-09	NA	2.7E-10
Ge-68 +	2.9E-10	7.0E-09	NA	4.0E-10
Ge-71	1.7E-12	6.2E-11	NA	4.8E-12

Радионуклиды ^a	Пероральное поступление			Загрязнение кожи
	Костный мозг	Толстый кишечник	Щитовидная железа	Дерма кожи
	AF _{2,IV} (Δ) ^b	AF _{4,IV} (Δ) ^c	AF _{5,IV} (Δ) ^d	AF _{6R,V} ^e
	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/(с×Бк/кв.см))
Ge-77 +	9.1E-11	7.5E-10	NA	4.8E-10
As-72	2.5E-10	1.1E-08	NA	ND
As-73	3.5E-11	1.7E-09	NA	1.0E-11
As-74	3.3E-10	7.0E-09	NA	2.0E-10
As-76	1.3E-10	1.1E-08	NA	4.0E-10
As-77	2.5E-11	2.8E-09	NA	1.4E-10
Se-75	5.8E-10	9.7E-10	NA	1.3E-11
Se-79	1.4E-10	6.6E-10	NA	0.0E+00
Br-76 (*)	2.9E-10	6.5E-10	NA	0.0E+00
Br-77	7.8E-11	1.5E-10	NA	0.0E+00
Br-82	4.3E-10	8.1E-10	NA	7.8E-11
Kr-81	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Kr-85	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Kr-85m	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Kr-87	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Rb-81 (*)	2.6E-11	3.4E-11	NA	ND
Rb-83	1.2E-09	1.1E-09	NA	ND
Rb-84	2.5E-09	2.2E-09	NA	1.1E-10
Rb-86	3.3E-09	3.1E-09	NA	3.3E-10
Rb-87	8.6E-10	7.9E-10	NA	3.0E-12
Sr-82	4.8E-09	3.5E-08	NA	3.9E-12
Sr-85	3.7E-10	1.1E-09	NA	1.3E-11
Sr-85m +	1.6E-12	1.1E-11	NA	2.0E-11
Sr-87m (*)	6.2E-12	1.2E-10	NA	6.4E-11
Sr-89	2.0E-09	1.4E-08	NA	3.2E-10
Sr-90 +	4.0E-09	3.3E-08	NA	5.0E-10
Sr-91 +	1.3E-10	1.8E-08	NA	3.2E-10
Sr-92 +(*)	6.4E-11	3.4E-09	NA	5.5E-10
Y-87 +	1.2E-10	3.0E-09	NA	ND
Y-88	4.7E-10	4.7E-09	NA	2.7E-11
Y-90	3.7E-13	2.1E-08	NA	3.9E-10
Y-91	2.4E-12	1.9E-08	NA	3.2E-10
Y-91m +	2.3E-12	2.7E-11	NA	2.6E-11
Y-92 (*)	4.8E-12	2.6E-09	NA	4.4E-10
Y-93 (*)	4.4E-12	8.3E-09	NA	4.2E-10
Zr-88 +	1.9E-10	2.1E-09	NA	3.7E-11
Zr-93 +	7.7E-12	1.0E-09	NA	5.4E-13
Zr-95 +	2.3E-10	5.1E-09	NA	4.7E-11
Zr-97 +(*)	1.2E-10	1.5E-08	NA	6.3E-10
Nb-93m	1.9E-12	9.3E-10	NA	5.4E-13
Nb-94	3.6E-10	8.3E-09	NA	8.8E-11
Nb-95	1.6E-10	2.8E-09	NA	9.3E-12
Nb-97 (*)	4.1E-12	1.4E-10	NA	2.9E-10
Mo-93 +	4.7E-11	4.3E-10	NA	3.6E-12
Mo-99 +	6.1E-10	4.9E-10	6.7E-11	2.3E-10
Tc-95m	1.9E-10	1.5E-09	5.1E-10	ND
Tc-96	4.5E-10	3.0E-09	1.0E-09	3.1E-11
Tc-96m +	3.9E-12	2.8E-11	1.1E-11	3.3E-11
Tc-97	3.5E-12	2.3E-10	1.1E-10	2.9E-12
Tc-97m	2.9E-11	2.2E-09	9.1E-10	4.9E-12

Радионуклиды ^a	Пероральное поступление			Загрязнение кожи
	Костный мозг	Толстый кишечник	Щитовидная железа	Дерма кожи
	AF _{2,IV} (Δ) ^b	AF _{4,IV} (Δ) ^c	AF _{5,IV} (Δ) ^d	
	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/(с×Бк/кв.см))
Tc-98	4.6E-10	6.1E-09	2.2E-09	5.0E-11
Tc-99	3.3E-11	2.5E-09	1.0E-09	8.7E-12
Tc-99m (*)	4.2E-12	3.7E-11	8.5E-11	2.5E-12
Ru-97	3.9E-11	7.2E-10	NA	1.1E-11
Ru-103 +	1.3E-10	4.3E-09	NA	1.0E-11
Ru-105 +	2.2E-11	1.5E-09	NA	2.6E-10
Ru-106 +	2.9E-10	4.4E-08	NA	4.5E-10
Rh-99	1.4E-10	2.5E-09	NA	2.4E-11
Rh-101	7.7E-11	1.7E-09	NA	8.4E-12
Rh-102	5.5E-10	4.5E-09	NA	8.6E-11
Rh-102m	1.5E-10	6.2E-09	NA	1.5E-10
Rh-103m (*)	5.0E-15	5.7E-12	NA	4.3E-13
Rh-105	1.2E-11	2.8E-09	NA	7.3E-11
Pd-103 +	1.5E-12	1.5E-09	NA	2.6E-12
Pd-107	4.2E-14	3.0E-10	NA	0.0E+00
Pd-109 (*)	8.0E-13	4.1E-09	NA	2.3E-10
Ag-105	1.4E-10	1.7E-09	NA	1.5E-11
Ag-108m	4.7E-10	5.5E-09	NA	3.5E-10
Ag-110m	7.3E-10	7.9E-09	NA	5.9E-11
Ag-111	2.2E-11	9.7E-09	NA	2.2E-10
Cd-109	1.5E-11	2.8E-09	NA	3.6E-12
Cd-113m	2.3E-11	5.7E-09	NA	0.0E+00
Cd-115 +	6.5E-11	1.0E-08	NA	3.5E-10
Cd-115m	6.8E-11	1.8E-08	NA	2.9E-10
In-111	7.4E-11	1.5E-09	NA	1.5E-11
In-113m (*)	2.4E-12	8.1E-11	NA	1.2E-10
In-114m	1.2E-09	2.8E-08	NA	6.2E-12
In-115m (*)	4.9E-12	4.8E-10	NA	2.2E-10
Sn-113 +	8.1E-11	5.1E-09	NA	1.2E-10
Sn-117m	6.7E-11	5.2E-09	NA	4.2E-12
Sn-119m	1.1E-11	2.6E-09	NA	2.2E-12
Sn-121m +	1.7E-11	4.0E-09	NA	3.5E-11
Sn-123	5.8E-11	1.6E-08	NA	2.9E-10
Sn-125	1.9E-10	2.4E-08	NA	6.7E-10
Sn-126 +	1.4E-09	4.0E-08	NA	3.3E-10
Sb-122	2.1E-10	1.2E-08	NA	3.1E-10
Sb-124	8.4E-10	1.4E-08	NA	2.0E-10
Sb-125 +	6.4E-10	5.7E-09	6.5E-10	3.7E-11
Sb-126	8.9E-10	1.2E-08	NA	2.2E-10
Te-121	3.3E-10	1.2E-09	2.4E-10	1.1E-11
Te-121m +	8.1E-10	2.9E-09	8.6E-10	1.7E-11
Te-123m	5.9E-10	2.7E-09	7.8E-10	3.5E-12
Te-125m	5.2E-10	2.8E-09	7.7E-10	3.8E-12
Te-127 (*)	1.0E-11	1.1E-09	1.7E-11	1.3E-10
Te-127m +	1.5E-09	7.1E-09	2.1E-09	5.3E-12
Te-129 (*)	9.4E-13	1.2E-10	7.5E-13	3.0E-10
Te-129m +	2.5E-09	1.4E-08	3.7E-09	1.1E-10
Te-131m +	3.4E-10	6.0E-09	9.3E-08	4.3E-10
Te-132 +	5.4E-10	1.3E-08	3.2E-08	3.0E-10
I-123 (*)	6.5E-12	1.2E-11	7.8E-10	4.4E-12

Радионуклиды ^a	Пероральное поступление			Загрязнение кожи
	Костный мозг	Толстый кишечник	Щитовидная железа	Дерма кожи
	AF _{2,IV} (Δ) ^b	AF _{4,IV} (Δ) ^c	AF _{5,IV} (Δ) ^d	AF _{6R,V} ^e
	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/(с×Бк/кв.см))
I-124	1.4E-10	1.4E-10	5.1E-08	ND
I-125	1.3E-11	2.4E-11	2.6E-08	4.3E-12
I-126	1.4E-10	1.2E-10	9.6E-08	1.0E-10
I-129	2.1E-11	5.4E-11	7.3E-08	2.2E-12
I-131	9.6E-11	1.2E-10	8.1E-08	1.1E-10
I-132 (*)	2.6E-11	4.6E-11	3.4E-09	2.9E-10
I-133 (*)	4.7E-11	1.1E-10	8.2E-08	2.6E-10
I-134 (*)	1.1E-11	2.1E-11	5.4E-10	3.5E-10
I-135 (*)	4.0E-11	7.3E-11	1.6E-08	2.3E-10
Xe-122	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Xe-123 +	7.3E-13	1.3E-12	4.4E-10	0.0E+00
Xe-127	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Xe-131m	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Xe-133	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Xe-135	0.0E+00	0.0E+00	NA	0.0E+00
Cs-129	4.7E-11	6.8E-11	NA	0.0E+00
Cs-131	3.4E-11	6.0E-11	NA	2.3E-12
Cs-132	4.5E-10	5.4E-10	NA	0.0E+00
Cs-134	3.7E-09	4.4E-09	NA	1.1E-10
Cs-134m +	4.0E-12	7.4E-12	NA	0.0E+00
Cs-135	3.4E-10	4.6E-10	NA	2.0E-14
Cs-136	2.4E-09	2.9E-09	NA	4.6E-11
Cs-137 +	2.3E-09	2.9E-09	NA	1.4E-10
Ba-131 +	1.8E-10	2.3E-09	NA	1.4E-11
Ba-133	2.5E-10	2.7E-09	NA	1.5E-11
Ba-133m	6.8E-11	4.0E-09	NA	ND
Ba-140 +	1.1E-09	2.3E-08	NA	4.9E-10
La-137	5.1E-12	3.9E-10	NA	ND
La-140	2.6E-10	1.3E-08	NA	3.2E-10
Ce-139	3.5E-11	1.6E-09	NA	5.1E-12
Ce-141	1.8E-11	5.5E-09	NA	5.6E-11
Ce-143 +	3.5E-11	8.4E-09	NA	4.5E-10
Ce-144 +	2.4E-11	4.2E-08	NA	4.3E-10
Pr-142 (*)	4.5E-12	1.0E-08	NA	3.6E-10
Pr-143	1.4E-12	9.4E-09	NA	2.0E-10
Nd-147 +	3.0E-11	8.3E-09	NA	1.3E-10
Nd-149 +	3.8E-12	5.5E-10	NA	5.1E-10
Pm-143	6.5E-11	9.9E-10	NA	ND
Pm-144	3.3E-10	3.7E-09	NA	ND
Pm-145	7.1E-12	6.4E-10	NA	ND
Pm-147	9.4E-13	2.0E-09	NA	2.1E-13
Pm-148m	4.1E-10	9.3E-09	NA	9.9E-11
Pm-149	2.1E-12	7.9E-09	NA	2.3E-10
Pm-151	3.7E-11	5.3E-09	NA	1.8E-10
Sm-145 +	1.5E-11	1.4E-09	NA	ND
Sm-147 (*)	6.8E-11	0.0E+00	NA	0.0E+00
Sm-151	3.0E-13	6.4E-10	NA	1.6E-14
Sm-153	9.5E-12	5.7E-09	NA	1.4E-10
Eu-147	9.8E-11	2.4E-09	NA	ND
Eu-148	4.4E-10	4.9E-09	NA	ND

Радионуклиды ^a	Пероральное поступление			Загрязнение кожи
	Костный мозг	Толстый кишечник	Щитовидная железа	Дерма кожи
	AF _{2,IV} (Δ) ^b	AF _{4,IV} (Δ) ^c	AF _{5,IV} (Δ) ^d	
	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/(с×Бк/кв.см))
Eu-149	1.4E-11	6.1E-10	NA	ND
Eu-150b	3.1E-10	4.4E-09	NA	ND
Eu-150a (*)	3.1E-12	2.8E-09	NA	ND
Eu-152	2.3E-10	6.7E-09	NA	6.9E-11
Eu-152m	1.5E-11	3.4E-09	NA	2.5E-10
Eu-154	2.5E-10	1.2E-08	NA	1.3E-10
Eu-155	1.5E-11	2.2E-09	NA	2.0E-12
Eu-156	2.3E-10	1.5E-08	NA	1.8E-10
Gd-146 +	4.4E-10	8.9E-09	NA	ND
Gd-148 (*)	9.7E-11	0.0E+00	NA	0.0E+00
Gd-153	2.5E-11	1.8E-09	NA	5.0E-12
Gd-159 (*)	4.6E-12	3.7E-09	NA	2.0E-10
Tb-157	7.0E-13	2.1E-10	NA	ND
Tb-158	1.6E-10	5.4E-09	NA	ND
Tb-160	2.2E-10	1.0E-08	NA	1.3E-10
Dy-159	1.1E-11	6.3E-10	NA	3.4E-12
Dy-165 (*)	3.5E-13	4.1E-10	NA	2.7E-10
Dy-166 +	1.2E-11	1.5E-08	NA	3.6E-10
Ho-166	3.3E-12	1.1E-08	NA	3.3E-10
Ho-166m	3.7E-10	7.7E-09	NA	2.9E-11
Er-169	8.4E-13	3.0E-09	NA	1.6E-11
Er-171	1.7E-11	2.3E-09	NA	2.4E-10
Tm-167	3.1E-11	4.1E-09	NA	2.0E-11
Tm-170	8.1E-12	1.1E-08	NA	2.1E-10
Tm-171	7.2E-13	8.2E-10	NA	5.2E-14
Yb-169	7.0E-11	4.7E-09	NA	1.2E-11
Yb-175	7.4E-12	3.4E-09	NA	4.7E-11
Lu-172	3.2E-10	6.5E-09	NA	ND
Lu-173	3.1E-11	1.6E-09	NA	ND
Lu-174	2.7E-11	1.7E-09	NA	ND
Lu-174m +	1.6E-11	4.0E-09	NA	ND
Lu-177 (*)	7.6E-12	4.2E-09	NA	5.2E-11
Hf-172 +	4.0E-10	1.1E-08	NA	ND
Hf-175	8.5E-11	2.3E-09	NA	3.4E-11
Hf-181	1.3E-10	7.5E-09	NA	6.3E-11
Hf-182 +	3.1E-10	1.3E-08	NA	6.6E-11
Ta-178a (*)	1.3E-11	2.3E-10	NA	ND
Ta-179	7.7E-12	4.1E-10	NA	ND
Ta-182	2.5E-10	9.3E-09	NA	6.2E-11
W-178	2.9E-11	1.4E-09	NA	ND
W-181	1.1E-11	4.4E-10	NA	3.0E-12
W-185	1.6E-11	3.4E-09	NA	4.0E-11
W-187 (*)	5.4E-11	4.9E-09	NA	1.7E-10
W-188 +	1.8E-10	1.9E-08	6.3E-09	3.7E-10
Re-184	2.9E-10	2.2E-09	1.6E-09	1.6E-11
Re-184m +	3.0E-10	3.7E-09	2.8E-09	1.6E-11
Re-186	9.9E-11	4.2E-09	4.8E-09	2.2E-10
Re-187	3.5E-13	1.3E-11	1.1E-11	0.0E+00
Re-188 (*)	8.0E-11	3.1E-09	6.6E-09	3.6E-10
Re-189	5.2E-11	1.9E-09	3.5E-09	ND

Радионуклиды ^a	Пероральное поступление			Загрязнение кожи
	Костный мозг	Толстый кишечник	Щитовидная железа	Дерма кожи
	AF _{2,IV} (Δ) ^b	AF _{4,IV} (Δ) ^c	AF _{5,IV} (Δ) ^d	
	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/(с×Бк/кв.см))
Os-185	1.6E-10	2.1E-09	NA	1.6E-11
Os-191	1.9E-11	4.3E-09	NA	5.2E-12
Os-191m +	1.1E-12	7.1E-10	NA	7.5E-12
Os-193	9.5E-12	6.2E-09	NA	2.2E-10
Os-194 +	4.4E-11	2.7E-08	NA	3.7E-10
Ir-189	1.8E-11	1.8E-09	NA	ND
Ir-190	2.9E-10	6.5E-09	NA	4.0E-11
Ir-192	1.9E-10	8.5E-09	NA	1.3E-10
Ir-194 (*)	8.9E-12	1.0E-08	NA	3.7E-10
Pt-188 +	2.3E-10	5.4E-09	NA	2.2E-11
Pt-191	5.0E-11	2.1E-09	NA	2.1E-11
Pt-193	1.2E-13	2.5E-10	NA	2.0E-12
Pt-193m	2.8E-12	3.6E-09	NA	4.5E-12
Pt-195m	1.4E-11	4.9E-09	NA	7.5E-12
Pt-197 (*)	2.4E-12	3.0E-09	NA	1.1E-10
Pt-197m +(*)	9.2E-13	4.1E-10	NA	3.4E-10
Au-193	1.5E-11	8.5E-10	NA	ND
Au-194	1.3E-10	1.9E-09	NA	1.4E-11
Au-195	2.4E-11	1.8E-09	NA	6.0E-12
Au-198	7.6E-11	7.3E-09	NA	2.1E-10
Au-199	2.1E-11	3.3E-09	NA	1.2E-11
Hg-194 +	2.1E-09	4.1E-09	NA	1.6E-11
Hg-195m +	1.4E-10	4.0E-09	NA	1.6E-11
Hg-197	5.9E-11	1.7E-09	NA	5.1E-12
Hg-197m +	7.8E-11	3.5E-09	NA	1.1E-11
Hg-203	7.3E-10	3.5E-09	NA	1.8E-11
Tl-200	1.5E-10	2.8E-10	NA	3.8E-11
Tl-201	5.6E-11	2.3E-10	NA	4.8E-12
Tl-202	3.5E-10	7.9E-10	NA	2.1E-11
Tl-204	5.9E-10	3.9E-09	NA	1.5E-10
Pb-201 +	4.7E-11	7.1E-10	NA	4.8E-12
Pb-202 +	5.4E-10	1.2E-09	NA	2.1E-11
Pb-203	6.8E-11	1.3E-09	NA	2.3E-11
Pb-205	1.9E-11	1.9E-10	NA	2.0E-12
Pb-210 +	2.5E-08	1.3E-08	NA	1.9E-10
Pb-212 +(*)	6.6E-09	1.9E-08	NA	6.1E-10
Bi-205	3.0E-10	3.7E-09	NA	2.8E-11
Bi-206	5.6E-10	8.8E-09	NA	9.8E-11
Bi-207	3.1E-10	6.5E-09	NA	7.0E-11
Bi-210 +	7.3E-10	1.0E-08	NA	1.9E-10
Bi-210m	1.7E-10	1.9E-08	NA	ND
Bi-212 +(*)	1.3E-12	0.0E+00	NA	5.7E-10
Po-210	2.3E-08	1.9E-14	NA	9.3E-17
At-211	1.1E-09	3.7E-12	NA	7.2E-11
Rn-222	0.0E+00	0.0E+00	NA	8.6E-15
Ra-223 +	2.9E-08	3.0E-08	NA	1.3E-11
Ra-224 +	1.9E-08	2.7E-08	NA	9.2E-13
Ra-225 +	2.7E-08	1.1E-08	NA	1.5E-11
Ra-226	7.7E-09	6.9E-09	NA	4.9E-10
Ra-228 +	2.7E-08	5.8E-08	NA	2.4E-10

Радионуклиды ^a	Пероральное поступление			Загрязнение кожи
	Костный мозг	Толстый кишечник	Щитовидная железа	Дерма кожи
	AF _{2,IV} (Δ) ^b	AF _{4,IV} (Δ) ^c	AF _{5,IV} (Δ) ^d	
	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/(с×Бк/кв.см))
Ac-225	1.1E-09	2.0E-08	NA	1.3E-12
Ac-227 +	2.9E-08	3.5E-08	NA	8.1E-12
Ac-228	3.3E-11	2.2E-09	NA	2.3E-10
Th-227 +	1.4E-08	1.6E-08	NA	2.1E-11
Th-228 +	2.4E-08	4.0E-08	NA	1.5E-12
Th-229 +	2.9E-08	2.9E-08	NA	2.2E-11
Th-230 +	2.5E-10	5.1E-10	NA	5.1E-13
Th-231	1.8E-12	2.6E-09	NA	9.0E-12
Th-232 +	1.9E-08	4.1E-08	NA	5.1E-13
Th-234 +	1.8E-11	2.7E-08	NA	1.2E-10
Pa-230 +	2.0E-10	3.3E-09	NA	2.5E-11
Pa-231 +	8.2E-09	1.2E-08	NA	6.5E-12
Pa-233	4.5E-11	6.5E-09	NA	4.4E-11
U-230 +	4.3E-09	1.4E-09	NA	7.3E-13
U-232 +	2.4E-08	3.8E-08	NA	1.3E-12
U-233	8.3E-10	2.1E-10	NA	7.0E-12
U-234 +	8.2E-10	4.3E-10	NA	1.1E-12
U-235 +	8.2E-10	7.3E-09	NA	1.3E-11
U-236	7.7E-10	3.7E-10	NA	1.1E-12
U-238 +	7.8E-10	2.9E-08	NA	1.4E-12
Обедненный U	7.7E-10	1.5E-09	NA	7.1E-13
Np-235	6.4E-13	4.0E-10	NA	ND
Np-236b +	2.3E-11	1.3E-09	NA	ND
Np-236a	3.1E-11	7.1E-09	NA	ND
Np-237 +	2.1E-10	9.2E-09	NA	4.7E-11
Np-239	2.6E-11	6.0E-09	NA	5.2E-11
Pu-236	2.2E-10	4.5E-10	NA	ND
Pu-237	1.1E-11	6.7E-10	NA	ND
Pu-238	2.1E-10	3.6E-10	NA	6.0E-13
Pu-239	2.0E-10	2.3E-10	NA	2.3E-13
Pu-240	2.0E-10	3.6E-10	NA	5.7E-13
Pu-241 +	1.6E-12	1.7E-10	NA	1.7E-14
Pu-242	1.9E-10	3.0E-10	NA	4.9E-13
Pu-244 +	2.7E-10	2.7E-08	NA	4.9E-12
Am-241	1.2E-10	1.9E-09	NA	3.7E-12
Am-242m +	1.1E-10	7.6E-09	NA	1.3E-12
Am-243 +	1.6E-10	9.7E-09	NA	3.9E-13
Am-244	4.3E-11	2.9E-09	NA	6.0E-11
Cm-240	9.2E-11	3.6E-10	NA	ND
Cm-241 +	1.1E-10	5.2E-09	NA	ND
Cm-242	1.2E-10	3.3E-10	NA	5.4E-13
Cm-243	1.5E-10	4.8E-09	NA	1.8E-11
Cm-244	1.2E-10	2.9E-10	NA	5.1E-13
Cm-245	1.3E-10	2.4E-09	NA	4.5E-12
Cm-246	1.1E-10	2.7E-10	NA	1.7E-12
Cm-247	1.8E-10	6.4E-09	NA	1.1E-11
Cm-248 (*)	6.9E-10	ND	NA	2.8E-10
Bk-247	2.7E-10	2.2E-09	NA	ND
Bk-249	7.3E-13	1.1E-09	NA	1.3E-11
Cf-248 +	2.7E-10	2.0E-10	NA	ND

Радионуклиды ^a	Пероральное поступление			Загрязнение кожи
	Костный мозг	Толстый кишечник	Щитовидная железа	Дерма кожи
	AF _{2,IV} (Δ) ^b	AF _{4,IV} (Δ) ^c	AF _{5,IV} (Δ) ^d	AF _{6R,V} ^e
	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/Бк)	((Гр-экв.)/(с×Бк/кв.см))
Cf-249	3.3E-10	2.1E-09	NA	1.7E-11
Cf-250 ^g	2.7E-10	1.9E-10	NA	3.5E-12
Cf-251	2.9E-10	6.8E-09	NA	3.6E-11
Cf-252 (*)	6.4E-10	ND	NA	3.7E-10
Cf-253	7.7E-11	2.4E-09	NA	3.8E-12
Cf-254 (*)	2.8E-08	5.0E-07	NA	3.5E-09
²³⁹ Pu/ ⁹ Be ^h	2.0E-10	2.3E-10	NA	2.3E-13
²⁴¹ Am/ ⁹ Be ^h	1.2E-10	1.9E-09	NA	3.7E-12

^a Как указано в дополнении VIII, при расчете D-величин для всех радионуклидов учитывалось образование радиоактивных дочерних продуктов. Знак "+" указывает радионуклиды, для которых дочерние продукты были значительными источниками дозы в рассмотренных сценариях. Значения коэффициентов основаны на данных из [49], за исключением случаев, отмеченных знаком "*", указывающим, что они основаны на данных из [50].

^b 30-дневная (Δ) ожидаемая ОБЭ-взвешенная доза в костном мозге при пероральном поступлении.

^c 30-дневная (Δ) ожидаемая ОБЭ-взвешенная доза в толстом кишечнике при пероральном поступлении.

^d 365-дневная (Δ) ожидаемая ОБЭ-взвешенная доза в щитовидной железе при пероральном поступлении.

^e Мощность ОБЭ-взвешенной дозы в дерме кожи.

^f "NA" означает "не оценивался". "ND" означает "нет данных".

^g Приведено значение активности альфа-излучающего радионуклида, например, ²³⁹Pu или ²⁴¹Am.

^h Доза от нейтронов не учитывалась, как обсуждено в разделе 5.

VI.2. ЗАГРЯЗНЕНИЕ КОЖИ

В подходе на основе оценки риска использовались коэффициенты преобразования дозы, AF_{6R,V}, равные мощности ОБЭ-взвешенной дозы в ткани 6R (дерма кожи) на единицу поверхностной активности радионуклида, полученной в соответствии со сценарием V. Значения этих коэффициентов преобразования дозы для конкретных радионуклидов рассчитывались в качестве суммы трех членов, представленных в уравнении (70). Первый член в правой части уравнения (70) представляет вклады от дискретных фотонов с энергией E_{γ,i} и выходом Y_i^γ на единицу ядерного преобразования. Второй член отражает вклад конверсионных электронов с выходом Y_j^e и кинетической энергией E_{e,j}, а последний член - вклад бета-спектра с максимальной энергией E_e⁰:

$$\begin{aligned}
 AF_{6R,V} = & \sum_i^n Y_i^\gamma \times d_{6R,V}^\gamma(E_{\gamma,i}) + \\
 & + \sum_j^m Y_j^e \times d_{6R,V}^e(E_{e,j}) + \int_0^{E_e^0} n_\beta(E_e, E_e^0) d_{6R,V}^e(E_e) dE_e.
 \end{aligned}
 \tag{70}$$

где:

AF_{6R,V} – коэффициент преобразования ОБЭ-дозы в дерме кожи (ткань 6R) от однородно распределенного загрязнения на поверхности кожи, как описано в сценарии V, ((Гр-экв.)/(с×Бк/кв.см));

n_β(E_e, E_e⁰)dE_e – среднее число электронов с энергией от E_e до E_e+dE_e, образующихся в результате бета-распада радионуклида с максимальной энергией бета-распада E_e⁰ (МэВ), взятое из [52];

$d_{6R,V}^{\gamma}(E_{\gamma})$ – коэффициент удельной дозы, равный ОБЭ-взвешенной дозе в дерме кожи на глубине 40 мг×кв.см (0,4 мм или 400 мкм) под поверхностью кожи от одного фотона с энергией E_{γ} , который испускает радиоактивный материал, однородно распределенный по поверхности кожи, ((Гр-экв.)×кв.см);

$d_{6R,V}^e(E_e)$ – коэффициент удельной дозы, равный ОБЭ-взвешенной дозе в дерме кожи от одного электрона с энергией E_e , который испускает радиоактивный материал, однородно распределенного по поверхности кожи, ((Гр-экв.) ×кв.см).

Сумма, являющаяся первым членом в правой части уравнения (70), представляет собой ОБЭ-взвешенную дозу при облучении дермы кожи фотонами, испускаемыми соответствующим радионуклидом. Значения этой величины, по данным Ролоффа и Хайнцельмана (Rohloff и Heinzelmann) [53], использовались при расчете коэффициентов преобразования дозы. Эмпирическое уравнение, приведенное в [54], использовалось при расчете коэффициента удельной ОБЭ-взвешенной дозы в дерме кожи от источника электронов с энергией E_e , однородно распределенного по поверхности кожи, ((Гр-экв.)×кв.см).

$$d_{6R,V}^e(E_e) = 1.602 \times 10^{-10} \frac{2.7767 + y(8.5167 + y(8.1517 + 2.3104y))}{1 + y(2.5806 + y(1.6233 - 0.2723y))}, \quad (71)$$

где: $y = \log_{10} E_e$, а E_e - энергия электронов, (МэВ). Это уравнение справедливо для электронов с энергией, E_{min} , превышающей 0,18 МэВ. Для электронов с энергией ниже этого значения $d_{6R,V}^e(E_e)$ равен нулю.

Дозу на глубине 300-500 мкм следует [15] оценивать для определения возможности развития таких серьезных детерминированных эффектов, как влажное шелушение. Этот метод использовался в подходе на основе оценки риска, где предполагалось, что после облучения более чем 100 кв.см ткани кожи [12], расположенной на глубине 400 мкм (40 мг×кв.см), происходит развитие серьезных детерминированных эффектов.

Сравнение расчетных результатов с имеющимися опубликованными данными [54, 55, 56, 57, 58] показывает их хорошее согласие. Значения коэффициента преобразования дозы $AF_{6R,V}$ приведены в таблице 19.

VI.3 ПОГРУЖЕНИЕ В РАДИОАКТИВНЫЙ ГАЗ

В подходе на основе оценки риска использовались коэффициенты преобразования дозы, $AF_{2,VI}$, равные мощности ОБЭ-взвешенной дозы в ткани 2 (красный костный мозг) при погружении в радиоактивный благородный газ. Данные для полубесконечного облака из [40], использованные при расчете $AF_{2,VI}$, правильно аппроксимируют ситуацию погружения в воздухе [40]. Использование этих дозовых коэффициентов для внешнего γ -облучения при погружении в помещении объемом 300 куб.м (сценарий VI) позволяет получить консервативные оценки облучения с учетом размера помещения по сравнению с бесконечным облаком. Значения коэффициента преобразования дозы $AF_{2,VI}$ приведены в таблице 20.

ТАБЛИЦА 20. КОЭФФИЦИЕНТЫ ПРЕОБРАЗОВАНИЯ ОБЭ-ВЗВЕШЕННОЙ ДОЗЫ ДЛЯ СЛУЧАЯ ПОГРУЖЕНИЯ В РАДИОАКТИВНЫЙ ГАЗ

Радионуклид	Костный мозг		Радионуклид	Костный мозг	
	$AF_{2,VI}$			$AF_{2,VI}$	
	(Гр-экв.)/(Бкхс/куб.м)			(Гр-экв.)/(Бкхс/куб.м)	
N-13	4.60E-14		Kr-87	4.00E-14	
Ar-37	0.00E+00		Xe-122	4.50E-14	
Ar-39	6.60E-18		Xe-123	3.50E-14	
Ar-41	6.30E-14		Xe-127	1.10E-14	
Kr-81	2.40E-16		Xe-131m	2.30E-16	
Kr-85	1.10E-16		Xe-133	1.10E-15	
Kr-85m	6.40E-15		Xe-135	1.10E-14	

ДОПОЛНЕНИЕ VII ОЦЕНКА D-ВЕЛИЧИН

В данном разделе содержатся общая характеристика и оценка рекомендуемых D-величин, приведенных в таблице 1.

VII.1. ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИЗАЦИЯ РЕКОМЕНДУЕМЫХ D-ВЕЛИЧИН

В таблице 21 перечислены условия, ограничивающие D₁-величины. В большинстве случаев (312 из проанализированных 369) опасную активность недиспергированного радиоактивного материала определяет облучение от близлежащего источника. Облучение от удаленного источника является ограничивающим фактором для 13 радионуклидов. Как правило, эти радионуклиды обладают весьма низкой удельной активностью и не проходят "карманный" тест, поскольку их невозможно переносить в кармане. В 19 случаях D₁-величина ограничивается факторами, связанными с соображениями критичности, а в 25 случаях D₁-величины неограниченны.

ТАБЛИЦА 21. УСЛОВИЯ, ОГРАНИЧИВАЮЩИЕ D₁-ВЕЛИЧИНЫ

Ограниченны в связи с развитием серьезных детерминированных эффектов в органе или ткани:	Сценарий	
	I	II
Мягкие ткани	312	
Костный мозг		
АИ отдел респираторного тракта		
Толстый кишечник		
Щитовидная железа		
Дерма кожи		
Туловище		13
Ограничены критичностью	19	
Неограниченны	25	
Всего	369	

В таблице 22 перечислены условия, ограничивающие D₂-величины. В большинстве случаев (314 из проанализированных 369) опасную активность диспергированного радиоактивного материала определяет ингаляционное и контактное облучение дермы кожи. Критическими органами, определяющими D₂-величины, являются красный костный мозг, альвеолярно-интерстициальный отдел респираторного тракта и дерма кожи. Таблица 22 также показывает, что пероральное поступление, связанное с непреднамеренным поступлением в организм через органы пищеварения или потреблением загрязненной воды, важно только в случае ¹⁴C. В десяти случаях D₂-величина ограничивается факторами, связанными с соображениями критичности, а в 17 случаях D₂-величины неограниченны.

ТАБЛИЦА 22. УСЛОВИЯ, ОГРАНИЧИВАЮЩИЕ D₂-ВЕЛИЧИНЫ

Ограниченны в связи с развитием серьезных детерминированных эффектов в органе или ткани:	Сценарий			
	IIIР	IV	V	VI
Мягкие ткани				
Костный мозг	119	1		12
АИ отдел респираторного тракта	76			
Толстый кишечник	10	0		
Щитовидная железа	28	0		
Дерма кожи			96	
Туловище				
Ограничены критичностью	10			
Неограниченны	17			
Всего	369			

В таблице 23 перечислены условия, ограничивающие D-величину (наименьшую из D₁ и D₂-величин). В большинстве случаев (266 из проанализированных 369) опасное количество радиоактивного материала определяется облучением от близлежащего источника. Только в шести случаях (^{97m}Tc, ⁹⁹Tc, ^{125m}Te, ^{127m}Te, ¹²⁵I и ¹²⁶I) D-величина ограничивается облучением щитовидной железы от диспергированного материала, содержащего накапливающиеся в щитовидной железе радионуклиды. Для сравнения, этот эффект ограничивает D₂-величину во всех случаях ингаляции, когда диспергированный материал содержит радионуклиды, накапливающиеся в щитовидной железе. В девяти случаях D-величина ограничивается факторами, связанными с соображениями критичности, а в 15 случаях она неограниченна.

ТАБЛИЦА 23. УСЛОВИЯ, ОГРАНИЧИВАЮЩИЕ D-ВЕЛИЧИНЫ

Ограниченны в связи с развитием серьезных детерминированных эффектов в органе или ткани:	Сценарий					
	I	II	IIIР	IV	V	VI
Мягкие ткани	266					
Костный мозг			27	1		0
АИ отдел респираторного тракта			32			
Толстый кишечник			0	0		
Щитовидная железа			6	0		
Дерма кожи					8	
Туловище		5				
Ограничены критичностью	9					
Неограниченны	15					
Всего	369					

VII.2. ПРОВЕРКА РЕКОМЕНДУЕМЫХ D-ВЕЛИЧИН

В документе TECDOC-1432 МАГАТЭ "Development of extended framework for emergency response criteria" ("Разработка расширенной основы для критериев аварийного реагирования") [15] признается, что при проведении оценок доз невозможно избежать неопределенностей и

приводятся руководящие материалы по установлению общих контрольных уровней для аварийного реагирования. При разработке D-величин возможны значительные неопределенности, и считается, что, в зависимости от данных и допущений, результаты могут легко различаться в десять раз или более. С целью валидации рекомендуемых D-величин, приведенных в таблице 1, были проведены два сравнения. В первом величины, рассчитанные с использованием экспертного подхода, сравнивались с величинами, рассчитанными с использованием подхода на основе оценки риска. Второе имело цель установить, насколько расчетные D-величины сравнимы с данными по источникам, с которые происходили радиационные аварийные ситуации, с тем чтобы определить, согласуются ли эти значения с данными, основанными на фактическом опыте.

В экспертном подходе и подходе на основе оценки риска для определения D₂-величин использовались совершенно различные дозиметрические данные и критерии. D-величины, полученные с помощью подхода на основе оценки риска, использовались в качестве базовых, поскольку они были разработаны с помощью новейших методов прогнозирования возникновения детерминированных эффектов, изложенных в [12].

При сравнении D-величин, полученных с помощью экспертного подхода и подхода на основе оценки риска с учетом неопределенностей дозовых коэффициентов, дозовых критериев и параметров сценариев, представляется целесообразным полагать, что менее чем пятикратное различие между D-величинами следует расценивать как незначительное.

В таблице 24 представлены D-величины, рассчитанные с использованием экспертного подхода и подхода на основе оценки риска для радионуклидов, рассмотренных в экспертном подходе. Сравнение D₁-величин, определенных с помощью экспертного подхода, с величинами, полученными посредством подхода на основе проверенного риска, показывает, что их различие незначительно. Это свидетельствует о правильности дозиметрических данных и критериев, использованных в этих подходах. Данные, приведенные в таблице 24, показывают, что экспертный подход систематически приводит к заниженным (консервативным) оценкам D₂-величин. Среднее значение отношения ${}^E D_2 / {}^R D_2$ составляет $1,1 \pm 0,3$ (доверительный уровень 99%). Есть только три случая, для которых D₂-величины, рассчитанные с помощью экспертного подхода, оказываются более чем в два раза меньшими, чем величины, рассчитанные с помощью подхода на основе оценки риска, и нет ни одного случая, когда они оказались бы более чем в пять раз меньшими. Кроме того, D-величины сравнивались с величинами, рассчитанными полностью независимым образом с использованием эмпирических правил и дозовых коэффициентов из других источников. Оказалось, что эти результаты также согласуются с рассчитанными здесь D-величинами.

ТАБЛИЦА 24 СРАВНЕНИЕ D-ВЕЛИЧИН, ПОЛУЧЕННЫХ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ЭКСПЕРТНОГО ПОДХОДА И ПОДХОДА НА ОСНОВЕ ОЦЕНКИ РИСКА

Радионуклид ^a	D-величина			D ₁ -величина			D ₂ -величина		
	(Тбк)		E/R ^b	(Тбк)		E/R	(Тбк)		E/R
	E ^b	R ^b		E	R		E	R	
H-3	2.E+3	1.E+3	2.	UL ^c	UL	1.	2.E+3 ^e	1.E+3	2.
C-14	5.E+1	9.E+2	0.06	2.E+5	1.E+5	2.	5.E+1	9.E+2	0.06
P-32	1.E+1	8.E+0	1.	1.E+1	1.E+1	1.	2.E+1	8.E+0	3.
S-35	6.E+1	9.E+1	0.7	4.E+4	4.E+4	1.	6.E+1	9.E+1	0.7
Cl-36	2.E+1	3.E+1	0.7	3.E+2	2.E+2	2.	2.E+1 ^f	3.E+1	0.7
Cr-51	2.E+0	2.E+0	1.	2.E+0	2.E+0	1.	5.E+3	1.E+3	5.
Fe-55	8.E+2	4.E+2	2.	UL	UL	1.	8.E+2	4.E+2	2.
Co-57	7.E-1	7.E-1	1.	7.E-1	7.E-1	1.	4.E+2	3.E+2	1.
Co-60	3.E-2	3.E-2	1.	3.E-2	3.E-2	1.	3.E+1	3.E+1	1.

Радионуклид ^a	D-величина			D ₁ -величина			D ₂ -величина		
	(ТБк)		E/R ^b	(ТБк)		E/R	(ТБк)		E/R
	E ^b	R ^b		E	R		E	R	
Ni-63	6.E+1	5.E+2	0.1	UL	UL	1.	6.E+1	5.E+2	0.1
Zn-65	1.E-1	1.E-1	1.	1.E-1	1.E-1	1.	3.E+2	1.E+2	3.
Ge-68+	7.E-2	7.E-2	1.	7.E-2	7.E-2	1.	2.E+1	1.E+1	2.
Se-75	2.E-1	2.E-1	1.	2.E-1	2.E-1	1.	2.E+2	9.E+1	2.
Kr-85	3.E+1	3.E+1	1.	3.E+1	3.E+1	1.	2.E+3	2.E+3	1.
Sr-89	2.E+1	1.E+1	2.	2.E+1	2.E+1	1.	2.E+1	1.E+1	2.
Sr-90+	1.E+0	5.E+0	0.2	4.E+0	5.E+0	0.8	1.E+0	5.E+0	0.2
Y-90	5.E+0	5.E+0	1.	5.E+0	5.E+0	1.	1.E+1	1.E+1	1.
Y-91	8.E+0	9.E+0	0.9	8.E+0	9.E+0	0.9	2.E+1	2.E+1	1.
Zr-95+	4.E-2	4.E-2	1.	4.E-2	4.E-2	1.	1.E+1	1.E+1	1.
Nb-95	9.E-2	9.E-2	1.	9.E-2	9.E-2	1.	6.E+1	9.E+1	0.7
Mo-99+	3.E-1	3.E-1	1.	3.E-1	3.E-1	1.	2.E+1	2.E+1	1.
Tc-99m	7.E-1	6.E-1	1.	7.E-1	6.E-1	1.	7.E+2	5.E+2	1.
Ru-103+	1.E-1	1.E-1	1.	1.E-1	1.E-1	1.	3.E+1	5.E+1	0.6
Ru-106+	3.E-1	3.E-1	1.	3.E-1	3.E-1	1.	1.E+1	5.E+0	2.
Pd-103+	9.E+1	9.E+1	1.	9.E+1	9.E+1	1.	1.E+2	2.E+2	0.5
Cd-109	2.E+1	2.E+1	1.	2.E+1	2.E+1	1.	3.E+1	8.E+1	0.4
Te-132+	3.E-2	3.E-2	1.	3.E-2	3.E-2	1.	8.E-1	3.E-1	3.
I-125	2.E-1	2.E-1	1.	1.E+1	1.E+1	1.	2.E-1	8.E-1	0.3
I-129	UL ^c	UL		UL	UL		UL	UL	
I-131	2.E-1	2.E-1	1.	2.E-1	2.E-1	1.	2.E-1	3.E-1	0.7
Cs-134	4.E-2	4.E-2	1.	4.E-2	4.E-2	1.	3.E+1	2.E+1	2.
Cs-137+	1.E-1	1.E-1	1.	1.E-1	1.E-1	1.	2.E+1	3.E+1	0.7
Ba-133	2.E-1	2.E-1	1.	2.E-1	2.E-1	1.	7.E+1	8.E+1	0.9
Ce-141	1.E+0	1.E+0	1.	1.E+0	1.E+0	1.	2.E+1	6.E+1	0.3
Ce-144+	9.E-1	9.E-1	1.	9.E-1	9.E-1	1.	9.E+0	6.E+0	2.
Pm-147	4.E+1	1.E+2	0.4	8.E+3	8.E+3	1.	4.E+1	1.E+2	0.4
Eu-152	6.E-2	6.E-2	1.	6.E-2	6.E-2	1.	3.E+1	4.E+1	0.8
Eu-154	6.E-2	6.E-2	1.	6.E-2	6.E-2	1.	2.E+1	3.E+1	0.7
Gd-153	1.E+0	1.E+0	1.	1.E+0	1.E+0	1.	8.E+1	5.E+1	2.
Tm-170	2.E+1	2.E+1	1.	2.E+1	2.E+1	1.	2.E+1	3.E+1	0.7
Yb-169	3.E-1	3.E-1	1.	3.E-1	3.E-1	1.	3.E+1	7.E+1	0.4
Re-188	1.E+0	1.E+0	1.	1.E+0	1.E+0	1.	3.E+1	7.E+0	4.
Ir-192	8.E-2	8.E-2	1.	8.E-2	8.E-2	1.	2.E+1	3.E+1	0.7
Au-198	2.E-1	2.E-1	1.	2.E-1	2.E-1	1.	3.E+1	3.E+1	1.
Hg-203	3.E-1	3.E-1	1.	3.E-1	3.E-1	1.	2.E+0	1.E+1	0.2
Tl-204	2.E+1	4.E+1	0.5	7.E+1	7.E+1	1.	2.E+1	4.E+1	0.5
Po-210	6.E-2	3.E-1	0.2	8.E+3	8.E+3	1.	6.E-2	3.E-1	0.2
Ra-226+	4.E-2	4.E-2	1.	4.E-2	4.E-2	1.	7.E-2	3.E-1	0.2
Th-230	7.E-2	1.E-1	0.7	9.E+2	7.E+2	1.	7.E-2	1.E-1	0.7

Радионуклид ^a	D-величина			D ₁ -величина			D ₂ -величина		
	(ТБк)		E/R ^b	(ТБк)		E/R	(ТБк)		E/R
	E ^b	R ^b		E	R		E	R	
Th-232	UL ^f	UL	1.	UL	UL	1.	UL	UL	1.
U-232	6.E-2	3.E-2	2.	7.E-2	7.E-2	1.	6.E-2 ^f	3.E-2	2.
U-235+	8.E-5	8.E-5	1.	8.E-5	8.E-5	1.	8E-5	8.E-5	1.
U-238	UL	UL	1.	UL	UL	1.	UL	UL	1.
Природный U	UL	ND ^c	-	UL	ND	-	UL	ND	-
Обедненный U	UL	ND	-	UL	ND	-	UL	ND	-
Обогащенный U > 20 %	8E-5	ND	-	8E-5 ^g	ND	-	8E-5	ND	-
Обогащенный U 10% - 20%	8E-4	ND	-	8E-4 ^g	ND	-	8E-4	ND	-
Np-237+	7.E-2	2.E-1	0.4	3.E-1	3.E-1	1.	7.E-2	2.E-1	0.4
Pu-238	6.E-2	2.E-1	0.3	3.E+2	3.E+2	1.	6.E-2	2.E-1	0.3
Pu-239	6.E-2	2.E-1	0.3	1.E+0	1.E+0	1.	6.E-2	2.E-1	0.3
Pu-240	6.E-2	2.E-1	0.3	4.E+0	4.E+0	1.	6.E-2	2.E-1	0.3
Pu-241+	3.E+0	2.E+1	0.2	2.E+3	2.E+3	1.	3.E+0	2.E+1	0.2
Pu-242	7.E-2	7.E-2	1.	7.E-2	7.E-2	1.	7.E-2 ^g	7.E-2	1.
Am-241	6.E-2	2.E-1	0.3	8.E+0	8.E+0	1.	6.E-2	2.E-1	0.3
Cm-242	4.E-2	2.E-1	0.2	2.E+3	2.E+3	1.	4.E-2	2.E-1	0.2
Cm-244	5.E-2	2.E-1	0.3	1.E+4	3.E+3	3.	5.E-2	2.E-1	0.3
Cf-252	2.E-2	9.E-3	2.	2.E-2	9.E-3	2.	1.E-1	6.E-2	2.
²³⁹ Pu/ ⁹ Be ^d	6.E-2	2.E-1	0.3	1.E+0 ^g	1.E+0	1.	6.E-2	2.E-1	0.3
²⁴¹ Am/ ⁹ Be ^d	6.E-2	2.E-1	0.3	1.E+0	5.E+0	0.2	6.E-2	2.E-1	0.3

^a Как указано в дополнении VIII, при расчете D-величин для всех радионуклидов учитывалось образование радиоактивных дочерних продуктов. Знак "+" указывает радионуклиды, для которых дочерние продукты были существенными источниками дозы в рассмотренных сценариях.

^b "E" и "R" обозначают экспертный подход и подход на основе оценки риска; "E/R" – отношение D-величин, рассчитанных в соответствии с экспертным подходом и подходом на основе оценки риска.

^c "UL" означает "неограниченное количество", как определено в дополнении II. "ND" означает "нет данных".

^d Генератор нейтронов. Приведено значение активности альфа-излучающего радионуклида, например, ²³⁹Pu или ²⁴¹Am.

VII.3. ОПЫТ, СВЯЗАННЫЙ С АВАРИЙНЫМИ СИТУАЦИЯМИ

В таблице 25 кратко изложены основные данные из опубликованных докладов о случаях утери или хищения радиоактивных источников. Приведена также величина отношения соответствующей активности к D₁-величине для радионуклида, A/D₁. В таблицу не включены данные о событии, в ходе которого источник ¹⁹²Ir активностью 0,13 ТБк для брахитерапии оставался в организме пациентки в течение четырех дней, что привело к ее смерти [59]. Пожалуй, самый маленький не контролируемый источник, повлекший вред для здоровья и снижение качества жизни, был связан со случаем, когда отец преднамеренно поместил источник ¹³⁷Cs в кровать и в наушники своего сына, где источник находился в течение периода от нескольких недель до нескольких месяцев. В результате был причинен вред здоровью, причем потребовалось хирургическое вмешательство, и в конечном итоге произошла функциональная кастрация [64]. Отец имел лицензию на источник ¹³⁷Cs активностью 4 Ки (0,14 ТБк); однако определить точное количество использованного материала оказалось невозможным. Самым же маленьким источником, случайно причинившим серьезный вред

здоровью вследствие внешнего облучения, был источник ^{137}Cs активностью от 0,12 до 0,16 ТБк [27]. Она была лишь немного больше D_1 -величины для ^{137}Cs в таблице 1, равной 0,10 ТБк. Самый маленький неконтролируемый источник, который привел к летальному облучению лиц из числа населения, представлял собой источник ^{192}Ir активностью 1,2 ТБк [60]. Эта активность приблизительно в десять раз превышала D_1 -величину. Единственный случай смерти в результате поступления был связан с поступлением одной стотысячной доли высокодисперсивного материала, содержавшегося в источнике ^{137}Cs [36]. Это – уровень доли поступления, предполагаемый при расчете D_2 -величин. Изучение аварийных ситуаций со смертельными исходами вследствие облучения всего тела показало, что в период облучения мощность дозы на красный костный мозг на расстоянии одного метра (сценарий "в помещении"), вероятно, находилась в диапазоне 10-50 мГр/ч. Это было учтено в критериях, использованных для данного сценария (сценария II). Поэтому, как представляется, критерии для определения опасных источников согласуются с эксплуатационным опытом и составляют приблизительно от одной десятой до одной сотой уровня, при котором в реальных аварийных ситуациях, связанных с неконтролируемыми радиоактивными источниками, отмечались смертельные дозы.

ТАБЛИЦА 25. КРАТКИЕ СВЕДЕНИЯ ОБ АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЯХ, СВЯЗАННЫХ С УТЕРЯННЫМИ ИЛИ ПОХИЩЕННЫМИ ИСТОЧНИКАМИ

Аварийные ситуации			D_1^a , ТБк	A/ D_1	Последствия для здоровья
Аварийная ситуация	Источник	A ^b , ТБк			
Стамбул [61]	Co-60	23,5	0,03	783	Серьезный вред здоровью, опасное для жизни облучение
Самут Пракарн [62]	Co-60	15	0,03	500	3 смертельных исхода
Гояния [36]	Cs-137	50	0,1	500	4 смертельных исхода
Грузия, РТГ ^c	Sr-90	1000	5	200	1 смертельный исход, серьезный вред здоровью и опасное для жизни облучение
Таммику [63]	Cs-137	7,4	0,1	74	1 смертельный исход
Янанго [26, 31]	Ir-192	1,37	0,08	17	Серьезный вред здоровью, опасное для жизни облучение
Случай 20 [60]	Ir-192	1,2	0,08	13,8	8 смертельных исходов ^d
Китай [64]	Co-60	0,37	0,03	12	2 смертельных исхода ^e
Алжир [64]	Ir-192	0,97	0,08	11	Опасное для жизни облучение ^f
США [64]	Ir-192	1	0,08	11	Серьезный вред здоровью
Алжир [64]	Ir-192	1	0,08	11	Серьезный вред здоровью
Случай 43 [60]	Ir-192	0,3	0,08	3,8	Серьезный вред здоровью
Гилан [32]	Ir-192	0,185	0,08	2,3	Серьезный вред здоровью
Случай 37 [60]	Ir-192	0,26	0,08	3,3	Серьезный вред здоровью
Япония [64]	Ir-192	0,19	0,08	2,3	Опасное для жизни облучение ^f
Лило [27]	Cs-137	0,12-0,16	0,1	1,2-1,6	Серьезный вред здоровью

^a D_1 для соответствующего радионуклида из таблицы 1.

^b активность (ТБк), с которой связана аварийная ситуация.

^c Облучению подверглись два человека, один из них умер спустя 1,5 года после облучения.

^d Источник, возможно, находился в помещении до четырех месяцев, причем вероятная мощность дозы составляла 20-50 мЗв/ч на расстоянии 1 метра от источника.

^e Источник оставался в помещении в течение двух недель, что привело к летальному облучению с мощностью дозы приблизительно 50 мГр/ч на расстоянии 1 м от источника.

^f Источник оставался в помещении в течение пяти недель, но это не привело к летальному исходу. Мощность дозы составляла приблизительно 10 мГр/ч на расстоянии 1 м от источника.

^g Источник находился в помещении в течение шести дней и с ним производились манипуляции.

ДОПОЛНЕНИЕ VIII ХАРАКТЕРИСТИКИ РАДИОАКТИВНЫХ ИСТОЧНИКОВ

В настоящем дополнении описываются основные ядерные характеристики рассмотренных радионуклидов. К ним относятся периоды полураспада, постоянные распада и удельные активности радионуклидов, параметры генерации нейтронов, ядерные параметры радиоактивных излучателей нейтронов, цепочки радиоактивного распада, критичность, величины предела подкритической массы и химическая токсичность. В нем также содержится описание подхода, использованного при учете радиоактивного распада и образования дочерних продуктов и критичности.

VIII.1. ПЕРИОД ПОЛУРАСПАДА И УДЕЛЬНАЯ АКТИВНОСТЬ

Период полураспада ($T_{1/2}$) и удельная активность (SA) для каждого из радионуклидов, представляющих интерес, приведены в таблице 26. Величины для периода полураспада были получены из Публикации 38 МКРЗ [38].

ТАБЛИЦА 26. ПЕРИОД ПОЛУРАСПАДА, ПОСТОЯННАЯ РАСПАДА И УДЕЛЬНАЯ АКТИВНОСТЬ РАДИОНУКЛИДОВ

Радио нуклид	$T_{1/2}$ ^a	$T_{1/2}$	SA
		(с)	(Бк/г)
H-3	12.3 a	3.88E+08	3.59E+14
Be-7	53.3 d	4.61E+06	1.29E+16
Be-10	1.60E+6 a	5.05E+13	8.27E+08
C-11	20.38 min	1.22E+03	3.10E+19
C-14	5.73E+3 a	1.81E+11	1.65E+11
N-13	9.965 min	5.98E+02	5.37E+19
F-18	109.77 min	6.59E+03	3.52E+18
Na-22	2.60 a	8.20E+07	2.31E+14
Na-24	15.00 h	5.40E+04	3.22E+17
Mg-28	20.91 h	7.53E+04	1.98E+17
Al-26	7.16E+5 a	2.26E+13	7.11E+08
Si-31	157.3 min	9.44E+03	1.43E+18
Si-32	4.50E+2 a	1.42E+10	9.19E+11
P-32	14.3 d	1.24E+06	1.06E+16
P-33	25.4 d	2.19E+06	5.76E+15
S-35	87.4 d	7.55E+06	1.58E+15
Cl-36	3.01E+5 a	9.49E+12	1.22E+09
Cl-38	37.21 min	2.23E+03	4.92E+18
Ar-37	35.02d	3.03E+06	3.73E+15
Ar-39	269 a	8.48E+09	1.26E+12
Ar-41	1.827 h	6.58E+03	1.55E+18
K-40	1.28E+9 a	4.04E+16	2.58E+05
K-42	12.36 h	4.45E+04	2.23E+17
K-43	22.6 h	8.14E+04	1.19E+17
Ca-41	1.40E+5 a	4.42E+12	2.31E+09
Ca-45	163 d	1.41E+07	6.58E+14
Ca-47	4.53 d	3.91E+05	2.27E+16

Радио нуклид	$T_{1/2}$ ^a	$T_{1/2}$ (с)	SA (Бк/г)
Sc-44	3.927 h	1.41E+04	6.71E+17
Sc-46	83.8 d	7.24E+06	1.25E+15
Sc-47	3.35 d	2.89E+05	3.07E+16
Sc-48	1.82 d	1.57E+05	5.53E+16
Ti-44	47.3 a	1.49E+09	6.36E+12
V-48	16.2 d	1.40E+06	6.21E+15
V-49	330 d	2.85E+07	2.99E+14
Cr-51	27.7 d	2.39E+06	3.42E+15
Mn-52	5.59 d	4.83E+05	1.66E+16
Mn-53	3.70E+6 a	1.17E+14	6.75E+07
Mn-54	312 d	2.70E+07	2.87E+14
Mn-56	2.5785 h	9.28E+03	8.03E+17
Fe-52	8.28 h	2.98E+04	2.69E+17
Fe-55	2.70 a	8.51E+07	8.91E+13
Fe-59	44.5 d	3.84E+06	1.84E+15
Fe-60	1.00E+5 a	3.15E+12	2.21E+09
Co-55	17.54 h	6.31E+04	1.20E+17
Co-56	78.7 d	6.80E+06	1.10E+15
Co-57	271 d	2.34E+07	3.13E+14
Co-58	70.8 d	6.12E+06	1.18E+15
Co-58m	9.15 h	3.29E+04	2.18E+17
Co-60	5.27 a	1.66E+08	4.18E+13
Ni-59	7.50E+4 a	2.37E+12	2.99E+09
Ni-63	96.0 a	3.03E+09	2.19E+12
Ni-65	2.520 h	9.07E+03	7.08E+17
Cu-64	12.701 h	4.57E+04	1.43E+17
Cu-67	2.58 d	2.23E+05	2.79E+16
Zn-65	244 d	2.11E+07	3.05E+14
Zn-69	57 min	3.42E+03	1.77E+18
Zn-69m	13.76 h	4.95E+04	1.22E+17
Ga-67	3.26 d	2.82E+05	2.21E+16
Ga-68	68.0 min	4.08E+03	1.50E+18
Ga-72	14.1 h	5.08E+04	1.14E+17
Ge-68	288 d	2.49E+07	2.47E+14
Ge-71	11.8 d	1.02E+06	5.76E+15
Ge-77	11.3 h	4.07E+04	1.33E+17
As-72	1.08 d	9.33E+04	6.21E+16
As-73	80.3 d	6.94E+06	8.24E+14
As-74	17.8 d	1.54E+06	3.67E+15
As-76	1.10 d	9.50E+04	5.78E+16
As-77	1.62 d	1.40E+05	3.87E+16
Se-75	120 d	1.04E+07	5.37E+14
Se-79	6.50E+4 a	2.05E+12	2.58E+09
Br-76	16.2 h	5.83E+04	9.41E+16
Br-77	2.33 d	2.01E+05	2.69E+16

Радио нуклид	$T_{1/2}^a$	$T_{1/2}$ (с)	SA (Бк/г)
Br-82	1.47 d	1.27E+05	4.01E+16
Kr-81	2.1E5 a	6.62E+12	7.78E+08
Kr-85	10.72 a	3.38E+08	1.45E+13
Kr-85m	4.48 h	1.61E+04	3.04E+17
Kr-87	76.3 min	4.58E+03	1.05E+18
Rb-81	4.58 h	1.65E+04	3.12E+17
Rb-83	86.2 d	7.45E+06	6.75E+14
Rb-84	32.8 d	2.83E+06	1.75E+15
Rb-86	18.6 d	1.61E+06	3.02E+15
Rb-87	4.7E+10 a	1.48E+18	3.24E+03
Sr-82	25.0 d	2.16E+06	2.36E+15
Sr-85	64.8 d	5.60E+06	8.77E+14
Sr-85m	1.16 h	4.18E+03	1.18E+18
Sr-87m	2.805 h	1.01E+04	4.75E+17
Sr-89	50.5 d	4.36E+06	1.07E+15
Sr-90	29.1 a	9.18E+08	5.05E+12
Sr-91	9.50 h	3.42E+04	1.34E+17
Sr-92	2.71 h	9.76E+03	4.65E+17
Y-87	3.35 d	2.89E+05	1.66E+16
Y-88	107 d	9.24E+06	5.13E+14
Y-90	2.67 d	2.31E+05	2.01E+16
Y-91	58.5 d	5.05E+06	9.07E+14
Y-91m	0.828 h	2.98E+03	1.54E+18
Y-92	3.54 h	1.27E+04	3.56E+17
Y-93	10.1 h	3.64E+04	1.23E+17
Zr-88	83.4 d	7.21E+06	6.58E+14
Zr-93	1.53E+6 a	4.83E+13	9.30E+07
Zr-95	64.0 d	5.53E+06	7.94E+14
Zr-97	16.90 h	6.08E+04	7.07E+16
Nb-93m	13.6 a	4.29E+08	1.05E+13
Nb-94	2.03E+4 a	6.40E+11	6.93E+09
Nb-95	35.1 d	3.03E+06	1.45E+15
Nb-97	72.1 min	4.33E+03	9.94E+17
Mo-93	3.50E+3 a	1.10E+11	4.07E+10
Mo-99	2.75 d	2.38E+05	1.77E+16
Tc-95m	61.0 d	5.27E+06	8.33E+14
Tc-96	4.28 d	3.70E+05	1.18E+16
Tc-96m	0.858 h	3.09E+03	1.41E+18
Tc-97	2.60E+6 a	8.20E+13	5.25E+07
Tc-97m	87.0 d	7.52E+06	5.72E+14
Tc-98	4.20E+6 a	1.32E+14	3.21E+07
Tc-99	2.13E+5 a	6.72E+12	6.27E+08
Tc-99m	6.02 h	2.17E+04	1.94E+17
Ru-97	2.90 d	2.51E+05	1.72E+16
Ru-103	39.3 d	3.40E+06	1.19E+15

Радио нуклид	$T_{1/2}$ ^a	$T_{1/2}$ (с)	SA (Бк/г)
Ru-105	4.44 h	1.60E+04	2.49E+17
Ru-106	1.01 a	3.19E+07	1.24E+14
Rh-99	16.0 d	1.38E+06	3.05E+15
Rh-101	3.20 a	1.01E+08	4.09E+13
Rh-102	2.90 a	9.15E+07	4.47E+13
Rh-102m	207 d	1.79E+07	2.29E+14
Rh-103m	56.12 min	3.37E+03	1.20E+18
Rh-105	1.47 d	1.27E+05	3.13E+16
Pd-103	17.0 d	1.47E+06	2.76E+15
Pd-107	6.50E+6 a	2.05E+14	1.90E+07
Pd-109	13.427 h	4.83E+04	7.92E+16
Ag-105	41.0 d	3.54E+06	1.12E+15
Ag-108m	1.27E+2 a	4.01E+09	9.65E+11
Ag-110m	250 d	2.16E+07	1.76E+14
Ag-111	7.45 d	6.44E+05	5.84E+15
Cd-109	1.27 a	4.01E+07	9.56E+13
Cd-113m	13.6 a	4.29E+08	8.61E+12
Cd-115	2.23 d	1.93E+05	1.88E+16
Cd-115m	44.6 d	3.85E+06	9.42E+14
In-111	2.83 d	2.45E+05	1.54E+16
In-113m	1.658 h	5.97E+03	6.19E+17
In-114m	49.5 d	4.28E+06	8.56E+14
In-115m	4.486 h	1.61E+04	2.25E+17
Sn-113	115 d	9.94E+06	3.72E+14
Sn-117m	13.6 d	1.18E+06	3.04E+15
Sn-119m	293 d	2.53E+07	1.39E+14
Sn-121m	55.0 a	1.73E+09	1.99E+12
Sn-123	129 d	1.11E+07	3.04E+14
Sn-125	9.64 d	8.33E+05	4.01E+15
Sn-126	1.00E+5 a	3.15E+12	1.05E+09
Sb-122	2.70 d	2.33E+05	1.47E+16
Sb-124	60.2 d	5.20E+06	6.47E+14
Sb-125	2.77 a	8.74E+07	3.82E+13
Sb-126	12.4 d	1.07E+06	3.09E+15
Te-121	17.0 d	1.47E+06	2.35E+15
Te-121m	154 d	1.33E+07	2.59E+14
Te-123m	120 d	1.04E+07	3.27E+14
Te-125m	58.0 d	5.01E+06	6.66E+14
Te-127	9.35 h	3.37E+04	9.76E+16
Te-127m	109 d	9.42E+06	3.49E+14
Te-129	69.6 min	4.18E+03	7.75E+17
Te-129m	33.6 d	2.90E+06	1.11E+15
Te-131m	1.25 d	1.08E+05	2.95E+16
Te-132	3.26 d	2.82E+05	1.12E+16
I-123	13.2 h	4.75E+04	7.14E+16

Радио нуклид	$T_{1/2}$ ^a	$T_{1/2}$ (с)	SA (Бк/г)
I-124	4.18 d	3.61E+05	9.32E+15
I-125	60.1 d	5.19E+06	6.43E+14
I-126	13.0 d	1.12E+06	2.95E+15
I-129	1.57E+7 a	4.95E+14	6.53E+06
I-131	8.04 d	6.95E+05	4.59E+15
I-132	2.30 h	8.28E+03	3.82E+17
I-133	20.8 h	7.49E+04	4.19E+16
I-134	52.6 min	3.16E+03	9.87E+17
I-135	6.61 h	2.38E+04	1.30E+17
Xe-122	20.1 h	7.24E+04	4.73E+16
Xe-123	2.08 h	7.49E+03	4.53E+17
Xe-127	36.41d	3.15E+06	1.04E+15
Xe-131m	11.9d	1.03E+06	3.10E+15
Xe-133	5.245d	4.53E+05	6.92E+15
Xe-135	9.09 h	3.27E+04	9.45E+16
Cs-129	1.34 d	1.16E+05	2.79E+16
Cs-131	9.69 d	8.37E+05	3.80E+15
Cs-132	6.48 d	5.60E+05	5.65E+15
Cs-134	2.06 a	6.50E+07	4.79E+13
Cs-134m	2.90 h	1.04E+04	2.98E+17
Cs-135	2.30E+6 a	7.25E+13	4.26E+07
Cs-136	13.1 d	1.13E+06	2.71E+15
Cs-137	30.0 a	9.46E+08	3.22E+12
Ba-131	11.8 d	1.02E+06	3.12E+15
Ba-133	10.7 a	3.37E+08	9.30E+12
Ba-133m	1.62 d	1.40E+05	2.24E+16
Ba-140	12.7 d	1.10E+06	2.72E+15
La-137	6.00E+4 a	1.89E+12	1.61E+09
La-140	1.68 d	1.45E+05	2.05E+16
Ce-139	138 d	1.19E+07	2.52E+14
Ce-141	32.5 d	2.81E+06	1.05E+15
Ce-143	1.38 d	1.19E+05	2.45E+16
Ce-144	284 d	2.45E+07	1.18E+14
Pr-142	19.13 h	6.89E+04	4.27E+16
Pr-143	13.6 d	1.18E+06	2.48E+15
Nd-147	11.0 d	9.50E+05	2.99E+15
Nd-149	1.73 h	6.23E+03	4.50E+17
Pm-143	265 d	2.29E+07	1.27E+14
Pm-144	363 d	3.14E+07	9.24E+13
Pm-145	17.7 a	5.58E+08	5.16E+12
Pm-147	2.62 a	8.26E+07	3.44E+13
Pm-148m	41.3 d	3.57E+06	7.90E+14
Pm-149	2.21 d	1.91E+05	1.47E+16
Pm-151	1.18 d	1.02E+05	2.71E+16
Sm-145	340 d	2.94E+07	9.80E+13

Радио нуклид	$T_{1/2}^a$	$T_{1/2}$ (с)	SA (Бк/г)
Sm-147	1.1E+11 a	3.34E+18	8.49E+02
Sm-151	90.0 a	2.84E+09	9.74E+11
Sm-153	1.95 d	1.68E+05	1.62E+16
Eu-147	24.0 d	2.07E+06	1.37E+15
Eu-148	54.5 d	4.71E+06	5.99E+14
Eu-149	93.1 d	8.04E+06	3.48E+14
Eu-150a	12.62 h	4.54E+04	6.12E+16
Eu-150b	34.2 a	1.08E+09	2.58E+12
Eu-152	13.3 a	4.19E+08	6.55E+12
Eu-152m	9.32 h	3.36E+04	8.18E+16
Eu-154	8.80 a	2.78E+08	9.76E+12
Eu-155	4.96 a	1.56E+08	1.72E+13
Eu-156	15.2 d	1.31E+06	2.04E+15
Gd-146	48.3 d	4.17E+06	6.85E+14
Gd-148	93.0 a	2.93E+09	9.61E+11
Gd-153	242 d	2.09E+07	1.30E+14
Gd-159	18.56 h	6.68E+04	3.93E+16
Tb-157	1.50E+2 a	4.73E+09	5.62E+11
Tb-158	1.50E+2 a	4.73E+09	5.58E+11
Tb-160	72.3 d	6.25E+06	4.17E+14
Dy-159	144 d	1.24E+07	2.11E+14
Dy-165	2.334 h	8.40E+03	3.01E+17
Dy-166	3.40 d	2.94E+05	8.56E+15
Ho-166	1.12 d	9.68E+04	2.60E+16
Ho-166m	1.20E+3 a	3.78E+10	6.64E+10
Er-169	9.30 d	8.04E+05	3.07E+15
Er-171	7.52 h	2.71E+04	9.01E+16
Tm-167	9.24 d	7.98E+05	3.13E+15
Tm-170	129 d	1.11E+07	2.20E+14
Tm-171	1.92 a	6.05E+07	4.03E+13
Yb-169	32.0 d	2.76E+06	8.93E+14
Yb-175	4.19 d	3.62E+05	6.59E+15
Lu-172	6.70 d	5.79E+05	4.19E+15
Lu-173	1.37 a	4.32E+07	5.58E+13
Lu-174	3.31 a	1.04E+08	2.30E+13
Lu-174m	142 d	1.23E+07	1.95E+14
Lu-177	6.71 d	5.80E+05	4.07E+15
Hf-172	1.87 a	5.90E+07	4.11E+13
Hf-175	70.0 d	6.05E+06	3.94E+14
Hf-181	42.4 d	3.66E+06	6.29E+14
Hf-182	9.00E+6 a	2.84E+14	8.08E+06
Ta-178b	2.2 h	7.92E+03	2.96E+17
Ta-179	1.82 a	5.74E+07	4.06E+13
Ta-182	115 d	9.94E+06	2.31E+14
W-178	21.7 d	1.87E+06	1.25E+15

Радио нуклид	$T_{1/2}^a$	$T_{1/2}$ (с)	SA (Бк/г)
W-181	121 d	1.05E+07	2.21E+14
W-185	75.1 d	6.49E+06	3.48E+14
W-187	23.9 h	8.60E+04	2.59E+16
W-188	69.4 d	6.00E+06	3.70E+14
Re-184	38.0 d	3.28E+06	6.91E+14
Re-184m	165 d	1.43E+07	1.59E+14
Re-186	3.78 d	3.27E+05	6.87E+15
Re-187	5.0E+10 a	1.58E+18	1.42E+03
Re-188	16.98 h	6.11E+04	3.63E+16
Re-189	1.01 d	8.73E+04	2.53E+16
Os-185	94.0 d	8.12E+06	2.78E+14
Os-191	15.4 d	1.33E+06	1.64E+15
Os-191m	13.0 h	4.68E+04	4.67E+16
Os-193	1.25 d	1.08E+05	2.00E+16
Os-194	6.00 a	1.89E+08	1.14E+13
Ir-189	13.3 d	1.15E+06	1.92E+15
Ir-190	12.1 d	1.05E+06	2.10E+15
Ir-192	74.0 d	6.39E+06	3.40E+14
Ir-194	19.15 h	6.89E+04	3.12E+16
Pt-188	10.2 d	8.81E+05	2.52E+15
Pt-191	2.80 d	2.42E+05	9.03E+15
Pt-193	50.0 a	1.58E+09	1.37E+12
Pt-193m	4.33 d	3.74E+05	5.78E+15
Pt-195m	4.02 d	3.47E+05	6.16E+15
Pt-197	18.3 h	6.59E+04	3.22E+16
Pt-197m	94.4 min	5.66E+03	3.74E+17
Au-193	17.6 h	6.34E+04	3.41E+16
Au-194	1.64 d	1.42E+05	1.52E+16
Au-195	183 d	1.58E+07	1.35E+14
Au-198	2.69 d	2.32E+05	9.07E+15
Au-199	3.14 d	2.71E+05	7.73E+15
Hg-194	2.60E+2 a	8.20E+09	2.62E+11
Hg-195m	1.73 d	1.49E+05	1.43E+16
Hg-197	2.67 d	2.31E+05	9.18E+15
Hg-197m	23.8 h	8.57E+04	2.47E+16
Hg-203	46.6 d	4.03E+06	5.11E+14
Tl-200	1.09 d	9.42E+04	2.22E+16
Tl-201	3.04 d	2.63E+05	7.90E+15
Tl-202	12.2 d	1.05E+06	1.96E+15
Tl-204	3.78 a	1.19E+08	1.72E+13
Pb-201	9.40 h	3.38E+04	6.13E+16
Pb-202	3.00E+5 a	9.46E+12	2.18E+08
Pb-203	2.17 d	1.87E+05	1.10E+16
Pb-205	1.43E+7 a	4.51E+14	4.51E+06
Pb-210	22.3 a	7.03E+08	2.83E+12

Радио нуклид	$T_{1/2}$ ^a	$T_{1/2}$ (с)	SA (Бк/г)
Pb-212	10.64 h	3.83E+04	5.14E+16
Bi-205	15.3 d	1.32E+06	1.54E+15
Bi-206	6.24 d	5.39E+05	3.76E+15
Bi-207	38.0 a	1.20E+09	1.68E+12
Bi-210	5.01 d	4.33E+05	4.59E+15
Bi-210m	3.00E+6 a	9.46E+13	2.10E+07
Bi-212	60.55 min	3.63E+03	5.42E+17
Po-210	138 d	1.19E+07	1.67E+14
At-211	7.21 h	2.60E+04	7.62E+16
Rn-222	3.8235d	3.30E+05	5.69E+15
Ra-223	11.4 d	9.85E+05	1.90E+15
Ra-224	3.66 d	3.16E+05	5.89E+15
Ra-225	14.8 d	1.28E+06	1.45E+15
Ra-226	1.60E+3 a	5.05E+10	3.66E+10
Ra-228	5.75 a	1.81E+08	1.01E+13
Ac-225	10.0 d	8.64E+05	2.15E+15
Ac-227	21.8 a	6.87E+08	2.67E+12
Ac-228	6.13 h	2.21E+04	8.29E+16
Th-227	18.7 d	1.62E+06	1.14E+15
Th-228	1.91 a	6.02E+07	3.04E+13
Th-229	7.34E+3 a	2.31E+11	7.87E+09
Th-230	7.70E+4 a	2.43E+12	7.47E+08
Th-231	1.06 d	9.16E+04	1.97E+16
Th-232	1.4E+10 a	4.42E+17	4.07E+03
Th-234	24.1 d	2.08E+06	8.56E+14
Pa-230	17.4 d	1.50E+06	1.21E+15
Pa-231	3.27E+4 a	1.03E+12	1.75E+09
Pa-233	27.0 d	2.33E+06	7.68E+14
U-230	20.8 d	1.80E+06	1.01E+15
U-232	72.0 a	2.27E+09	7.92E+11
U-233	1.58E+5 a	4.98E+12	3.59E+08
U-234	2.44E+5 a	7.69E+12	2.32E+08
U-235	7.04E+8 a	2.22E+16	8.00E+04
U-236	2.34E+7 a	7.38E+14	2.40E+06
U-238	4.47E+9 a	1.41E+17	1.24E+04
Np-235	1.08 a	3.41E+07	5.21E+13
Np-236b	1.15E+5 a	3.63E+12	4.88E+08
Np-236a	22.5 h	8.10E+04	2.18E+16
Np-237	2.14E+6 a	6.75E+13	2.61E+07
Np-239	2.36 d	2.04E+05	8.56E+15
Pu-236	2.85 a	8.99E+07	1.97E+13
Pu-237	45.3 d	3.91E+06	4.50E+14
Pu-238	87.7 a	2.77E+09	6.34E+11
Pu-239	2.41E+4 a	7.60E+11	2.30E+09
Pu-240	6.54E+3 a	2.06E+11	8.43E+09

Радио нуклид	T _{1/2} ^a	T _{1/2}	SA
		(с)	(Бк/г)
Pu-241	14.4 a	4.54E+08	3.81E+12
Pu-242	3.76E+5 a	1.19E+13	1.45E+08
Pu-244	8.26E+7 a	2.60E+15	6.57E+05
Am-241	4.32E+2 a	1.36E+10	1.27E+11
Am-242m	1.52E+2 a	4.79E+09	3.60E+11
Am-243	7.38E+3 a	2.33E+11	7.38E+09
Am-244	10.1 h	3.64E+04	4.70E+16
Cm-240	27.0 d	2.33E+06	7.45E+14
Cm-241	32.8 d	2.83E+06	6.11E+14
Cm-242	163 d	1.41E+07	1.22E+14
Cm-243	28.5 a	8.99E+08	1.91E+12
Cm-244	18.1 a	5.71E+08	3.00E+12
Cm-245	8.50E+3 a	2.68E+11	6.35E+09
Cm-246	4.73E+3 a	1.49E+11	1.14E+10
Cm-247	1.56E+7 a	4.92E+14	3.43E+06
Cm-248	3.39E+5 a	1.07E+13	1.57E+08
Bk-247	1.38E+3 a	4.35E+10	3.88E+10
Bk-249	320 d	2.76E+07	6.06E+13
Cf-248	334 d	2.89E+07	5.83E+13
Cf-249	3.50E+2 a	1.10E+10	1.52E+11
Cf-250	13.1 a	4.13E+08	4.04E+12
Cf-251	8.98E+2 a	2.83E+10	5.87E+10
Cf-252	2.64 a	8.33E+07	1.99E+13
Cf-253	17.8 d	1.54E+06	1.07E+15
Cf-254	60.5 d	5.23E+06	3.14E+14

^a Сокращения: a – лет; d – суток; h – часов; min. – минут.

VIII.2. ГЕНЕРАЦИЯ НЕЙТРОНОВ

Как правило, радиоактивные материалы испускают нейтроны в результате спонтанного деления или в результате реакции (α , n). Излучатели нейтронов могут быть источниками как внутренних, так и внешних опасностей. Для случая поступления диспергированного материала, содержащего радионуклиды со спонтанным делением, использовались коэффициенты преобразования дозы из [49, 50] и учитывалась доза внутреннего облучения, создаваемая мгновенными и запаздывающими нейтронами, фотонами и бета-частицами, образующимися при делении. Выход нейтронов, генерируемых (α , n) источниками, зависит от физической формы и состава источников. Выход максимален в случае сплошного материала и незначителен в случае диспергированного источника. Поэтому после диспергирования такой источник превращается в смесь альфа-излучающих зерен с незначительным выходом нейтронов. Тогда он представляет такую же внутреннюю опасность, как диспергированная часть альфа-излучающего материала источника. В экспертном подходе и подходе на основе оценки риска испускающие нейтроны радиоактивные материалы рассматриваются как особый источник внешнего облучения.

В экспертном подходе выход нейтронов для источников $^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$ и $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ (нейтронов, испускаемых в результате реакции (α , n)), как предполагалось, составлял $6,0 \times 10^{-5}$ нейтронов/(Бк \times с) [47], а коэффициенты преобразования дозы рассчитывались как описано в

дополнении IV. Для ^{252}Cf (спонтанное деление) использовался коэффициент преобразования мощности внешней дозы из [46].

В таблице 27 содержатся данные о выходе источников нейтронов, использованные в подходе на основе оценки риска. В этом подходе рассматривались спонтанно делящиеся радионуклиды ^{248}Cm , ^{250}Cf , ^{252}Cf и ^{254}Cf . Различные ядра имеют различные спектры энергии нейтронов деления, но для ^{248}Cm , ^{250}Cf , ^{252}Cf и ^{254}Cf эти различия достаточно малы и не приводят к существенным различиям в коэффициентах преобразования дозы. Поэтому при оценке коэффициентов преобразования дозы для всех спонтанно делящихся радионуклидов использовался неизменный спектр энергии нейтронов деления ^{252}Cf из [48]. Как описано в [65], после спонтанного деления испускаются также мгновенные и запаздывающие фотоны и бета-частицы. Эта радиация несет существенную часть энергии спонтанного деления и также представляет внешнюю опасность. Источники $^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$ и $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ испускают нейтроны, являющиеся результатом (α, n) реакции с бериллием. Эта реакция в ^9Be приводит к эмиссии фотонов с энергией 4.4 МэВ и отношением числа фотонов к числу нейтронов, приблизительно равным 0,6 к 1 [66]. Спектр энергии нейтронов, образующихся в ходе (α, n) реакции, зависит от энергии взаимодействующих альфа-частиц. Однако различия в энергии альфа-частиц ^{239}Pu ($E_\alpha=5,15$ МэВ) и ^{241}Am ($E_\alpha=5,45$ МэВ) достаточно невелики и приводят к лишь незначительным различиям в нейтронных спектрах источников $^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$ и $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$. Поэтому при оценке коэффициентов преобразования дозы для обоих источников использовался неизменный спектр энергии нейтронов для источника $^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ из [48].

ТАБЛИЦА 27. ЯДЕРНЫЕ ПАРАМЕТРЫ РАДИОАКТИВНЫХ ИЗЛУЧАТЕЛЕЙ НЕЙТРОНОВ

Источник нейтронов	Происхождение нейтронов	Ядерный параметр	
		Выход нейтронов (нейтронов/(Бк×с))	Выход энергии фотонов ^a (МэВ/(Бк×с))
^{248}Cm	SF ^b	2.6E-01 [38]	1.3E+00 [38, 65]
^{250}Cf	SF	2.7E-03 [38]	1.1E-02 [38, 65]
^{252}Cf	SF	1.1E-01 [38]	4.7E-01 [38, 65]
^{254}Cf	SF	3.9E+00 [38]	1.7E+01 [38, 65]
$^{239}\text{Pu}/^9\text{Be}$ ^c	Реакция (α, n)	6.0E-05 [67]	9.4E-04 [38, 66]
$^{241}\text{Am}/^9\text{Be}$ ^c	Реакция (α, n)	7.5E-05 [67]	3.2E-02 [38, 66]

^a Этот параметр включает фотоны, образующиеся в результате альфа- и бета-распада, а также в результате спонтанного деления или реакции (α, n).

^b Спонтанное деление.

^c Приведена величина активности альфа-излучающего радионуклида, например, ^{239}Pu или ^{241}Am .

VIII.3. ЦЕПОЧКИ РАДИОАКТИВНОГО РАСПАДА

Все D-величины приведены в терминах активности источника во время его изготовления. Ее называют начальной активностью родительского радионуклида в источнике, или, выражаясь короче, начальной активностью источника. Для того, чтобы учесть изменения радиологических свойств радионуклидов в источнике со временем, D-величины рассчитывались для наиболее опасной смеси родительского и дочерних радионуклидов в источнике до предельного возраста 10 лет.

VIII.3.1. Экспертный подход

В экспертном подходе распад и образование дочерних продуктов учитываются в рамках простого и консервативного подхода, в котором предполагается, что во время аварийного воздействия на человеческий организм все дочерние продукты находятся в равновесии с начальной активностью их родительского радионуклида. Исключением является цепочка распада ^{241}Pu - ^{241}Am . Для ^{241}Pu образующиеся дочерние продукты ^{241}Am в течение 10 лет просто добавлялись к начальному количеству ^{241}Pu . Поэтому при расчете D-величин предполагалось, что в начале облучения на каждый беккерель ^{241}Pu приходилось также 0,02 беккереля ^{241}Am .

VIII.3.2. Подход на основе оценки риска

В подходе на основе оценки риска распад и образование дочерних продуктов учитываются путем использования скорректированного коэффициента преобразования дозы, как описано ниже. С начальной активностью соотносится величина скорректированного коэффициента преобразования дозы, учитывающая распад родительского радионуклида, образование дочерних продуктов и их свойства. Предполагалось, что облучение от источника происходит, когда он содержит наиболее опасную смесь радионуклидов, образующихся в результате распада родительского радионуклида. Например, источник ^{225}Ra имеет самый высокий скорректированный коэффициент преобразования дозы для облучения альвеолярно-интерстициального отдела респираторного тракта (ткани 3R) через девять дней и для облучения красного костного мозга (ткани 2) через 16 дней. Плутоний-241 является наиболее опасным через десять лет, когда предполагается, что на каждый беккерель начальной активности ^{241}Pu имеется 0,62 Бк ^{241}Pu и 0,012 Бк ^{241}Am . Учет цепочек распада в методике подхода на основе оценки риска дополнительно рассматривается в деталях ниже.

При радиоактивном распаде из родительского радионуклида образуются дочерние продукты. Если дочерние продукты радиоактивны, то они вместе с родительским радионуклидом образуют цепочку радиоактивного распада. Эта цепочка может иметь следующий вид:



где:

"P" и "D" - родительское и дочернее (вторичное) ядра;

λ_p и λ_D - постоянные распада родительского и дочернего радионуклида, с^{-1} .

Распад начального (родительского) радионуклида начинается в момент времени $t=0$, когда источник изготавливается, а число ядер дочернего продукта равно нулю, $N_D(0)=0$. В возрасте $t>0$ источник содержит смесь ядер цепочки распада. Активность родительского и дочернего радионуклидов в источнике является функцией времени:

$$A_p(t) = A_p(0) \times \exp(-\lambda_p t), \quad (73)$$

$$A_D(t) = A_p(0) \frac{\lambda_D}{\lambda_D - \lambda_p} [\exp(-\lambda_p t) - \exp(-\lambda_D t)], \quad (74)$$

где:

$A_p(t)$ – активность родительского радионуклида в момент времени t , Бк;

$A_D(t)$ – активность дочернего радионуклида в момент времени t , Бк;

$A_p(0)$ – начальная активность родительского радионуклида в момент времени $t=0$, Бк;

λ_p и λ_D – постоянные распада родительского и дочернего радионуклида соответственно, с^{-1} .

В возрасте $t>0$ источник вызывает облучение, приводящее к дозе $D(t)$, зависящей от радиоактивности радионуклидов цепочки:

$$D(t) = [A_p(t) \times CF_p + A_D(t) \times CF_D] \times F, \quad (75)$$

где:

CF_p и CF_D – коэффициенты преобразования дозы для родительского и дочернего радионуклида (коэффициенты преобразования дозы для поглощенной дозы, ОБЭ-взвешенной дозы и т.д.);

F – произведение коэффициентов облучения, учитывающих данный сценарий; и,

λ_p и λ_D – постоянные распада родительского и дочернего радионуклида соответственно, c^{-1} .

Если доза $D(t)$ нормирована по начальной активности источника, $A_p(0)$, она может быть выражена как

$$D(t) = A_p(0) \times CF_{p+D}(t) \times F, \quad (76)$$

где:

$A_p(0)$ – начальная активность родительского радионуклида в момент времени $t=0$, Бк;

F – произведение коэффициентов облучения, учитывающих данный сценарий;

$CF_{p+D}(t)$ – скорректированный коэффициент преобразования дозы для начальной единичной активности родительского радионуклида в возрасте t (когда источник стал неконтролируемым). С учетом уравнений (73), (74), (75) и (76) его можно записать в виде:

$$CF_{p+D}(t) = CF_p \times \exp(-\lambda_p t) + CF_D \frac{\lambda_D}{\lambda_D - \lambda_p} [\exp(-\lambda_p t) - \exp(-\lambda_D t)]. \quad (77)$$

Величина $D(t)$ имеет максимум в момент времени $t=t_{max}$, когда $CF_{p+D}(t)$ также имеет максимум. Величина t_{max} зависит от свойств радионуклидов цепочки и ограничена максимальным предельным возрастом источника 10 лет:

$$t_{max} = \begin{cases} 0, & \text{if } \tau \leq 0; \\ \tau, & \text{if } 0 < \tau < 10 \text{ лет}; \\ 10 \text{ лет}, & \text{если } 10 \text{ лет} < \tau, \end{cases} \quad (78)$$

и

$$\tau = \begin{cases} 0, & \text{если } CF_D \lambda_D \leq CF_p \lambda_p; \\ \frac{1}{\lambda_p - \lambda_D} \ln \left[\left(\frac{CF_p}{CF_D} + 1 \right) \frac{\lambda_p}{\lambda_D} - \frac{CF_p}{CF_D} \left(\frac{\lambda_p}{\lambda_D} \right)^2 \right], & \text{если } CF_D \lambda_D > CF_p \lambda_p. \end{cases} \quad (79)$$

Максимальная величина скорректированного коэффициента преобразования дозы для начальной активности родительского радионуклида в источнике, CF_{p+} , задается формулой:

$$CF_{p+} = \max_{t>0} CF_{p+D}(t) = \begin{cases} CF_p, & \text{если } CF_D \lambda_D \leq CF_p \lambda_p; \\ CF_{p+D}(t_{max}), & \text{если } CF_D \lambda_D > CF_p \lambda_p, \end{cases} \quad (80)$$

где $CF_{p+D}(t_{max})$ задается формулой (77) для $t=t_{max}$, определяемого формулой (78).

Некоторые радионуклиды из таблицы 26 имеют более одного дочернего продукта. Описанный выше алгоритм для одного сегмента простой радиоактивной цепочки также применим для более общей ситуации, описываемой выражением:

$$A_n(t) = A_p(0) \frac{\lambda_n}{\lambda_p} \sum_{i=0}^n q_{n,i} \exp(-\lambda_i t), \quad n=0, 1, \dots \quad (81)$$

где:

$q_{n,i}$ – коэффициенты, связанные рекуррентными формулами

$$q_{n,i} = -\frac{\lambda_{n-1}}{\lambda_i - \lambda_n} q_{n-1,i}, \quad i = 0, \dots, n-1, \quad \text{и } q_{0,0} = 1; \quad (82)$$

$$q_{n,n} = -\sum_{i=0}^{n-1} q_{n,i}; \quad (83)$$

λ_i – постоянная распада дочернего продукта номер i в цепочке, в которой родительский радионуклид имеет индекс 0.

Расширенный алгоритм использовался для оценки коэффициентов преобразования дозы для ^{131m}Te , ^{224}Ra , ^{225}Ra , ^{228}Ra , ^{227}Ac , ^{227}Th , ^{228}Th , ^{229}Th , ^{232}Th , ^{230}Pa , ^{231}Pa , ^{232}U , ^{234}U , ^{238}U и ^{242m}Am .

VIII.4. КРИТИЧНОСТЬ

При установлении D-величин масса начальной активности, рассматриваемая как опасная для различных сценариев облучения, также оценивалась с использованием критерия, обеспечивающего отсутствие проблем, связанных с критичностью. С этой целью был установлен предел активности подкритической массы, (Ac). Многие радионуклиды с атомным числом (Z) более 87 способны поддерживать цепную реакцию деления. В справочной литературе [68, 69, 70] приведены предельные величины, выраженные в виде подкритической массы, с соблюдением которых изотопы могут безопасно использоваться без риска возникновения критичности. В таблице 28 они приводятся наряду с величинами предела по критичности, преобразованного в активность, Ac. Кроме того, плутоний и высокообогащенный уран могут использоваться для создания силами технически компетентной группы ядерного взрывного устройства. Учитывая эту возможность, в INFCIRC/225/Rev.4 "Физическая защита ядерного материала и ядерных установок", [71], приведены рекомендации по физической защите ядерного материала от несанкционированного изъятия и защите ядерного материала или установок от саботажа. Эта публикация МАГАТЭ [71] устанавливает руководящие материалы для трех категорий ядерных материалов. С каждой категорией связывается рекомендуемый уровень мер по физической защите, основанный на оценке потенциального риска использования этих материалов для создания ядерного взрывного устройства. Согласно [71], "категория II ядерного материала" является самым низким уровнем, гарантирующим надежные меры физической безопасности и гарантирующим немедленное реагирование с целью быстрого восстановления контроля над утерянным или похищенным материалом. Критерии для "категории II ядерного материала" также приведены в таблице 28.

При установлении Ac-величин приоритет отдавался критериям, одобренным международным сообществом в [71]. Как можно видеть из таблицы 28, за исключением ^{241}Pu , критерии для включения в "категорию II ядерного материала" были ниже, чем пределы подкритической массы, приведенные в [68, 69]. Для ^{241}Pu предел подкритической массы в [69] был указан для водного раствора, что может быть применимо только при определении D₂-величины (дисперсивный материал). Можно ожидать, что предел подкритической массы для сплошной формы, используемый для определения опасного количества недиспергированного материала (D₁-величин), окажется в пять или более раз более высоким, чем такой предел для водного раствора. Таким образом, он окажется более высоким, чем критерии для включения в "категорию II ядерного материала". Поэтому в случае плутония, высокообогащенного урана или ^{235}U при установлении D-величин использовались критерии для включения в "категорию II ядерного материала". Для радионуклидов, не рассмотренных в INFCIRC/225/Rev.4, в качестве критериев для опасности, связанной с критичностью, использовались минимальные величины из [68, 69, 70]. Любое количество радионуклидов с атомным числом Z < 87, перечисленных в таблице 26, принималось как неограниченное для опасности, связанной с критичностью, за исключением ^{222}Rn , Ac-величина для которого приведена в таблице 28.

ТАБЛИЦА 28. ВЕЛИЧИНЫ ПРЕДЕЛА ПОДКРИТИЧЕСКОЙ МАССЫ

Радионуклид	Оценки предела подкритической массы			Критерии КЯМ-II [71] ^a (г)	Критерии критичности, используемые в D-величинах	
	[68]	[69]	[70]		M _c (г)	A _c (ГБк)
	(г)	(г)	(г)			
Rn-222			1.5E+01		1.5E+01	8.5E+04
Ra-223			1.5E+01		1.5E+01	2.9E+04
Ra-224			1.5E+01		1.5E+01	8.8E+04
Ra-225			1.5E+01		1.5E+01	2.2E+04
Ra-226			Неограниченный		Неограниченный	Неограниченный
Ra-228			1.5E+01 ^b		1.5E+01	1.5E+02
Ac-227			Неограниченный		Неограниченный	Неограниченный
Ac-225			1.5E+01		1.5E+01	4.0E+01
Ac-228			1.5E+01 ^b		1.5E+01	1.2E+06
Th-227			1.5E+01 ^b		1.5E+01	1.7E+04
Th-228			Неограниченный		Неограниченный	Неограниченный
Th-229			Неограниченный		Неограниченный	Неограниченный
Th-230			Неограниченный		Неограниченный	Неограниченный
Th-231			1.5E+01 ^b		1.5E+01	3.0E+05
Th-232			Неограниченный		Неограниченный	Неограниченный
Th-234			1.5E+01 ^b		1.5E+01	1.3E+04
Pa-230			1.5E+01 ^b		1.5E+01	1.8E+04
Pa-231			1.0E+04		1.0E+04	1.8E+01
Pa-233			1.5E+01 ^b		1.5E+01	1.2E+04
U-230			1.5E+01 ^b		1.5E+01	1.5E+04
U-232			5.0E+02		5.0E+02	4.0E+02
U-233	5.5E+02 ^c 6.7E+02 ^d		1.95E+02		2.0E+02	7.0E-02
U-234			5.0E+02		5.0E+02	1.2E-01
U-235	7.6E+02 ^c 2.0E+04 ^d		2.9E+02	1.E+03	1.E+03	8.0E-05
²³⁵ U > 20%				1.E+03	1.E+03	8.0E-05 ^e
²³⁵ U 10% - 20%				1.E+04	1.E+04	8.0E-04 ^e
U-236			Неограниченный		Неограниченный	Неограниченный
U-238			Неограниченный		Неограниченный	Неограниченный
Np-235			5.0E+02		5.0E+02	2.6E+04
Np-236b			1.5E+01 ^b		1.5E+01	7.3E-03
Np-236a			1.5E+01 ^b		1.5E+01	3.3E+05
Np-237		2.0E+04 ^f 3.0E+04 ^g	1.0E+04		1.0E+04	2.6E-01
Np-239			Неограниченный		Неограниченный	Неограниченный
Pu-236			5.0E+02	5.E+02	5.0E+02	9.9E+03
Pu-237			1.5E+01 ^b	5.E+02	1.5E+01	6.8E+03
Pu-238		3.0E+03 ^f 4.0E+03 ^g	1.0E+03	5.E+02	5.E+02	3.0E+02
Pu-239	5.1E+02 ^c 5.0E+03 ^d	4.5E+02 ^h	1.45E+02	5.E+02	5.E+02	1.0E+00
Pu-240		1.5E+04 ^f 2.0E+04 ^g	1.0E+04	5.E+02	5.E+02	4.0E+00
Pu-241		2.0E+02 ^h	6.0E+01	5.E+02	5.E+02	2.0E+03
Pu-242		4.0E+04 ^f 6.0E+04 ^g	1.8E+04	5.E+02	5.E+02	7.0E-02
Pu-244			5.0E+02	5.E+02	5.0E+02	3.3E-04
Am-241		1.6E+04 ^f 2.4E+04 ^g	1.0E+04		1.0E+04	1.3E+03
Am-242m		1.3E+01 ^h	4.0E+00		4.0E+00	1.4E+00
Am-243		2.5E+04 ^f 3.5E+04 ^g	1.0E+04		1.0E+04	7.4E+01
Am-244			2.0E+00 ⁱ		2.0E+00	9.4E+04
Cm-240			2.0E+00 ⁱ		2.0E+00	1.5E+03
Cm-241			2.0E+00 ⁱ		2.0E+00	1.2E+03

Радионуклид	Оценки предела подкритической массы			Критерии КЯМ-II [71] ^a	Критерии критичности, используемые в D-величинах	
	[68]	[69]	[70]		M _c	A _c
	(г)	(г)	(г)		(г)	(ГБк)
Cm-242			5.0E+02		5.0E+02	6.1E+04
Cm-243		9.0E+01 ^h	3.5E+01		3.5E+01	6.7E+01
Cm-244		3.0E+03 ^f 5.0E+03 ^g	1.0E+03		1.0E+03	3.0E+03
Cm-245		3.0E+01 ^h	1.4E+01		1.4E+01	8.9E-02
Cm-246			5.0E+02		5.0E+02	5.7E+00
Cm-247		9.0E+02 ^h	3.0E+02		3.0E+02	1.0E-03
Cm-248			5.0E+02		5.0E+02	7.9E-02
Bk-247			2.0E+00 ⁱ		2.0E+00	7.8E-02
Bk-249			5.0E+02		5.0E+02	3.0E+04
Cf-248			2.0E+00 ⁱ		2.0E+00	1.2E+02
Cf-249		1.0E+01 ^h	4.0E+00		4.0E+00	6.1E-01
Cf-251		5.0E+00 ^h	2.0E+00		2.0E+00	8.1E+00
Cf-250			5.0E+02		5.0E+02	2.9E+01
Cf-252			5.0E+02		5.0E+02	1.0E+04
Cf-253			2.0E+00 ⁱ		2.0E+00	2.1E+03
Cf-254			2.0E+00 ⁱ		2.0E+00	6.3E+02

^a Категория ядерного материала II.

^b Величина по умолчанию для изотопов с атомным числом 88≤Z<95.

^c Данные для водных растворов приведены в таблице 1 [68].

^d Данные для металла приведены в таблице 2 [68].

^e A_c выражается через активность ²³⁵U. Общая активность на единицу массы обогащенного урана включает ²³⁴U, обогащенный во время процесса обогащения, а также активность ²³⁸U, как описано в [35].

^f Данные для металла приведены в таблице 1 [69].

^g Данные для водных растворов не делящихся актинидных нуклидов приведены в таблице 1 [69].

^h Данные для водных растворов делящихся актинидных нуклидов приведены в таблице 2 [69].

ⁱ Величина по умолчанию для изотопов с атомным числом 95≤Z<99.

VIII.5. ХИМИЧЕСКАЯ ТОКСИЧНОСТЬ

Химическая токсичность диспергированных источников исследовалась путем сравнения непосредственно опасных для жизни или здоровья (НОЖЗ) концентраций [72] с аэрозольной концентрацией, возникающей в результате выброса в помещении материала с массой, эквивалентной D₂-величине, и задаваемой формулой:

$$C = \frac{D_2 \times RRF}{SA \times V}, \quad (84)$$

где:

C - аэрозольная концентрация диспергированного материала, г/куб.м;

D₂ - D₂-величина, Бк, приведенная в таблице 1;

SA - удельная активность радионуклида, Бк/г, приведенная в таблице 26;

V - объем помещения, в котором произошел выброс материала, 1000 куб.м;

RRF - респирабельная фракция выброса начальной активности в источнике, равная 0,1, как описано в сценарии III (дополнение II).

НОЖЗ (или НОЖЗ НИПБЗ(Национального института профессиональной безопасности и здоровья)) концентрация рассматривается как предел, при превышении которого человек не может избежать смертельного исхода или непоправимого вреда здоровью, если ему не будет оказана помощь в течение тридцати минут. В тех случаях, когда величину НОЖЗ концентрации найти в [72] не удавалось, предполагалось, что НОЖЗ концентрация равна 10 мг/куб.м – величине, являющейся представительной для нижней границы НОЖЗ концентрации.

Оказалось, что фактически для всех радионуклидов аэрозольные концентрации C , полученные из D_2 -величин, описываемых уравнением (84), были в 10 или более раз ниже НОЖЗ концентраций, а в большинстве случаев в 1000 или более раз ниже НОЖЗ концентраций. Для радионуклидов урана (и, возможно, тория), D_2 -величины для которых неограниченны, проблемой может являться химическая токсичность при рассеивании. Для тех радионуклидов, аэрозольная концентрация для которых, рассчитанная с помощью уравнения (84), приближалась к НОЖЗ концентрации или превышала ее или 10 мг/куб.м (в соответствующих случаях), список D -величин в таблице 1 был дополнен предупредительными примечаниями.

СПРАВОЧНЫЕ МАТЕРИАЛЫ

- [1] ПРОДОВОЛЬСТВЕННАЯ И СЕЛЬСКОХОЗЯЙСТВЕННАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ, МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, МЕЖДУНАРОДНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ТРУДА, АГЕНТСТВО ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ ОЭСР, ПАНАМЕРИКАНСКАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, УПРАВЛЕНИЕ ОРГАНИЗАЦИИ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ ПО КООРДИНАЦИИ ГУМАНИТАРНЫХ ВОПРОСОВ, ВСЕМИРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, Готовность и реагирование в случае ядерной или радиологической аварийной ситуации, Серия норм безопасности, № GS-R-2, МАГАТЭ, Вена (2004).
- [2] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Методика разработки мероприятий по реагированию на ядерную или радиологическую аварийную ситуацию, EPR-METHOD, МАГАТЭ, Вена (2009).
- [3] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Arrangements for Preparedness for a Nuclear or Radiological Emergency, Safety Standards Series No GS-G-2.1, IAEA, Vienna (2006).
- [4] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Категоризация радиоактивных источников, Серия норм безопасности № RS-G-1.9, МАГАТЭ, Вена (2006).
- [5] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Кодекс поведения по обеспечению безопасности и сохранности радиоактивных источников, МАГАТЭ, Вена (2004).
- [6] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Правила безопасной перевозки радиоактивных материалов, Серия норм безопасности МАГАТЭ, № TS-R-1, МАГАТЭ, Вена (2009).
- [7] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Age-dependent Doses to member of the Public from Intake of Radionuclides: Part 4 Inhalation Dose Coefficients. Annals of the ICRP, v. 25 no. 3-4. ICRP publication 71. Pergamon Press, Oxford: ICRP, 1995.
- [8] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The radiological accident at the irradiation facility in Nesvizh. IAEA, Vienna (1996).
- [9] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Report on the preliminary fact finding mission following the accident at the nuclear fuel processing facility in Tokaimura, Japan. IAEA, Vienna (1999).
- [10] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Критерии вмешательства в случае аварии или радиационной аварийной ситуации, Серия изданий по безопасности № 109, МАГАТЭ, Вена (1998).
- [11] ПРОДОВОЛЬСТВЕННАЯ И СЕЛЬСКОХОЗЯЙСТВЕННАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ, МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, МЕЖДУНАРОДНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ТРУДА, АГЕНТСТВО ПО ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ ОЭСР, ПАНАМЕРИКАНСКАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, ВСЕМИРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения, Серия изданий по безопасности, № 115, МАГАТЭ, Вена (1997).
- [12] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Abrahamson, S., Bender, M., Book, S., Buncher, C., Denniston, C., Gilbert, E., Hahn, F., Hertzberg, V., Maxon, H., Scott, B., Schull, W., and Thomas, S. Health Effects Models for Nuclear Power Plant Accident Consequence Analysis, Low LET Radiation, NUREG/CR-4214, Rev.1, Part II SAND85-7185 (1989).
- [13] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Evans, J.S., Abrahamson, S., Bender, M.A., Boecker, B.B., Gilbert, E.S. and Scott, B.R. Health Effects Models for Nuclear Power Accident Consequence Analysis. Part I: Introduction, Integration, and Summary. NUREG/CR-4214 Rev. 2, Part I ITRI-141 (1993).
- [14] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Abrahamson, S., Bender, M.A., Boecker, B.B., Gilbert, E.S. and Scott, B.R. Health Effects Models for Nuclear Power Accident Consequence Analysis. Modification of Models Resulting From Addition of Effects of Exposure to Alpha-

- Emitting Radionuclides. Part II: Scientific Bases for Health Effects Models. NUREG/CR-4214 Rev. 1, Part II Addendum 2 LFM-136 (1993).
- [15] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, WORLD HEALTH ORGANIZATION, Development of extended framework for emergency response criteria. Interim report for comments, IAEA-TECDOC-1432, IAEA, Vienna (2004).
- [16] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection. ICRP Publication 66, Ann ICRP Vol. 24, No 1-3. Pergamon Press, Oxford, UK (1994).
- [17] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, The Biological Basis for Dose Limitation in the Skin. ICRP Publication 59, Ann ICRP Vol. 22, No 2. Pergamon Press, Oxford, UK (1991).
- [18] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Dosimetry of External Beta Rays for Radiation Protection, ICRU Report 56, ICRU, Bethesda (1996).
- [19] Hopewell, J.W. Biological Effects of Irradiation on Skin and Recommendation Dose Limits, Radiation Protection Dosimetry, Vol 39, No. 1/3 pp 11-24 (1991).
- [20] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication No 60. Ann ICRP Vol. 21 No. 1-3. Pergamon Press, Oxford, UK (1991).
- [21] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, ВСЕМИРНАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ ЗДРАВООХРАНЕНИЯ, Общие процедуры медицинского реагирования при ядерной или радиологической аварийной ситуации, EPR-MEDICAL, МАГАТЭ, Вена (2009).
- [22] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. Relative Biological Effectiveness (RBE), Quality Factor (Q) and Radiation Weighting Factor (wR). ICRP Publication 92. Ann ICRP Vol.33 No.4. Pergamon Press, Oxford, UK (2003).
- [23] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION. MEMORANDUM. The evolution of the system of radiological protection: the justification for new ICRP recommendations. J. Radiol. Prot. 23 (2003) 129–142.
- [24] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, RBE for Deterministic Effects, Publication No. 58, Pergamon Press, Oxford, New York (1989).
- [25] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Diagnosis and Treatment of Radiation Injuries, Safety Reports Series, No. 2, IAEA, Vienna (1998)
- [26] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Follow-up of Delayed Health Consequences of Acute Accidental Radiation Exposure. Lessons to be Learned from Their Medical Management, IAEA TECDOC 1300, IAEA, Vienna (2002).
- [27] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Radiological Accident in Lilo, IAEA, Vienna (2000).
- [28] U.S. ENVIRONMENTAL PROTECTION AGENCY, Federal Guidance Report 11 Limiting-values of radionuclide intake and air concentration and dose conversion factors for inhalation, submersion, and ingestion. Eckerman, K. F., Wolbarst, A. B. and Richardson, A. C.B. EPA-520/1-88-020. Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN; U.S. Environmental Protection Agency, Washington, DC. (1988).
- [29] Scott B. R. Proposed estimates of the probability of inducing pulmonary injury sufficient to cause death from radiation pneumonitis and pulmonary fibrosis after briefly inhaling a mixture of insoluble β -emitting particles. Health Phys 38: 635-642 (1980).
- [30] Scott B. R., and Hahn F. F. A model that leads to the Weibull distribution function to characterize early radiation response probabilities. Health Phys 39: 521-530 (1980).
- [31] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Radiological Accident in Yanango, IAEA, Vienna (2000).
- [32] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Radiological Accident in Gilan, IAEA, Vienna (2002)
- [33] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Kutkov A Regulatory Analysis on Emergency Preparedness for Fuel Cycle and Other Radioactive Material Licensees, US Nuclear Power Plants, NUREG-1140, USNRC, Washington, DC (1988)

- [34] U.S. DEPARTMENT OF ENERGY, DOE Handbook, Airborne Release Fractions/Rates and Respirable Fractions for Non-reactor Nuclear Facilities, DOE-HDBK-3010-94 (1994)
- [35] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Справочный материал к Правилам МАГАТЭ по безопасной перевозке радиоактивных материалов, Серия норм безопасности № TS-G-1.1 (ST-2) МАГАТЭ, Вена (2005)
- [36] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Радиационная авария в Гоянии, МАГАТЭ, Вена (1990)
- [37] Gus'kova, A.K., Nadezhina, N.M., Barabanova, A.V., et al. Acute effects of radiation exposure following the Chernobyl accident: immediate results of radiation sickness and outcome of treatment. In Medical aspects of the Chernobyl accident (Proceedings of the conference in Kiev 11-13 May, 1988) IAEA-TECDOC-516: 233-256. Vienna, IAEA (1989).
- [38] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Radionuclide Transformations. Energy and Intensity of Emission. ICRP Publication 38, Ann ICRP Ann ICRP Vol. 11-13. Pergamon Press, Oxford, UK (1984).
- [39] Dillman, L.T., and Eckerman, K.F. Electron External and Internal Bremsstrahlung Spectra, ORNL/TM-12451 (1994) (unpublished).
- [40] U.S. ENVIRONMENTAL PROTECTION AGENCY, Federal Guidance Report 12 External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil. Keith F. Eckerman and Jeffrey C. EPA-402-R-93-081. Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN; U.S. Environmental Protection Agency, Washington, DC. (1993).
- [41] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIATION UNITS AND MEASUREMENTS, Tissue Substitutes in Radiation Dosimetry and Measurement. ICRU Report 44, Bethesda, MD (1989).
- [42] U.S. SECRETARY OF COMMERCE, Hubbell, J. H. and Seltzer, S. M. Tables of X-Ray Mass Attenuation Coefficients and Mass Energy-Absorption Coefficients. Ionizing Radiation Division, Physics Laboratory National Institute of Standards and Technology Gaithersburg, MD. NISTIR 5632. U.S. Secretary of Commerce on behalf of the United States of America. (1996) (www/physics.nist.gov/PhysData/XrayMassCoef/cover.html Online: May 1996 Last update: July 2004).
- [43] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION Conversion Coefficients for use in Radiological Protection against External Radiation. ICRP Publication No 74. Ann ICRP Vol. 26, No. 3/4, Pergamon Press, Oxford, UK (1996).
- [44] Shults, J.K., Faw, R.E., Radiation shielding. Prentice Hall PTR, NJ, USA (1996).
- [45] Eckerman, K.F. RADiation SUMmary Code - RadSum 32 Code: A Win 32 version. In package ICRP38 v. 1.0 (3/25/2003). Free download provided by Centre for Biokinetic and Dosimetric Research, Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN 37831. Available at: <http://ordose.ornl.gov/downloads.html>. Accessed 01 March 2006.
- [46] Eckerman, K.F., Rawl, R., Hughes, J.S. and Bolgona, L. Type A package limits of spontaneous fission radionuclides. In PATRAM-2001. Proceedings of the 13th International symposium on packaging and transportation of radioactive materials (Chicago, IL USA, September 3-7 2001), U.S. DOE (2002).
- [47] Shleien, B. The Health Physics and Radiation Protection Health Handbook, Scinta Inc., Silver Spring MD, USA, 1992.
- [48] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Compendium of Neutron Spectra and Detector Responses for Radiation Protection Purposes. Supplement to Technical Reports Series No. 318. Technical Reports Series No 403. IAEA, Vienna, 2001.
- [49] U.S. ENVIRONMENTAL PROTECTION AGENCY, Federal Guidance Report 13 Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides: CD Supplement, EPA 402-C-99-001 Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN; U.S. Environmental Protection Agency, Washington, DC (1999).
- [50] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, The ICRP Database of Dose Coefficients: Workers and Members of the Public, version 1.0. An extension of ICRP Publications 68 and 72, developed by Task Group on Dose Calculations on Committee 2 of the International Commission on Radiological Protection. CDROM. Pergamon Press, Oxford, UK (1998).
- [51] U.S. DEPARTMENT OF ENERGY Eckerman, K. F., Sjoreen A. L. Radiological Toolbox User's Manual, ORNL/TM-2004/27 Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, TN (2004). The

- "Radiological Toolbox" can be download from official ORNL Web site <http://ordose.ornl.gov/downloads.html>
- [52] Алексанкин В.Г., Родичев С.В., Рубцов П.М., Нежанский Г.А., Чукреев Ф.Е. - Бета- и антинейтринное излучение радиоактивных ядер. Москва, Энергоатомиздат (1989).
- [53] Rohlogg F., Heinzelmann M. Dose rate by photons radiation to the basal layer of the dermis in case of skin contamination. *Rad. Prot. Dosim.* 63: 15-28 (1996).
- [54] Faw, R.E. Absorbed doses to skin from radionuclide sources on the body surface. *Health Phys.*, 63: 442-448 (1992).
- [55] Delacroix D., Guerre J. P., Leblanc P., and Hickman C. Radionuclide and radiation protection data handbook. 2nd Edition (2002). *Rad. Prot. Dosim.* 98: 1-168 (2002).
- [56] Kocher D.C., and Eckerman K.F., Electron dose-rate conversion factors for external exposure of the skin from uniformly deposited activity on the body surface. *Health Phys.* 53: 135-141 (1987).
- [57] Cross W.G., Freedman N.O., and Wong P.Y. Beta ray dose distributions from skin contamination. *Rad. Prot. Dosim.* 40: 149-168 (1992).
- [58] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION Durham, J. S. VARSKIN MOD2 and SADDE MOD2: Computer Codes for Assessing Skin Dose from Skin Contamination NUREG/CR-5873. U.S. NRC, Washington (1992).
- [59] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Loss of an Iridium-192 Source and Therapy Misadministration at Indiana, Pennsylvania, on November 16, 1992, NUREG-1480, USNRC, Washington, DC (1992).
- [60] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Lessons Learned from Accidents in Industrial Radiography, Safety Report Series, No 7, IAEA, Vienna (1998).
- [61] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Radiological Accident in Istanbul, IAEA, Vienna (2000).
- [62] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The Radiological Accident in Samut Prakarn, IAEA, Vienna (2002).
- [63] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, The radiological accident in Tammiku, IAEA, Vienna (1998).
- [64] Hübner, K.F; Fry, S.A, The Medical Basis for Radiation Accident Preparedness Elsevier/North Holland. NY, (1980).
- [65] Dillman, L., T., Jones, T., D. Internal dosimetry of spontaneously fissioning radionuclides. *Health Physics* 29: 111-123 (1975).
- [66] Croft, S. The use of neutron intensity calibrated $^9\text{Be}(\alpha, n)$ sources as 4438 keV gamma-ray reference standards. *Nucl. Instr. Meth.* A281: 103-116 (1989).
- [67] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY, Tables of recommended standard data: neutron yields from alpha particle induced reactions on lithium, beryllium, boron, carbon, oxygen and fluorine nuclei for energies up to 10 MeV. Vukolov, V.A. and Chukreev, F.E. International Nuclear Data Committee Report INDC(CCP)-331, IAEA, Vienna (1991).
- [68] AMERICAN NATIONAL STANDARD, Nuclear criticality safety in operations with fissionable materials outside reactors, ANSI N16.1-1975, Hinsdale, USA (1975).
- [69] AMERICAN NUCLEAR SOCIETY, Nuclear criticality control of special actinide elements, an American national standard, ANSI/ANS-8.15-1981, La Grange, USA (1981).
- [70] Criticality Safety. Document 20.6. Environment, Safety and Health manual Vol. II: Health & Safety – Controls and Hazards. Part 20: Ionizing Radiation/Nonionizing Radiation. University of California Lawrence Livermore National Laboratory, UCRL-AM-133867. (2005).
- [71] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Физическая защита ядерного материала и ядерных установок, INFCIRC/225/Rev.4, МАГАТЭ, Вена (1999).
- [72] UNITED STATES CENTERS FOR DISEASE CONTROL AND PREVENTION (CDC), National Institute for Occupational Safety and Health (NIOSH), Oct 2002, web site: www.cdc.gov/niosh/idlh/intridl4.html
- [73] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION, Basic Anatomical and Physiological Data for Use in Radiological Protection: Reference-values. ICRP Publication 89. *Annals of the ICRP* 32 No. 3-4. Pergamon Press, Oxford, UK (2002).

ОПРЕДЕЛЕНИЯ

внутреннее облучение (internal exposure). Облучение от источника, находящегося внутри тела человека (в результате отложения радионуклидов в тканях тела).

D-величина. Количество радиоактивного материала, которое, в отсутствие контроля, может привести к смерти облученного человека или к непоправимому вреду здоровью, снижающему качество жизни этого человека. Сценарии облучения, использованные для целей определения D-величин, объединены в две группы: одна для недиспергированного материала, а другая - для диспергированного материала. Для каждой из этих групп приведены различные D-величины:

- a) D_1 -величина – это активность²² радионуклида в источнике, который, будучи неконтролируемым, но не диспергированным (т.е., он остается герметизированным), может приводить к аварийной ситуации, которая, как можно с разумным основанием ожидать, вызовет серьезные детерминированные эффекты;
- b) D_2 -величина – это активность²⁵ радионуклида в источнике, который, будучи неконтролируемым и диспергированным, может приводить к аварийной ситуации, которая, как можно с разумным основанием ожидать, вызовет серьезные детерминированные эффекты;
- c) D-величина – это наименьшая из D_1 - и D_2 -величин для радионуклида.

детерминированный эффект излучения (deterministic effect of radiation).

Радиационный эффект, для которого обычно существует пороговый уровень дозы, выше которого тяжесть проявления этого эффекта возрастает с увеличением дозы. Такой эффект характеризуется как 'серьезный детерминированный эффект', если он является смертельным или угрожающим для жизни или приводит к непоправимому вреду здоровью, снижающему качество жизни.

доза (dose). Мера энергии, переданной ионизирующим излучением мишени. (2) Общий термин, используемый для определения таких величин, как: поглощенная доза, ОБЭ-взвешенная доза, эквивалентная доза и эффективная доза.

доза в органе (organ dose), D_T^R . Средняя поглощенная доза в определенном органе или ткани T человеческого тела. Она задается формулой:

$$D_T^R = \frac{\Delta \epsilon_R}{m_T};$$

где m_T - масса органа или ткани T, а $\Delta \epsilon_R$ - энергия ионизирующего излучения R, переданная массе данного органа или ткани. При оценке поглощенной дозы в органе качество излучения не принимается во внимание.

²² Учитывается то обстоятельство, что источники могут становиться более опасными на более поздних стадиях срока службы (до 10 лет) вследствие образования дочерних продуктов; однако D-значения выражаются в уровнях активности родительских радионуклидов до распада, то есть, во время изготовления, как указано в дополнении VIII.

облучение (exposure). Действие или условия, в которых человек подвергается воздействию излучения. Облучение может быть либо внешним (от источника, находящегося вне тела человека), либо внутренним (от радиоактивного материала внутри тела человека).

ОБЭ-взвешенная доза (RBE-weighted dose), AD_T . Произведение поглощенной дозы в органе или ткани и ОБЭ излучения, создающего дозу:

$$AD_T = \sum_R D_T^R \times RBE_T^R ;$$

где D_T^R - доза в органе от излучения R, в ткани T, а RBE_T^R - относительная биологическая эффективность излучения R при создании определенного эффекта в конкретном органе или ткани T. Единицу ОБЭ-взвешенной поглощенной дозы называют эквивалентным греем (Гр-экв.), и она имеет размерность Дж/кг.

а) ОБЭ-взвешенная поглощенная доза учитывает различия в биологической эффективности при развитии детерминированных эффектов в органах или тканях условного человека, определяемых качеством излучения.

ожидаемая ОБЭ-взвешенная доза (committed RBE-weighted dose), $AD_T(\Delta)$.

Величина $AD_T(\Delta)$ характерна для внутреннего облучения и определяется как:

$$AD_T(\Delta) = \int_{t_0}^{t_0+\Delta} \dot{AD}_T(t) dt ;$$

где t_0 – время поступления, $\dot{AD}_T(t)$ – мощность ОБЭ-взвешенной дозы в органе или ткани T на момент времени t , а Δ – время, прошедшее после поступления радиоактивного материала.

а) В случае поступления радиоактивного материала в организм ожидаемая ОБЭ-взвешенная доза отражает внутреннее облучение органов и тканей человека согласно его распределению в организме условного человека, которое имело бы место после поступления.

ожидаемая поглощенная доза (committed absorbed dose), $D_T(\Delta)$. Величина $D_T(\Delta)$ характерна для внутреннего облучения и определяется как:

$$D_T^R(\Delta) = \int_{t_0}^{t_0+\Delta} \dot{D}_T^R(t) dt ;$$

где t_0 - время поступления, $\dot{D}_T^R(t)$ - мощность дозы в органе или ткани T на момент времени t , а Δ - время, прошедшее после поступления радиоактивного материала.

а) В случае поступления радиоактивного материала в организм ожидаемая поглощенная доза отражает внутреннее облучение органов и тканей человека согласно его распределению в организме условного человека, которое имело бы место после поступления.

опасный источник (dangerous source). Источник, который, если он выходит из-под контроля, может приводить к облучению, достаточному для возникновения серьезных детерминированных эффектов. Это обозначение используется для определения необходимости в мероприятиях по обеспечению аварийного реагирования, и его не следует путать с категоризацией источников для других целей.

острое облучение (acute exposure). Облучение, полученное в течение короткого периода времени.

- а) Обычно этот термин употребляется в случае облучения достаточно короткой продолжительности, при котором возникающие в результате дозы могут рассматриваться как мгновенные (например, полученные в течение менее одного часа).

острое (однократное) поступление (acute intake). Поступление в течение достаточно короткого интервала времени, который можно считать мгновенным для целей оценки возникающей в результате ожидаемой дозы.

относительная биологическая эффективность (relative biological effectiveness), RBE_T^R . Для конкретного органа или ткани T RBE_T^R представляет собой отношение поглощенной дозы эталонного излучения, создающего заданный биологический эффект, к поглощенной дозе представляющего интерес излучения (R), создающего такой же биологический эффект. Вообще говоря, величина RBE_T^R для биологических эффектов излучения зависит от таких факторов, как качество излучения, облученный орган или ткань, ожидаемый эффект и мощность дозы. Величины RBE_T^R для серьезных детерминированных эффектов, используемые в настоящей публикации, приведены в таблице 8 и таблице 9.

поглощенная доза (absorbed dose), D . Фундаментальная дозиметрическая величина D , выражаемая формулой:

$$D = \frac{\bar{d\varepsilon}}{dm}$$

где $\bar{d\varepsilon}$ – средняя энергия, переданная ионизирующим излучением веществу, находящемуся в элементарном объеме, а dm - масса вещества в этом элементарном объеме. Единицей поглощенной дозы является Дж/кг, носящий название Грей (Гр).

поступление (intake). (1) Попадание радиоактивного материала в организм ингаляционным или пероральным путем. (2) Количество радиоактивного материала (активность, Бк) поступившего в организм в результате ингаляции, проглатывания, поглощения через кожу, инъекции или через рану.

путь облучения (exposure pathway). Путь, по которому излучение или радионуклиды могут попасть к человеку и вызвать облучение. Путь облучения может быть очень простым, например, как в случае внешнего облучения от аэрозольных радионуклидов, или более сложной цепью, например, в случае внутреннего облучения при потреблении молока коров, которые питались травой, загрязненной радионуклидами.

РДУ (RDD). Радиологические диспергирующие устройства

серьезный детерминированный эффект (severe deterministic effect). Эффект излучения, являющийся смертельным или угрожающий жизни, или же приводящий к непоправимому вреду здоровью, снижающему качество жизни.

стохастический эффект (излучения) (stochastic effect (of radiation)). Эффект излучения, вероятность развития которого выше при более высоких дозах излучения и тяжесть проявления которого (если он развился) не зависит от дозы. Стохастические эффекты могут быть соматическими эффектами или наследственными эффектами и обычно не имеют пороговой дозы. Примеры включают рак щитовидной железы и лейкемию.

условный работник (reference worker). Взрослый работник с анатомическими и физиологическими характеристиками, определенными в докладе Целевой группы МКРЗ по условному человеку [73].

условный человек (reference man). Взрослый человек с анатомическими и физиологическими характеристиками, определенными в докладе Целевой группы МКРЗ по условному человеку [73].

эквивалент грея (gray-equivalent), Гр-экв. Название единицы поглощенной ОБЭ-взвешенной дозы.

ядерная или радиологическая аварийная ситуация (nuclear or radiological emergency). Аварийная ситуация, в которой имеется реальная или воспринимаемая опасность вследствие:

- a) энергии, выделяющейся в результате ядерной цепной реакции или распада продуктов цепной реакции; или
- b) радиационного облучения.

ПРИЛОЖЕНИЯ

ПРИЛОЖЕНИЕ I ФОРМАТ ИНДЕКСОВ И УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ

Вообще говоря, условные обозначения дозиметрических величин, используемых в экспертном подходе и подходе на основе оценки риска, могут иметь до четырех индексов, как показано на рис. 11.

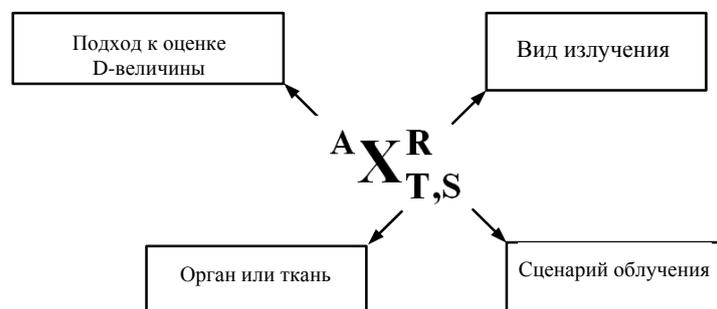


РИС. 11. Индексация дозиметрических величин.

Эти индексы обозначают:

“А” обозначает используемый подход:

- а) “Е” - экспертный подход; и
- б) “R” - подход на основе оценки риска.

“R” обозначает вид излучения:

- а) “L” - излучение с низкой ЛПЭ;
- б) “H” - излучение с высокой ЛПЭ;
- в) “L+H” - любой вид излучения; и
- г) “S” может быть добавлено с целью указать соединение с типом поглощения в легких “slow”^{*}.

“S” обозначает сценарий облучения:

- а) “I” - сценарий “в кармане”;
- б) “II” - сценарий “в помещении”;
- в) “III” - “ингаляционный” сценарий;
- г) “IV” - “пероральный” сценарий;
- д) “V” - сценарий “загрязнение кожи”; и
- е) “VI” - “иммерсионный” сценарий.

“T” обозначает орган или ткань, как указано в таблице ниже:

^{*} Прим. переводчика. В русскоязычной терминологии соединения с медленным типом поглощения обозначаются символом “M”. См. примечание на стр. 81

Орган или ткань	Путь облучения	Кодовый номер ткани	
		Экспертный подход	Подход на основе оценки риска
Мягкие ткани	Внешнее от близлежащего источника	1	1
Красный костный мозг	Внутреннее	2	2
Органы дыхания	Внутреннее	3E	3R
Толстый или тонкий кишечник	Внутреннее	4	4
Щитовидная железа	Внутреннее	5	5
Кожа	Контактное при поверхностном загрязнении кожи	6E	6R
Туловище	Внешнее от удаленного источника	7	7

ПРИЛОЖЕНИЕ II УСЛОВНЫЕ ОБОЗНАЧЕНИЯ

Общий принцип индексации дозиметрических величин, используемых в настоящей публикации, проиллюстрирован на рис. 11.

Условное обозначение	Единица измерения	Описание
A_C	Бк	Предел активности данного радионуклида на основе соображений критичности.
AD_T	Гр-экв.*	ОБЭ-взвешенная (поглощенная) доза в органе или ткани T.
$AD_T(\Delta)$	Гр-экв.	ОБЭ-взвешенная доза в органе или ткани T, ожидаемая в течение интервала времени Δ после поступления радионуклида.
$AF_{T,S}$	(Гр-экв.)/(Бк×с)	Коэффициент преобразования дозы, равный мощности ОБЭ-взвешенной дозы на ткань T, полученной в соответствии со сценарием S от 1 Бк радионуклида.
$AF_{T,S}(\Delta)$	(Гр-экв.)/Бк	Коэффициент преобразования дозы, равный ОБЭ-взвешенной дозе в органе или ткани T, ожидаемой в соответствии со сценарием S, в течение временного интервала Δ после поступления 1 Бк радионуклида.
$AF_{1,I}$	(Гр-экв.)/(Бк×с)	Коэффициент преобразования дозы, равный мощности ОБЭ-взвешенной дозы в ткани I (мягкие ткани), полученной в соответствии со сценарием I от 1 Бк радионуклида.
$AF_{7,II}$	(Гр-экв.)/(Бк×с)	Коэффициент преобразования дозы, равный мощности ОБЭ-взвешенной дозы в ткани 7 (туловище), полученной в соответствии со сценарием II от 1 Бк радионуклида.
$AF_{2,III}(\Delta)$	(Гр-экв.)/Бк	Коэффициент преобразования дозы, равный 30-дневной ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозе, полученной в соответствии со сценарием III в ткани 2 (красный костный мозг) вследствие ингаляционного поступления 1 Бк радионуклида.
$AF_{3R,III}(\Delta)$	(Гр-экв.)/Бк	Коэффициент преобразования дозы, равный 30-дневной ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозе, полученной в соответствии со сценарием III в ткани 3R (альвеолярный отдел респираторного тракта) вследствие ингаляционного поступления 1 Бк радионуклида.
$AF_{4,III}(\Delta)$	(Гр-экв.)/Бк	Коэффициент преобразования дозы, равный 30-дневной ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозе, полученной в соответствии со сценарием III в ткани 4 (толстый кишечник) вследствие ингаляционного поступления 1 Бк радионуклида.

* К моменту перевода документа название единицы ОБЭ-взвешенной дозы было изменено на Грей (Гр.).
(Прим. переводчика)

Условное обозначение	Единица измерения	Описание
$AF_{5,III}(\Delta)$	(Гр-экв.)/Бк	Коэффициент преобразования дозы, равный 365-дневной ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозе, полученной в соответствии со сценарием III в ткани 5 (щитовидная железа) вследствие ингаляционного поступления 1 Бк радионуклида.
$AF_{2,IV}(\Delta)$	(Гр-экв.)/Бк	Коэффициент преобразования дозы, равный 30-дневной ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозе, полученной в соответствии со сценарием IV в ткани 2 (красный костный мозг) вследствие перорального поступления 1 Бк радионуклида.
$AF_{4,IV}(\Delta)$	(Гр-экв.)/Бк	Коэффициент преобразования дозы, равный 30-дневной ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозе, полученной в соответствии со сценарием IV в ткани 4 (толстый кишечник) вследствие перорального поступления 1 Бк радионуклида.
$AF_{5,IV}(\Delta)$	(Гр-экв.)/Бк	Коэффициент преобразования дозы, равный 365-дневной ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозе, полученной в соответствии со сценарием IV в ткани 5 (щитовидная железа) вследствие перорального поступления 1 Бк радионуклида.
$AF_{6R,V}$	(Гр-экв.)/(Бк×с/кв.см)	Коэффициент преобразования дозы, равный мощности ОБЭ-взвешенной дозы в ткани 6R (дерма кожи), создаваемой в соответствии со сценарием V единицей поверхностной активности радионуклида.
$AF_{2,VI}$	(Гр-экв.)/(Бк×с/куб.м)	Коэффициент преобразования дозы, равный мощности ОБЭ-взвешенной дозы в ткани 2 (красный костный мозг), создаваемой в соответствии со сценарием VI вследствие погружения в радиоактивный благородный газ единичной концентрации.
${}^E A_I$	Бк	Начальная активность радионуклида в недиспергированном источнике, который, в соответствии с экспертным подходом, рассматривается как опасный, если он облучает человека в соответствии со сценарием I.
${}^E A_{II}$	Бк	Начальная активность радионуклида в недиспергированном источнике, который, в соответствии с экспертным подходом, рассматривается как опасный, если он облучает человека в соответствии со сценарием II.
${}^E A_{7,VI}$	Бк	Тканеспецифическая начальная активность радиоактивного благородного газа в диспергированном источнике, которая, в соответствии с экспертным подходом, рассматривается как вызывающая серьезные детерминированные эффекты в ткани 7 (туловище) при облучении человека в соответствии со сценарием VI.
${}^E A_{III}$	Бк	Начальная активность радионуклида в диспергированном источнике, который, в соответствии с экспертным подходом, рассматривается как опасный, если он облучает человека в соответствии со сценарием III.

Условное обозначение	Единица измерения	Описание
${}^E A_{2,III}$	Бк	Тканеспецифическая начальная активность радионуклида в диспергированном источнике, который, в соответствии с экспертным подходом, рассматривается как вызывающий серьезные детерминированные эффекты в ткани 2 (красный костный мозг), если он облучает человека в соответствии со сценарием III.
${}^E A_{3E,III}$	Бк	Тканеспецифическая начальная активность радионуклида в диспергированном источнике, который, в соответствии с экспертным подходом, рассматривается как вызывающий серьезные детерминированные эффекты в ткани 3E (грудной отдел дыхательных путей), если он облучает человека в соответствии со сценарием III.
${}^E A_{5,III}$	Бк	Тканеспецифическая начальная активность радионуклида в диспергированном источнике, который, в соответствии с экспертным подходом, рассматривается как вызывающий серьезные детерминированные эффекты в ткани 5 (щитовидная железа), если он облучает человека в соответствии со сценарием III.
${}^E A_{6E,V}$	Бк	Тканеспецифическая начальная активность радионуклида в диспергированном источнике, который, в соответствии с экспертным подходом, рассматривается как вызывающий серьезные детерминированные эффекты в ткани 6E (базальная мембрана кожи), если он облучает человека в соответствии со сценарием V.
${}^R A_I$	Бк	Начальная активность радионуклида в недиспергированном источнике, который, в соответствии с подходом на основе оценки риска, рассматривается как опасный, если он облучает человека в соответствии со сценарием I.
${}^R A_{II}$	Бк	Начальная активность радионуклида в недиспергированном источнике, который, в соответствии с подходом на основе оценки риска, рассматривается как опасный, если он облучает человека в соответствии со сценарием II.
${}^R A_{III}$	Бк	Начальная активность радионуклида в диспергированном источнике, который, в соответствии с подходом на основе оценки риска, рассматривается как опасный, если он облучает человека в соответствии со сценарием III.
${}^R A_{T,III}$	Бк	Тканеспецифическая начальная активность радионуклида в диспергированном источнике, который, в соответствии с подходом на основе оценки риска, рассматривается как вызывающий серьезные детерминированные эффекты в ткани T, если он облучает человека в соответствии со сценарием III.
${}^R A_{IV}$	Бк	Начальная активность радионуклида в диспергированном источнике, который, в соответствии с подходом на основе оценки риска, рассматривается как опасный, если он облучает человека в соответствии со сценарием IV.

Условное обозначение	Единица измерения	Описание
${}^R A_{T,IV}$	Бк	Тканеспецифическая начальная активность радионуклида в диспергированном источнике, который, в соответствии с подходом на основе оценки риска, рассматривается как вызывающий серьезные детерминированные эффекты в ткани T, если он облучает человека в соответствии со сценарием IV.
${}^R A_V$	Бк	Начальная активность радионуклида в диспергированном источнике, который, в соответствии с подходом на основе оценки риска, рассматривается как опасный, если он облучает человека в соответствии со сценарием V.
${}^R A_{6R,V}$	Бк	Тканеспецифическая начальная активность радионуклида в диспергированном источнике, который, в соответствии с подходом на основе оценки риска, рассматривается как вызывающий серьезные детерминированные эффекты в ткани 6R (дерма кожи), если он облучает человека в соответствии со сценарием V.
${}^R A_{VI}$	Бк	Начальная активность радиоактивного благородного газа в диспергированном источнике, который, в соответствии с подходом на основе оценки риска, рассматривается как опасный, если он облучает человека в соответствии со сценарием VI.
${}^R A_{7,VI}$	Бк	Тканеспецифическая начальная активность радиоактивного благородного газа в диспергированном источнике, который, в соответствии с подходом на основе оценки риска, рассматривается как вызывающий серьезные детерминированные эффекты в ткани 7 (туловище) при облучении человека в соответствии со сценарием VI.
АМАД	мкм	Величина диаметра в аэродинамическом распределении размеров частиц, при которой общие активности выше и ниже этого величины равны. Обычно предполагается логарифмически нормальное распределение размеров частиц. Пятьдесят процентов активности в аэрозоле связаны с частицами аэродинамического диаметра, большего чем АМАД (аэродинамический диаметр медианной активности).
D_T^R	Гр	Поглощенная доза излучения R в органе или ткани T.
$D_T^R(\Delta)$	Гр	Поглощенная доза излучения R в органе или ткани T, ожидаемая в течение интервала времени Δ после поступления 1 Бк радионуклида.
Δ	сут.	Продолжительность периода интегрирования после поступления радиоактивного материала, используемого при расчете ожидаемой поглощенной дозы, ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозы и ожидаемой эквивалентной дозы.
$DF_{T,S}^R$	Гр/(Бк×с)	Коэффициент преобразования дозы, равный мощности поглощенной в ткани T дозы излучения R, полученной в соответствии со сценарием S от 1 Бк радионуклида.
$DF_{I,I}^{L+H}$	Гр/(Бк×с)	Коэффициент преобразования дозы, равный мощности поглощенной дозы, создаваемой любой комбинацией излучения с низкой ЛПЭ и с высокой ЛПЭ.

Условное обозначение	Единица измерения	Описание
$DF_{2,II}^{L+H}$	Гр/(Бк×с)	Коэффициент преобразования дозы, равный мощности поглощенной в ткани 2 (красный костный мозг) дозы, создаваемой любой комбинацией излучения с низкой ЛПЭ и с высокой ЛПЭ и полученной в соответствии со сценарием II от 1 Бк радионуклида.
$DF_{T,S}^R(\Delta)$	Гр/Бк	Коэффициент преобразования дозы, равный поглощенной дозе излучения R в органе или ткани T, ожидаемой в соответствии со сценарием S в течение временного интервала Δ после поступления 1 Бк радионуклида.
$DF_{2,III}^{L+H}(\Delta)$	Гр/Бк	Коэффициент преобразования дозы, равный 2-дневной ожидаемой поглощенной в органе или ткани 2 (красный костный мозг) дозе, создаваемой любой комбинацией излучения с низкой ЛПЭ и с высокой ЛПЭ и полученной в соответствии со сценарием III вследствие ингаляционного поступления 1 Бк радионуклида.
$DF_{3E,III}^{HS}(\Delta)$	Гр/Бк	Коэффициент преобразования дозы, равный 365-дневной ожидаемой поглощенной в органе или ткани 3E (грудной отдел респираторного тракта) дозе излучения с высокой ЛПЭ, полученной в соответствии со сценарием III вследствие поступления 1 Бк аэрозоля долгоживущего радионуклида, отнесенного к ингаляционному типу S.
$DF_{3E,III}^L(\Delta)$	Гр/Бк	Коэффициент преобразования дозы, равный 2-дневной ожидаемой поглощенной в ткани 3E (грудной отдел респираторного тракта) дозе излучения с низкой ЛПЭ, полученной в соответствии со сценарием III вследствие поступления 1 Бк аэрозоля радионуклида, который не может быть отнесен к ингаляционному типу S.
$DF_{3E,III}^{LS}(\Delta)$	Гр/Бк	Коэффициент преобразования дозы, равный 365-дневной ожидаемой поглощенной в ткани 3E (грудной отдел респираторного тракта) дозе излучения с низкой ЛПЭ, полученной в соответствии со сценарием III вследствие поступления 1 Бк нерастворимого аэрозоля долгоживущего радионуклида.
$DF_{5,III}^L(\Delta)$	Гр/Бк	Коэффициент преобразования дозы, равный 365-дневной ожидаемой поглощенной в ткани 5 (щитовидная железа) дозе излучения с низкой ЛПЭ, полученной в соответствии со сценарием III вследствие поступления 1 Бк накапливающегося в щитовидной железе радионуклида.
$DF_{6E,V}^L$	Гр/(Бк×с/кв.см)	Коэффициент преобразования дозы, равный мощности поглощенной в ткани 6E (базальная мембрана кожи) дозы излучения с низкой ЛПЭ, полученной в соответствии со сценарием V и создаваемой единичным поверхностным загрязнением радионуклидом.
$DF_{2,VI}^L$	Гр/(Бк×с/куб.м)	Коэффициент преобразования дозы, равный мощности поглощенной в ткани 2 (красный костный мозг) дозы излучения с низкой ЛПЭ, полученной в соответствии со сценарием VI вследствие погружения в радиоактивный благородный газ единичной концентрации.

Условное обозначение	Единица измерения	Описание
$DF_{T,S}^R(\Delta)$	Гр/Бк	Коэффициент преобразования дозы, равный ожидаемой поглощенной дозе излучения R в органе или ткани T в соответствии со сценарием S при поступлении 1 Бк радионуклида.
${}^E D_1$	Бк	D_1 -величина радионуклида, рассчитанная с помощью экспертного подхода.
${}^E D_2$	Бк	D_2 -величина радионуклида, рассчитанная с помощью экспертного подхода.
${}^R D_1$	Бк	D_1 -величина радионуклида, рассчитанная с помощью подхода на основе оценки риска.
${}^R D_2$	Бк	D_2 -величина радионуклида, рассчитанная с помощью подхода на основе оценки риска.
E	Зв	Эффективная доза.
F_{III}		Доля ингаляционного поступления радиоактивного материала в соответствии со сценарием III.
F_{IV}		Доля перорального поступления диспергированного радиоактивного материала в соответствии со сценарием IV.
F_V		Доля диспергированного радиоактивного материала в соответствии со сценарием V.
F_{VI}		Доля радиоактивного материала, содержащаяся в выбросе в помещение, в соответствии со сценарием VI.
H_T	Зв	Эквивалентная доза в органе или ткани.
$H_T(\tau)$	Зв	Ожидаемая эквивалентная доза в органе или ткани T после поступления радионуклида.
I	Бк	Величина поступления радионуклида.
LET	кэВ/мкм	Полная средняя линейная передача энергии ионизирующего излучения в воде, находящейся в жидком состоянии.
M_S	г	Предел для массы радиоактивного материала в сценарии S. Если масса материала определенной активности превышала этот предел, радионуклид считался неограниченным.
R_v		Отношение загрязнения кожи к первичному загрязнению объекта или поверхности в соответствии со сценарием V.
RBE_T^R	(Гр-эkv.)/Гр	Коэффициент относительной биологической эффективности. Он представляет собой отношение поглощенной дозы эталонного излучения, создающего указанный биологический эффект в заданном органе или ткани T, к поглощенной дозе представляющего интерес излучения (R), создающего такой же биологический эффект.
RD_1^{L+H}	Гр	Контрольный уровень поглощенной дозы любого излучения в ткани 1 (мягкие ткани) для развития серьезных детерминированных эффектов при внешнем локальном облучении.
RD_7^{L+H}	Гр	Контрольный уровень поглощенной дозы любого излучения в ткани 7 (туловище) для развития серьезных детерминированных эффектов при внешнем облучении всего тела, создаваемом удаленным источником.

Условное обозначение	Единица измерения	Описание
$RD_2^{L+H}(\Delta)$	Гр	Контрольный уровень 2-дневной ожидаемой поглощенной в ткани 2 (красный костный мозг) дозы любого излучения для развития серьезных детерминированных эффектов при внутреннем облучении.
$RD_{3E}^{HS}(\Delta)$	Гр	Контрольный уровень ожидаемой поглощенной дозы в ткани 3E (грудной отдел респираторного тракта) для развития серьезных детерминированных эффектов при ингаляционном поступлении долгоживущего радионуклида, испускающего излучение с высокой ЛПЭ и имеющего низкую скорость выведения из легких.
$RD_{3E}^L(\Delta)$	Гр	Контрольный уровень 2-дневной ожидаемой поглощенной дозы в ткани 3E (грудной отдел дыхательных путей), для развития серьезных детерминированных эффектов при ингаляционном поступлении испускающего излучение с высокой ЛПЭ радионуклида, который не может быть отнесен к группе с низкой скоростью выведения.
$RD_{3E}^{LS}(\Delta)$	Гр	Контрольный уровень 365-дневной ожидаемой поглощенной дозы в ткани 3E (грудной отдел дыхательных путей) для развития серьезных детерминированных эффектов при ингаляционном поступлении долгоживущего радионуклида, испускающего излучение с низкой ЛПЭ и имеющего низкую скорость выведения из легких.
$RD_5^L(\Delta)$	Гр	Контрольный уровень 365-дневной ожидаемой поглощенной дозы в ткани 5 (щитовидная железа) для развития серьезных детерминированных эффектов при ингаляционном поступлении накапливающегося в щитовидной железе радионуклида, испускающего излучение с низкой ЛПЭ.
RD_{6E}^L	Гр	Контрольный уровень поглощенной дозы излучения с низкой ЛПЭ в ткани 6E (базальная мембрана кожи) для развития серьезных детерминированных эффектов при загрязнении кожи.
S_V	кв.м	Площадь первичного загрязнения вследствие дисперсии радиоактивного материала в соответствии со сценарием V.
TD_1	Гр-экв.	Пороговый уровень ОБЭ-взвешенной дозы в ткани 1 (мягкие ткани) для развития серьезных детерминированных эффектов при внешнем локальном облучении мягких тканей.
TD_7	Гр-экв.	Пороговый уровень ОБЭ-взвешенной дозы в ткани 7 (туловище) для развития серьезных детерминированных эффектов при внешнем облучении всего тела от удаленного источника.
$TD_2(\Delta)$	Гр-экв.	Пороговый уровень 30-дневной ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозы в ткани 2 (красный костный мозг) для развития серьезных детерминированных эффектов при поступлении радионуклида.

Условное обозначение	Единица измерения	Описание
$TD_{3R}(\Delta)$	Гр-экв.	Пороговый уровень 30-дневной ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозы в ткани 3R (альвеолярный отдел респираторного тракта) для развития серьезных детерминированных эффектов при поступлении радионуклида.
$TD_4(\Delta)$	Гр-экв.	Пороговый уровень 30-дневной ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозы в ткани 4 (толстый кишечник) для развития серьезных детерминированных эффектов при поступлении радионуклида.
$TD_5(\Delta)$	Гр-экв.	Пороговый уровень 365-дневной ожидаемой ОБЭ-взвешенной дозы в ткани 5 (щитовидная железа) для развития серьезных детерминированных эффектов при поступлении радионуклида.
TD_{6R}	Гр-экв.	Пороговый уровень ОБЭ-взвешенной дозы в ткани 6R (дерма кожи) для развития серьезных детерминированных эффектов при контактном облучении вследствие загрязнения кожи.
T_S	с	Продолжительность облучения, равная периоду облучения, определенному в сценарии облучения S.
V_{VI}	куб.м	Объем помещения, в котором произошел выброс радиоактивного благородного газа в соответствии со сценарием VI.
w_R		Взвешивающий коэффициент излучения.

СОСТАВИТЕЛИ И РЕЦЕНЗЕНТЫ

Буглова, Е.	Международное агентство по атомной энергии
Dodd, В.	Компания "БД консалтинг", Лас-Вегас, шт. Невада, Соединенные Штаты Америки
Eckerman, К.	Окриджская национальная лаборатория, Ок-Ридж, шт. Теннесси, Соединенные Штаты Америки.
Кухта, Б.	Государственный научный центр "Институт биофизики", Москва, Российская Федерация
Кутьков В.	Российский научный центр "Курчатовский институт", Москва, Российская Федерация
McKenna, Т.	Международное агентство по атомной энергии
Wheatley, J.	Международное агентство по атомной энергии



IAEA

Международное агентство по атомной энергии

№ 22

Где заказать публикации МАГАТЭ

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

АВСТРАЛИЯ

DA Information Services, 648 Whitehorse Road, MITCHAM 3132
Телефон: +61 3 9210 7777 • Факс: +61 3 9210 7788
Эл. почта: service@dadirect.com.au • Веб-сайт: <http://www.dadirect.com.au>

БЕЛЬГИЯ

Jean de Lannoy, avenue du Roi 202, B-1190 Brussels
Телефон: +32 2 538 43 08 • Факс: +32 2 538 08 41
Эл. почта: jean.de.lannoy@infoboard.be • Веб-сайт: <http://www.jean-de-lannoy.be>

ВЕНГРИЯ

Librotrade Ltd., Book Import, P.O. Box 126, H-1656 Budapest
Телефон: +36 1 257 7777 • Факс: +36 1 257 7472 • Эл. почта: books@librotrade.hu

ГЕРМАНИЯ

UNO-Verlag, Vertriebs- und Verlags GmbH, Am Hofgarten 10, D-53113 Bonn
Телефон: +49 228 94 90 20 • Факс: +49 228 94 90 20 или +49 228 94 90 222
Эл. почта: bestellung@uno-verlag.de • Веб-сайт: <http://www.uno-verlag.de>

ИНДИЯ

Allied Publishers Group, 1st Floor, Dubash House, 15, J. N. Heredia Marg, Ballard Estate, Mumbai 400 001,
Телефон: +91 22 22617926/27 • Факс: +91 22 22617928
Эл. почта: alliedpl@vsnl.com • Веб-сайт: <http://www.alliedpublishers.com>

Bookwell, 2/72, Nirankari Colony, Delhi 110009
Телефон: +91 11 23268786, +91 11 23257264 • Факс: +91 11 23281315
Эл. почта: bookwell@vsnl.net

ИСПАНИЯ

Díaz de Santos, S.A., c/ Juan Bravo, 3A, E-28006 Madrid
Телефон: +34 91 781 94 80 • Факс: +34 91 575 55 63
Эл. почта: compras@diazdesantos.es, carmela@diazdesantos.es, barcelona@diazdesantos.es, julio@diazdesantos.es
Веб-сайт: <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: +39 02 48 95 45 48
Эл. почта: info@libreriaaeiou.eu • Веб-сайт: www.libreriaaeiou.eu

КАНАДА

Bernan Associates, 4501 Forbes Blvd, Suite 200, Lanham, MD 20706-4346, USA
Телефон 1-800-865-3457 • Факс: 1-800-865-3450
Эл. почта: customer-care@bernan.com • Веб-сайт: <http://www.bernan.com>

Renouf Publishing Company Ltd., 1-5369 Canotek Rd., Ottawa, Ontario, K1J 9J3
Телефон: +613 745 2665 • Факс: +613 745 7660
Эл. почта: order.dept@renoufbooks.com • Веб-сайт: <http://www.renoufbooks.com>

КИТАЙ

Публикации МАГАТЭ на китайском языке:
China Nuclear Energy Industry Corporation, Translation Section, P.O. Box 2103, Beijing

НИДЕРЛАНДЫ

De Lindeboom Internationale Publicaties B.V., M.A. de Ruyterstraat 20A, NL-7482 BZ Haaksbergen
Телефон: +31 (0) 53 5740004 • Факс: +31 (0) 53 5729296
Эл. почта: books@delindeboom.com • Веб-сайт: <http://www.delindeboom.com>

Martinus Nijhoff International, Koraalrood 50, P.O. Box 1853, 2700 CZ Zoetermeer
Телефон: +31 793 684 400 • Факс: +31 793 615 698
Эл. почта: info@nijhoff.nl • Веб-сайт: <http://www.nijhoff.nl>

Swets and Zeitlinger b.v., P.O. Box 830, 2160 SZ Lisse
Телефон: +31 252 435 111 • Факс: +31 252 415 888
Эл. почта: infoho@swets.nl • Веб-сайт: <http://www.swets.nl>

НОВАЯ ЗЕЛАНДИЯ

DA Information Services, 648 Whitehorse Road, MITCHAM 3132, Australia
Телефон: +61 3 9210 7777 • Факс: +61 3 9210 7788
Эл. почта: service@dadirect.com.au • Веб-сайт: <http://www.dadirect.com.au>

ОРГАНИЗАЦИЯ ОБЪЕДИНЕННЫХ НАЦИЙ

Dept. I004, Room DC2-0853, First Avenue at 46th Street, New York, N.Y. 10017, USA
(UN) Телефон: +800 253-9646 или +212 963-8302 • Факс: +212 963-3489
Эл. почта: publications@un.org • Веб-сайт: <http://www.un.org>

РЕСПУБЛИКА КОРЕЯ

KINS Inc., Information Business Dept. Samho Bldg. 2nd Floor, 275-1 Yang Jae-dong SeoCho-G, Seoul 137 130
Телефон: +02 589 1740 • Факс: +02 589 1746 • Веб-сайт: <http://www.kins.re.kr>

СЛОВЕНИЯ

Cankarjeva Založba d.d., Kopitarjeva 2, SI-1512 Ljubljana
Телефон: +386 1 432 31 44 • Факс: +386 1 230 14 35
Эл. почта: import.books@cankarjeva-z.si • Веб-сайт: <http://www.cankarjeva-z.si/uvoz>

СОЕДИНЕННОЕ КОРОЛЕВСТВО

The Stationery Office Ltd, International Sales Agency, PO Box 29, Norwich, NR3 1 GN
Телефон (заказы): +44 870 600 5552 • (справки): +44 207 873 8372 • Факс: +44 207 873 8203
Эл. почта (заказы): book.orders@tso.co.uk • (справки): book.enquiries@tso.co.uk • Веб-сайт: <http://www.tso.co.uk>

Онлайн-заказы

DELTA Int Book Wholesalers Ltd., 39 Alexandra Road, Addlestone, Surrey, KT15 2PQ
Эл. почта: info@profbooks.com • Веб-сайт: <http://www.profbooks.com>

Книги по экологии

Earthprint Ltd., P.O. Box 119, Stevenage SG1 4TP
Телефон: +44 1438748111 • Факс: +44 1438748844
Эл. почта: orders@earthprint.com • Веб-сайт: <http://www.earthprint.com>

СОЕДИНЕННЫЕ ШТАТЫ АМЕРИКИ

Bernan Associates, 4501 Forbes Blvd, Suite 200, Lanham, MD 20706-4346
Телефон: 1-800-865-3457 • Факс: 1-800-865-3450
Эл. почта: customercare@bernan.com • Веб-сайт: <http://www.bernan.com>

Renouf Publishing Company Ltd., 812 Proctor Ave., Ogdensburg, NY, 13669
Телефон: +888 551 7470 (бесплатный) • Факс: +888 568 8546 (бесплатный)
Эл. почта: order.dept@renoufbooks.com • Веб-сайт: <http://www.renoufbooks.com>

ФИНЛЯНДИЯ

Akateeminen Kirjakauppa, PO BOX 128 (Keskuskatu 1), FIN-00101 Helsinki
Телефон: +358 9 121 41 • Факс: +358 9 121 4450
Эл. почта: akatilaus@akateeminen.com • Веб-сайт: <http://www.akateeminen.com>

ФРАНЦИЯ

Form-Edit, 5, rue Janssen, P.O. Box 25, F-75921 Paris Cedex 19
Телефон: +33 1 42 01 49 49 • Факс: +33 1 42 01 90 90
Эл. почта: formedit@formedit.fr • Веб-сайт: <http://www.formedit.fr>

Lavoisier SAS, 145 rue de Provigny, 94236 Cachan Cedex
Телефон: +33 1 47 40 67 02 • Факс: +33 1 47 40 67 02
Эл. почта: romuald.verrier@lavoisier.fr • Веб-сайт: <http://www.lavoisier.fr>

ЧЕШСКАЯ РЕСПУБЛИКА

Suweco CZ, S.R.O., Klecakova 347, 180 21 Praha 9
Телефон: +420 26603 5364 • Факс: +420 28482 1646
Эл. почта: nakup@suweco.cz • Веб-сайт: <http://www.suweco.cz>

ЯПОНИЯ

Maruzen Company, Ltd., 13-6 Nihonbashi, 3 chome, Chuo-ku, Tokyo 103-0027
Телефон: +81 3 3275 8582 • Факс: +81 3 3275 9072
Эл. почта: journal@maruzen.co.jp • Веб-сайт: <http://www.maruzen.co.jp>

Заказы и запросы в отношении информации можно также направлять непосредственно по адресу:

Группа сбыта и маркетинга, Международное агентство по атомной энергии - Marketing and Sales Unit, International Atomic Energy Agency
Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Vienna, Austria
Телефон: +43 1 2600 22529 (или 22530) • Факс: +43 1 2600 29302
Эл. почта: sales.publications@iaea.org • Веб-сайт: <http://www.iaea.org/books>

