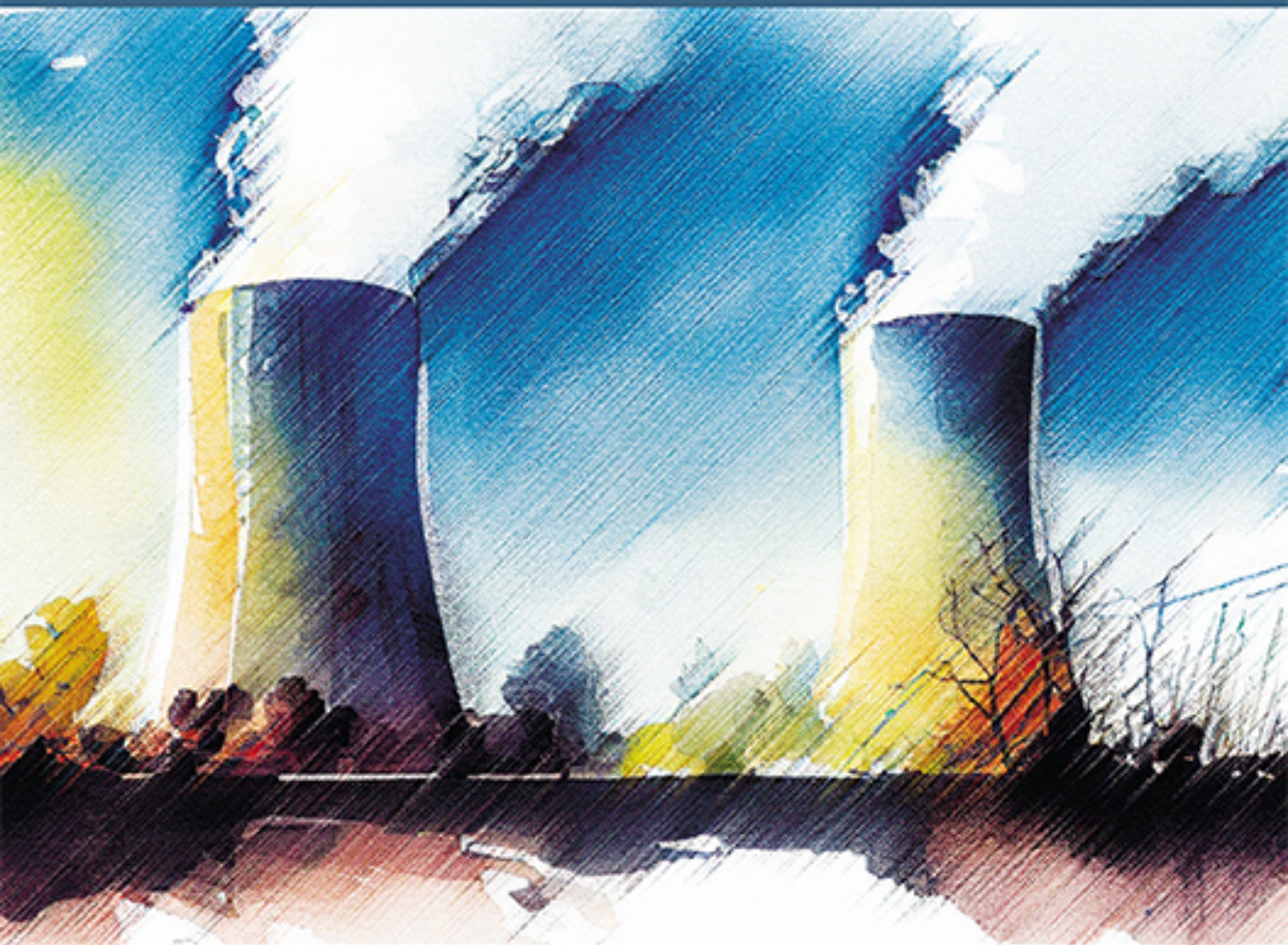


МЕТОДИЧЕСКОЕ ПОСОБИЕ ПО ВОПРОСАМ РЕГУЛИРОВАНИЯ ВЫБРОСОВ И СБРОСОВ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ

2-е издание, переработанное и дополненное

А. В. Курындин, А. С. Шаповалов, А. А. Строганов, М. Ю. Орлов,
Н. Б. Тимофеев, А. В. Коршунков, Р. М. Поляков, Д. А. Никитин

Труды НТЦ ЯРБ



Москва 2023

ФЕДЕРАЛЬНАЯ СЛУЖБА
ПО ЭКОЛОГИЧЕСКОМУ, ТЕХНОЛОГИЧЕСКОМУ
И АТОМНОМУ НАДЗОРУ
(РОСТЕХНАДЗОР)

Федеральное бюджетное учреждение
«Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности»
ФБУ «НТЦ ЯРБ»

*А. В. Курьиндин, А. С. Шаповалов, А. А. Строганов, М. Ю. Орлов,
Н. Б. Тимофеев, А. В. Коршунков, Р. М. Поляков, Д. А. Никитин*

**МЕТОДИЧЕСКОЕ ПОСОБИЕ ПО ВОПРОСАМ РЕГУЛИРОВАНИЯ
ВЫБРОСОВ И СБРОСОВ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ**
2-е издание, переработанное и дополненное

Труды «НТЦ ЯРБ»

Москва, 2023

УДК: 504.054, 504.3.054,
504.4.054,539.16.04,
629.039.58
ББК: 30.69
М 54

Курындин А. В., Шаповалов А. С., Строганов А. А., Орлов М. Ю., Тимофеев Н. Б., Коршунков А. В., Поляков Р. М., Никитин Д. А.
Методическое пособие по вопросам регулирования выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду: 2-е издание, переработанное и дополненное / Труды «НТЦ ЯРБ». – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2023. – 449 с.: ил.

Выбросы и сбросы радиоактивных веществ являются одним из ключевых факторов радиационного воздействия объектов использования атомной энергии на население и окружающую среду в условиях их нормальной эксплуатации. Механизмом ограничения этого воздействия, принятым как на уровне международных подходов, так и в законодательстве Российской Федерации, является нормирование, под которым понимается установление регулирующим органом ограничений по активности радиоактивных веществ, выбрасываемых в атмосферный воздух или сбрасываемых в водные объекты (нормативов по выбросам и сбросам). Важную роль в регулировании безопасности при этом также играет контроль за соблюдением установленных нормативов.

«Методическое пособие по вопросам регулирования выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду» (далее – Методическое пособие) содержит разъяснение целей и задач нормирования и контроля выбросов и сбросов радиоактивных веществ, показывает связи между различными ветвями законодательства, имеющими отношение к рассматриваемым вопросам, а также содержит сравнение сформированной в Российской Федерации системы нормативных требований с международно признанными подходами.

Настоящее Методическое пособие является переизданием опубликованных ранее «Методического пособия по вопросам регулирования выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду. Часть I. Методические основы регулирования и мониторинга выбросов и сбросов. Нормирование выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду» (2015 г.) и «Методического пособия по вопросам регулирования выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую

среду. Часть II. Регулирование сбросов радиоактивных веществ в водные объекты» (2017 г.), которые в новой редакции представлены в виде единой монографии. Переиздание связано с существенными изменениями нормативной базы, произошедшими с момента публикации предыдущей редакции, в частности: утверждением Правительством Российской Федерации «Правил разработки и установления нормативов допустимых выбросов радиоактивных веществ, нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ, а также выдачи разрешений на выбросы радиоактивных веществ, разрешений на сбросы радиоактивных веществ» (постановление Правительства Российской Федерации от 26.06.2018 № 731) и изменений к ним (постановление Правительства Российской Федерации от 02.06.2023 № 916), а также «Перечня загрязняющих веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды» (распоряжение Правительства Российской Федерации от 08.07.2015 № 1316-р); внесением изменений в «Методику разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух», утвержденную приказом Ростехнадзора от 07.11.2012 № 639 (приказ Ростехнадзора от 28.06.2017 № 233); актуализацией системы руководств по безопасности при использовании атомной энергии Ростехнадзора (приказы Ростехнадзора от 30.08.2021 № 288, от 09.09.2021 № 297, от 23.09.2021 № 326); публикацией нового руководства по безопасности Международного агентства по атомной энергии GSG-9 “Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment”.

**УДК: 504.054, 504.3.054,
504.4.054, 539.16.04,
629.039.58
ББК: 30.69**

ISBN: 978-5-907011-55-7

© ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2023

Содержание

Список сокращений	7
Предисловие.....	9
Глава 1. Цели и задачи регулирования выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду	12
1.1. Обеспечение непревышения допустимых пределов доз облучения.....	16
1.2. Обеспечение устойчивого функционирования естественных экологических систем, природных и природно-антропогенных объектов	25
1.3. Основы нормирования выбросов и сбросов	32
1.4. Нормативные основы контроля выбросов и сбросов	55
1.5. Прозрачность регулирующей деятельности.....	63
Глава 2. Методические основы нормирования выбросов и сбросов радиоактивных веществ.....	67
2.1. Определение необходимости в нормировании	67
2.2. Нормирование выбросов радиоактивных веществ.....	82
2.3. Нормирование сбросов радиоактивных веществ	100
Глава 3. Методические основы контроля выбросов и сбросов радиоактивных веществ.....	115
Заключение	125
Список литературы.....	126
Приложение А. Основы переноса радиоактивных веществ в атмосферном воздухе.....	140
Приложение Б. Радионуклиды, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в выбросах и сбросах в окружающую среду.....	157

Приложение В. Методология определения дозовых коэффициентов внешнего и внутреннего облучения.....	159
Приложение Г. Коэффициенты накопления радионуклидов в тканях рыбы	165
Приложение Д. Модели переноса радиоактивных веществ в водных объектах	169
Приложение Е. Коэффициенты распределения радионуклидов между водой и донными отложениями	176
Приложение Ж. Методика разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух	179
Приложение З. Методика разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей.....	197
Приложение И. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по содержанию документов, обосновывающих нормативы предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух и нормативы допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты» (РБ-085-21).....	216
Приложение К. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух» (РБ-106-21).....	277
Приложение Л. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты» (РБ-126-21).....	352
Приложение М. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по методам и средствам контроля за выбросами радиоактивных веществ в атмосферный воздух» (РБ-135-17).....	389

Приложение Н. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по методам и средствам контроля сбросов радиоактивных веществ в водные объекты» (РБ-005-21)..... 417

Список сокращений

АЭС	- атомная электростанция
БН	- реактор на быстрых нейтронах
ВВЭР	- водо-водяной энергетический реактор
ГРО	- газообразные радиоактивные отходы
ДС	- допустимый сброс
ЕГАСМРО	- Единая государственная автоматизированная система мониторинга радиационной обстановки
ЖРО	- жидкие радиоактивные отходы
ИРГ	- инертные радиоактивные газы
КПД	- коэффициент полезного действия
КУ	- контрольные уровни
МАГАТЭ	- Международное агентство по атомной энергии (International Atomic Energy Agency)
МКРЗ	- Международная комиссия по радиационной защите (International Commission on Radiological Protection)
МУА	- максимальная удельная активность
НКДАР ООН	- Научный комитет Организации Объединенных Наций по атомной радиации (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation)
НПР	- нижний порог регистрации
ОИАЭ	- объекты использования атомной энергии
ООН	- Организация Объединенных Наций
ОЯТ	- отработавшее ядерное топливо
ПБЭ	- предел безопасной эксплуатации
ПД	- предел дозы
ПДВ	- предельно допустимый выброс
ПЗУА	- предельные значения удельной активности

РАО	- радиоактивные отходы
РБМК	- реактор большой мощности канальный
РВ	- радиоактивные вещества
ТРО	- твердые радиоактивные отходы
ТЭС	- тепловая электростанция
ТЭЦ	- теплоэлектроцентраль
УАНИ	- удельные активности техногенных радионуклидов, при которых допускается неограниченное использование твердых материалов
УВ	- уровень вмешательства
ФНП	- федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии
ЭГП	- энергетический гетерогенный петлевой реактор
ЭП	- эксплуатационный предел
ЯТЦ	- ядерный топливный цикл

Предисловие

Выбросы и сбросы РВ в окружающую среду являются одним из основных источников радиационного воздействия ОИАЭ на население и окружающую среду в условиях их нормальной эксплуатации. Основным регулирующим механизмом ограничения этого воздействия, определенным как российским законодательством [1, 2], так и МАГАТЭ [3, 4], является установление нормативов выбросов и сбросов РВ. Более того, в Основах государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности [5] определено, что функционирование системы государственного нормирования выбросов и сбросов РВ в окружающую среду, безусловно, необходимо для обеспечения радиационной безопасности и является одной из важнейших составляющих национальной безопасности Российской Федерации.

Важно отметить, что формирование системы государственного нормирования выбросов и сбросов РВ в ее существующем виде не являлось одномоментным, а представляло собой длительный процесс и происходило в результате многолетней эволюции нормативных требований. Так, до 2010 г. требования в части нормирования выбросов и сбросов РВ содержались в документах различных органов исполнительной власти, а методы разработки нормативов носили скорее рекомендательный характер либо имели ограниченное применение [6, 7]. Не регулировался нормативно и перечень РВ, для которых должны устанавливаться нормативы выбросов и сбросов, за исключением, разве что санитарных правил [8], в которых определен ограниченный перечень радионуклидов и их групп (^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{131}I , ^{24}Na , радионуклиды группы ИРГ), подлежащих нормированию в выбросах АЭС. Отсутствовала единая критериальная и методическая основа определения нормативов выбросов и сбросов, а выбор критериев и методов разработки нормативов носил стихийный характер.

В качестве отправной точки, с которой началось формирование системы государственного нормирования выбросов и сбросов РВ в ее сегодняшнем виде, можно считать вступление в силу постановления Правительства Российской Федерации [9], закрепившего полномочия по установлению нормативов по выдаче разрешений на выбросы и сбросы РВ, а также по утверждению методологии разработки нормативов за уполномоченным органом государственного регулирования безопасности (Ростехнадзором), что являлось прямым следованием основополагающим принципам МАГАТЭ [3, 10]. Другими важными вехами в формировании системы являются утверждение Министерством природных ресурсов и экологии Российской Федерации перечня вредных (загрязняющих) веществ, подлежащих государственному учету и нормированию [11], впоследствии замененного Перечнем загрязняющих

веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды (далее – Перечень), утвержденным распоряжением Правительства Российской Федерации [12], а также вступление в силу постановления Правительства Российской Федерации [13] (рис. 1).

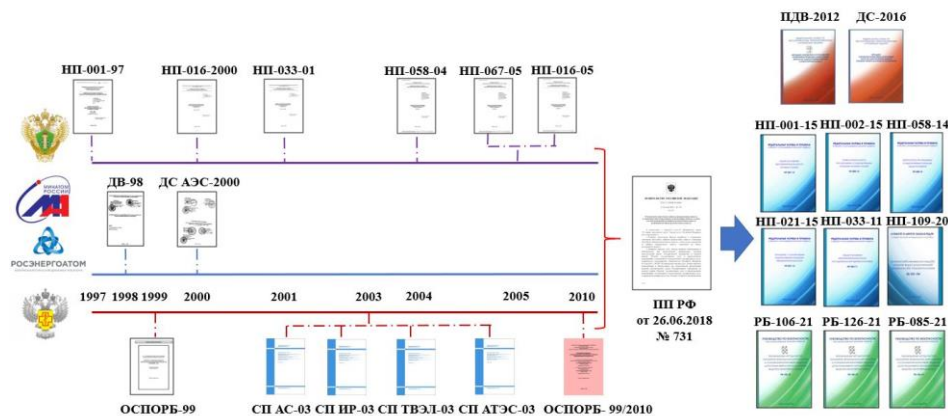


Рис. 1. Эволюция системы нормативных требований в области нормирования выбросов и сбросов радиоактивных веществ в Российской Федерации

Сегодня система государственного нормирования выбросов и сбросов РВ представляет собой совокупность взаимосвязанных обязательных к соблюдению требований, содержащихся в законодательстве [1, 2], подзаконных актах [12–14], в нормативно-методических документах [15, 16] и ФНП [17–22] и др.), а также рекомендаций по обеспечению соблюдения этих требований, содержащихся в руководствах по безопасности [23–27].

Целью настоящего «Методического пособия по вопросам регулирования выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду» (далее – Методическое пособие) является детальное разъяснение целей, задач и принципов, которые лежат в основе этой системы, а также их сравнение с подходами, принятыми на международном уровне. Кроме того, настоящее Методическое пособие призвано обеспечить прозрачность деятельности регулирующего органа, которая, согласно [10], реализуется, в том числе, посредством создания каналов информирования всех заинтересованных сторон об аспектах, связанных с обеспечением безопасности деятельности в области использования атомной энергии.

Настоящая редакция Методического пособия обобщает [28, 29] и показывает срез системы нормирования по состоянию на 2023 г. В приложениях к настоящему Методическому пособию содержатся официальные редакции утвержденных Ростехнадзором методик

и руководств по безопасности, регламентирующих методы разработки нормативов выбросов и сбросов РВ, а также методы контроля за соблюдением установленных нормативов. При этом в практической деятельности рекомендуется всегда проверять актуальность их редакций по официальным источникам.

Глава 1. Цели и задачи регулирования выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду

По оценкам Межправительственной группы экспертов по изменению климата, в мире наблюдается глобальное изменение климатических условий, проявляющееся в росте температуры и связанное с увеличением концентрации парниковых газов в атмосфере, что сопряжено с повсеместными и необратимыми последствиями для экосистем и человечества. В целях стабилизации концентрации парниковых газов на таком уровне, который бы не допускал опасного антропогенного воздействия на климатическую систему, была принята Рамочная конвенция ООН об изменении климата [30], а также Киотский протокол [31] и Парижское соглашение [32]. Основной целью, обозначенной в [30–32], является принятие странами, ратифицировавшими данные документы (в том числе и Российской Федерацией [33]), мер, направленных на удержание прироста глобальной средней приземной температуры намного ниже 2 °С сверх доиндустриальных уровней 1850–1900 гг., и приложение усилий в целях ограничения роста температуры до 1,5 °С, признавая, что это значительно сократит риски и воздействия изменения климата. В этой связи общемировой тенденцией в энергетике является снижение выбросов парниковых газов, в том числе посредством перехода на более экологически чистые источники энергии.

На сегодняшний день атомная энергетика является одной из важнейших отраслей глобальной энергетики. По данным МАГАТЭ [34], по состоянию на май 2022 г., в мире действует 441 ядерный реактор и еще 53 находятся на стадии строительства. В 2012 г. на долю АЭС приходилось 10,9 % мировой выработки электроэнергии, а по состоянию на конец 2018 г. в 13 странах мира на них вырабатывалась по меньшей мере 1/4 часть общего количества электроэнергии [35].

По объемам выбросов парниковых газов, согласно последним исследованиям [36], атомная энергетика сравнима с возобновляемой энергетикой, получаемой из природных ресурсов, которые пополняются естественным путем (солнечная, ветро- и гидроэнергетика), и являющейся, согласно современным тенденциям [37], предметом масштабных инвестиций. При этом вклад атомной энергетики в общий объем выработки электроэнергии в настоящее время существенно выше вкладов предприятий, использующих возобновляемые источники энергии (рис. 2).

Согласно [36] атомная энергетика вносит существенный вклад в достижение двух из шести целей в области защиты окружающей среды, установленных в Требованиях по таксономии [38], а именно: смягчение последствий изменения климата и обеспечение адаптации к изменению климата, которым должна удовлетворять экономическая деятельность

(в том числе генерация электроэнергии) для признания ее экологически приемлемой. Приведенное в отчете [36] исследование направлено на определение того, не создает ли атомная электроэнергетика значительных препятствий, с учетом как радиационных, так и не радиационных факторов, достижению остальных целей, установленных в Требованиях по таксономии [38], к которым относятся:

- экологически приемлемое использование и защита водных и морских ресурсов; переход к экономике замкнутого цикла;
- предотвращение и контроль загрязнения;
- защита и восстановление биоразнообразия и экосистем.

С этой целью в [36] проанализированы нерадиационные (выбросы загрязняющих веществ, потребление воды, потребность в земле) и радиационные (выбросы и сбросы РВ, образование РАО) факторы воздействия атомной энергетики на окружающую среду на всех стадиях ЯТЦ.

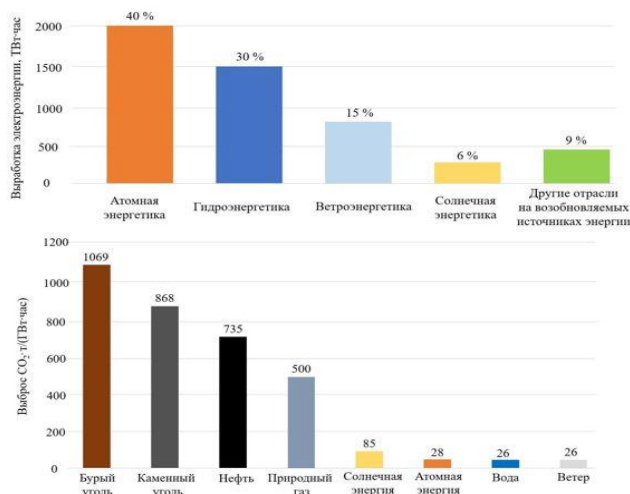


Рис. 2. Доли выработки электроэнергии различными отраслями низкоуглеродной энергетики в общемировой выработке электроэнергии и усредненные оценки поступления CO₂ в окружающую среду от различных отраслей энергетики [36]

По результатам анализа всей совокупности рассматриваемых факторов в [36] сделан вывод о том, что атомная энергетика не препятствует достижению отмеченных выше целей в области защиты окружающей среды, и что нет никаких научно обоснованных доказательств того, что ядерная энергетика наносит больший вред здоровью человека или окружающей среде, чем технологии производства электроэнергии с использованием возобновляемых источников энергии.

Вместе с тем атомная энергетика характеризуется и специфическими факторами опасности, нехарактерными для возобновляемой энергетики. Наиболее важным аспектом использования атомной энергии является обеспечение радиационной безопасности. Так, несмотря на все плюсы атомной энергетике, возможно поступление радионуклидов в окружающую среду за счет:

- выбросов РВ в атмосферный воздух;
- сбросов РВ в водные объекты;
- выхода РВ из пунктов захоронения РАО и ОЯТ.

Указанное утверждение регулярно подтверждается рядом публикаций НКДАР ООН [39–41] в рамках периодических отчетов по оценке коллективных доз на население земного шара за счет различных видов деятельности (в том числе за счет мирного использования атомной энергии). При этом основным путем радиационного воздействия объектов атомной энергетике на население и окружающую среду, согласно [39], являются именно выбросы и сбросы РВ, что наглядно показано в работе [42], которая посвящена сравнению с точки зрения радиационной безопасности различных вариантов развития отечественного ЯТЦ (рис. 3).

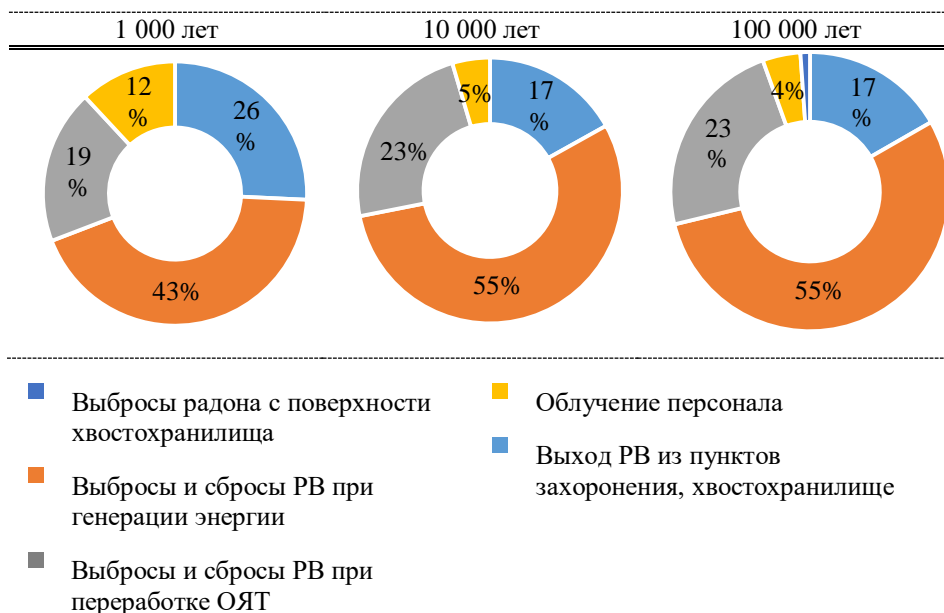


Рис. 3. Коллективные дозы облучения населения земли (кумулятивные) в зависимости от прошедшего с 2100 г. (год окончания генерации электроэнергии и захоронения радиоактивных отходов и отработавшего ядерного топлива в принятых в [42] сценариях) времени, чел·Зв

Из представленных выше оценок следует необходимость ограничения выбросов и сбросов РВ, а согласно [10], регулирование выбросов и сбросов РВ является задачей государственного уровня. Реализация данного подхода обеспечена и в Российской Федерации, где основополагающая цель регулирования напрямую следует из статьи 42 Конституции [43]:

«Каждый имеет право на благоприятную окружающую среду, достоверную информацию о ее состоянии и на возмещение ущерба, причиненного его здоровью или имуществу экологическим правонарушением».

Безусловно, обеспечение благоприятной для существования окружающей среды является всеобъемлющей целью, но, с учетом положений российского законодательства, а также международных подходов, подробно рассмотренных в настоящем Методическом пособии, можно выделить ряд задач, тем или иным образом направленных на достижение обозначенной цели, а именно:

обеспечение соблюдения допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников ионизирующего излучения;

обеспечение устойчивого функционирования естественных экологических систем, природных и природно-антропогенных объектов.

Решение указанных выше задач достигается, как будет показано далее, установлением нормативов выбросов и сбросов РВ в окружающую среду и их контролем.

При этом следует отметить, что упомянутые задачи являются взаимосвязанными, поскольку обеспечение соблюдения дозовых пределов и обеспечение устойчивого функционирования естественных экологических систем, природных и природно-антропогенных объектов¹ обеспечивается посредством установления и обеспечения соблюдения нормативов.

В законодательстве Российской Федерации содержится ряд положений, так или иначе направленных на достижение указанной цели и решение упомянутых задач. Так, необходимость обеспечения непревышения допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан от всех источников ионизирующего излучения обусловлена положениями статьи 3 Федерального закона «О радиационной безопасности населения» [44]. Необходимость установления нормативов

¹ В соответствии с терминологией статьи 1 Федерального закона «Об охране окружающей среды» [1]: природный объект – естественная экологическая система, природный ландшафт и составляющие их элементы, сохранившие свои природные свойства; природно-антропогенный объект – природный объект, измененный в результате хозяйственной и иной деятельности, и (или) объект, созданный человеком, обладающий свойствами природного объекта и имеющий рекреационное и защитное значение.

выбросов и сбросов РВ декларирована в статье 22 Федерального закона «Об охране окружающей среды» [1] и в статье 12 Федерального закона «Об охране атмосферного воздуха» [2], а необходимость проведения измерений активности выбросов и сбросов РВ вытекает из статьи 67 [1], а также статьи 22 [2].

Наконец, в качестве еще одной задачи регулирующей деятельности следует указать необходимость обеспечения ее прозрачности, что предполагает создание каналов для информирования всех заинтересованных сторон о регулирующих процессах [10]. Отчасти, именно с решением этой задачи связана подготовка настоящего Методического пособия.

Далее в разделах 1.1–1.5 рассмотрены подходы к решению обозначенных выше задач в рамках регулирующей деятельности. Безусловно, информация, приведенная далее, не является подробным справочником, при необходимости авторы рекомендуют обращаться к исходным публикациям из списка литературы.

1.1. Обеспечение непревышения допустимых пределов доз облучения

В 1977 г. МКРЗ в [45] впервые представила научному сообществу полностью сформированную в основных научных чертах обновленную парадигму своей основной деятельности в области создания адекватной модели радиационной защиты человека. Целью этой деятельности в новой парадигме стало ограничение безусловно приемлемыми уровнями пожизненного риска возникновения неблагоприятных последствий для здоровья человека, обусловленных его облучением при осуществлении общественно полезных видов деятельности, связанных с работой с РВ и ионизирующими излучениями. Такие уровни, согласно [45], должны определяться исходя из социальных и экономических соображений, учитывающих известные опасности, связанные с традиционными видами техногенной деятельности человека в иных, нежели обращение с ионизирующими излучениями, сферах, то есть риски, определяемые как произведение вероятности наступления тяжелых неблагоприятных последствий при осуществлении этой деятельности на их тяжесть.

В [45] к ранее сформулированным и всеми признанным основным принципам обеспечения радиационной безопасности (принципы нормирования, обоснования и оптимизации) добавлена принципиально новая основная нормируемая величина – эффективная доза облучения, линейным образом (через коэффициент «риск/доза») связанная с риском, ограничение которого допустимыми пределами и является истинной целью ограничения эффективной дозы. Таким образом, ограничивая

допустимыми пределами некую новую «дозу» (термин, который за 70 лет стал привычным для общественного сознания), МКРЗ ограничивает «риск в терминах дозы».

При этом эффективная доза имеет весьма опосредствованное отношение к другим дозам (например, экспозиционной, поглощенной, амбиентной и т. д.), являющимся физическими величинами, которые могут быть измерены с помощью специальных приборов.

Эффективная доза представляет собой математическую конструкцию, связывающую уровень риска, обусловленного облучением, с суммой парциальных доз (получаемых при этом облучении) отдельных органов и тканей, взвешенных с коэффициентами, учитывающими тип (относительную опасность) разных видов облучения, а также радиочувствительность различных органов и тканей. Она определяется расчетным путем как через измеряемые или рассчитываемые физические величины (упомянутые парциальные эквивалентные дозы облучения отдельных органов и тканей человека), так и через хорошо теоретически и экспериментально обоснованные «радиобиологические» коэффициенты. Значение эффективной дозы рассчитывается сложным образом, его нельзя даже оценочно измерить никаким физическим дозиметрическим прибором, в отличие от таких характеристик, как мощность экспозиционной или поглощенной доз излучения, спектр излучения, поглощенная энергия излучения, активность и т. д.

В публикации МКРЗ [46] концепция, изложенная в [45], претерпела различные изменения и уточнения: эффективная доза была определена в качестве нормируемой величины, равной сумме произведений взвешивающих коэффициентов и эквивалентных доз облучения отдельных органов и тканей. После принятия научным сообществом этого нового подхода МКРЗ к нормированию облучения человека, он стал одной из фундаментальных научных основ нормирования поступлений РВ в окружающую среду – выбросов и сбросов (второй из таких основ стал комплекс математических моделей переноса радиоактивности в различных компартментах окружающей среды). Подробно этот (ставший сегодня общепризнанным) подход, так же как и порожденные им сопутствующие предположения и допущения, будут рассмотрены далее.

Здесь же уместно отметить следующее. По-видимому, полагая, что представленная новая парадигма радиационной защиты человека является завершенной (останутся необходимыми только исследования, уточняющие ее отдельные детали), МКРЗ в [45] сформулировала в форме некоего постулата принципиально новую для ее предшествующей деятельности научную данность, впервые упомянув иные, нежели человек, виды живых объектов:

«Хотя основной целью радиационной защиты является создание и поддержание условий, надлежащим образом обеспечивающих

безопасность осуществления видов человеческой деятельности, влекущих за собой облучение человека, уровень безопасности, требующийся для защиты человеческих индивидуумов, представляется адекватным для того, чтобы защитить и другие виды живых объектов, хотя и не каждую особь из этих видов. Поэтому Комиссия считает, что если человек должным образом защищен, то и другие существа также представляются эффективно защищенными».

Этот постулат впоследствии стали называть антропоцентрическим подходом и именно с ним непосредственно связана задача обеспечения непревышения допустимых пределов индивидуальных доз облучения человека от всех источников ионизирующего излучения, лежащая в основе как национального законодательства Российской Федерации [44], так и международных подходов [3].

Тем не менее в последующей публикации [46] позиция МКРЗ в отношении радиационной защиты была существенно конкретизирована следующим образом:

«Комиссия считает, что нормы контроля окружающей среды, необходимые для защиты человека в той мере, которая в данное время признается желательной, обеспечивают безопасность и других биологических видов, хотя случайно их отдельным особям может быть причинен вред, но не в такой степени, которая представляла бы опасность для всего вида или нарушала бы баланс между видами».

Таким образом, в самой этой формулировке как бы заложены:

принципиальная готовность в ряде уместных случаев согласиться с возможными возражениями противников антропоцентрического подхода и выборочно, применительно к конкретной ситуации облучения биоты, отойти от него;

предложение принять в качестве цели применения эоцентрического подхода к радиационной защите окружающей среды сохранение видового разнообразия биоты (исключение опасности исчезновения всего вида), а также сохранение сложившихся устойчивых природных экосистем – количества видов биоты и их абсолютной/относительной численности (исключение нарушения баланса между видами).

Эоцентрический подход более подробно рассмотрен в разделе 1.2.

Далее необходимо привести небольшое пояснение на предмет того, что в терминологии МКРЗ понимается под источниками облучения. В публикации МКРЗ [47], заменившей [46], сам термин «источник облучения» определен как любой физический объект или процедура, которые способны создать количественно оцениваемую дозу у человека или группы людей. В данном контексте рассматриваются как физические источники (к примеру, радиоактивный материал или рентгеновская установка), так и предприятия (АЭС, больницы), процедуры или группы

физических источников (например, медицинские процедуры с использованием источников излучения или природный радиационный фон). Если РВ выходят с территории предприятия в окружающую среду, то все предприятие в целом является источником облучения, а если эти РВ уже присутствуют в окружающей среде, то та их часть, которая создает облучение людей, может считаться источником облучения. В большинстве ситуаций облучения существует доминирующий источник облучения отдельного индивидуума, что делает возможным при планировании защитных мероприятий рассматривать источники облучения независимо друг от друга.

В [47] выделяется три типа ситуаций облучения, в отношении которых возможно осуществление регулирующего контроля. Они полностью охватывают все возможные варианты ситуаций облучения человека, а именно:

ситуации планируемого облучения, когда ввод в эксплуатацию и эксплуатация источников ионизирующего излучения были заранее спланированы;

ситуации аварийного облучения, когда облучение носит непредвиденный характер, например, когда облучение происходит при плановой работе или в результате злонамеренных действий, требующих немедленного реагирования;

ситуации существующего облучения, когда облучение уже происходит ко времени принятия решения об установлении над ним контроля, например, когда происходит облучение, обусловленное прошлой деятельностью.

Согласно [47] ситуации планируемого облучения охватывают облучение в результате профессиональной деятельности (например, нормальная эксплуатация АЭС, работы по промышленной дефектоскопии, работа на медицинских облучающих установках), медицинское облучение (облучение пациентов и лиц, осуществляющих лечение и уход за ними), а также облучение населения в результате осуществляемой деятельности (в режиме нормальной эксплуатации). Из этого следует, что облучение населения, обусловленное воздействием выбросов и сбросов РВ, также следует учитывать в рамках регулирования радиационной безопасности ситуаций планируемого облучения. Для этих целей в [47] рекомендовано введение ограничений по дозовому воздействию.

В Российской Федерации основным нормативным ограничением, направленным на обеспечение непревышения допустимых пределов индивидуальных доз облучения граждан, является установленный в статье 9 [44] основной допустимый предел годовой эффективной дозы облучения населения на территории Российской Федерации в результате использования источников ионизирующего излучения, равный 0,001 Зв/год или в течение всего периода жизни – 0,07 Зв/год. Дополнительно в [44]

установлено, что в отдельные годы допустимы большие значения эффективной дозы, но при условии, что средняя годовая эффективная доза, исчисленная за пять последовательных лет, не превысит 0,001 Зв/год.

Указанное выше ограничение (0,001 Зв/год) заимствовано из публикаций МКРЗ [46, 47]. В его основе лежат результаты многолетних исследований эффектов для здоровья, обусловленных облучением жителей японских городов Хиросима и Нагасаки, а также вспомогательные данные, с использованием которых характерные для японской нации параметры, необходимые для обоснования ограничения, корректировались с целью обеспечения их применимости для представителей европеоидной расы.

Годовая эффективная доза облучения населения представляет собой сумму эффективной дозы, полученной в течение одного года от воздействия внешнего излучения, и ожидаемой эффективной дозы от радионуклидов, инкорпорированных в организм за этот же год. Выполнение прямых измерений индивидуального излучения невозможно, в связи с чем его определение выполняется посредством мониторинга выбросов и сбросов РВ, исследований окружающей среды, образа жизни населения и дальнейшего моделирования.

Наиболее серьезные биологические эффекты радиационного воздействия группируются в следующие категории – детерминированные эффекты (вредные тканевые реакции), которые по большей части связаны с гибелью или дисфункцией клеток при больших дозах излучения, и стохастические, то есть рак и наследуемые заболевания, которые связаны либо с развитием раковых заболеваний у облученных лиц из-за мутаций в соматических клетках, либо с наследуемым заболеванием у потомства облученных лиц из-за мутаций репродуктивных клетках (рис. 4).



Рис. 4. Детерминированные и стохастические эффекты облучения

В отношении детерминированных эффектов предполагается существование некоего дозового порога, выше которого тяжесть эффекта зависит от дозы (рис. 5). Верхний график на данном рисунке иллюстрирует выход такой реакции (определенной как клинически распознаваемое патологическое состояние), нарастающий в зависимости от дозы для популяции людей с различными радиочувствительностями. Нижний график на рис. 5 показывает зависимость «доза – тяжесть реакции» для

популяции людей с различными радиочувствительностями. При этом тяжесть патологического состояния наиболее заметно нарастает у тех лиц, которые являются наиболее чувствительными (кривая *a*), достигая порога выявления при меньшей дозе, чем у лиц из менее чувствительных групп (кривые *b* и *c*). Диапазон доз, свыше которых различные подгруппы пересекают один и тот же порог тяжести, показан сверху на рис. 5, где проиллюстрирована частота патологического состояния у популяции в целом. Данная частота достигает 100 % только по достижении величин доз, достаточных для перехода через определенный порог тяжести у всех членов популяции.

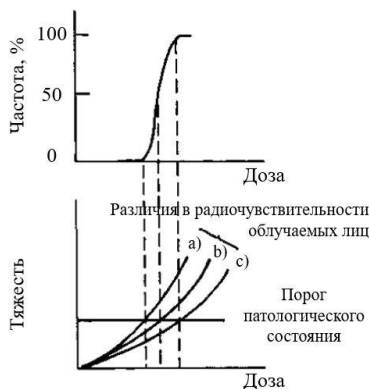


Рис. 5. Дозовая зависимость частоты и тяжести детерминированных эффектов [47]

В рамках моделей, описывающих стохастические эффекты облучения, предполагается, что вероятность эффектов (но не их тяжесть) имеет линейную беспороговую зависимость от величины дозы облучения. Даже при малых дозах облучения возможно повреждение генетического материала ядра клетки, которое может привести к развитию радиационно-индуцированного рака годы спустя или к возникновению наследственных заболеваний, а при определенных условиях и к ряду пороков развития в будущих поколениях.

Возникновение радиационно-индуцированного рака при воздействии излучения с низкой линейной передачей энергии была строго доказана в диапазоне доз от 100 мГр и выше [47]. В то же время, при меньших дозах облучения всего тела, по данным НКДАР ООН [39], нет оснований предполагать, что в этом диапазоне присутствует общий порог индукции опухолей или наследственных заболеваний. Тем не менее, исходя из «принципа предосторожности» [48], МКРЗ рекомендует руководствоваться линейной беспороговой моделью оценки зависимости доза-эффект, т. е. моделью, в которой предполагается, что в диапазоне малых доз (от 0 до 0,1–0,2 Гр) дозы излучения приводят к прямо пропорциональному увеличению риска избыточного рака и (или) наследственных заболеваний. Важным моментом, вытекающим из линейной беспороговой модели, является то, что конечная вероятность смерти от рака и наследственных заболеваний, какой бы малой она ни была, должна быть обязательно учтена, а уровень защиты должен быть установлен так, чтобы эта вероятность считалась приемлемой. В [47] приемлемым рекомендуется считать риск, соответствующий дозе 1 мЗв, эквивалентной 0,001 Гр для фотонного излучения, что, как было указано

выше, нашло отражение и в российском законодательстве [44]. С учетом изложенного, воздействие выбросов и сбросов РВ в условиях нормальной эксплуатации, отнесенное к ситуациям планируемого облучения, может характеризоваться возникновением только стохастических эффектов.

Для целей обеспечения выполнения требования статьи 9 [44] о непревышении дозового воздействия, в [49] установлено, что для недопущения превышения дозового предела техногенного облучения населения, подвергающегося облучению от нескольких радиационных объектов различных категорий, устанавливаются квоты на облучение населения. В соответствии с [3, 47] квоты устанавливаются в целях реализации принципа оптимизации защиты, состоящего в том, что вероятность облучения, число облученных лиц и величина индивидуальных доз должны быть удерживаемы на таком низком уровне, насколько это разумно достижимо с учетом социально-экономических факторов. Данный принцип также установлен в российском законодательстве в статье 4 [44]. Иллюстрация понятия дозовой квоты представлена на рис. 6.

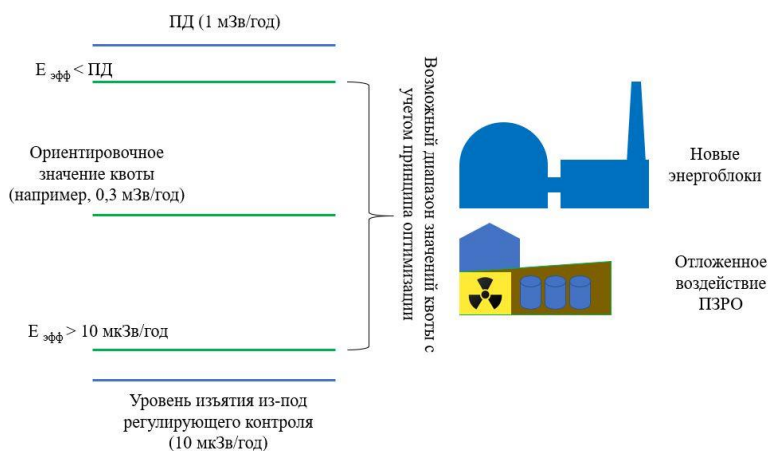


Рис. 6. Иллюстрация к понятию дозовой квоты ($E_{эфф}$ – эффективная доза) [4]

В соответствии с [3], нормативы выбросов и сбросов должны обеспечивать непревышение предела доз (эффективной и эквивалентных, значения которых установлены в приложении III [3]), с учетом результатов оптимизации защиты. Кроме того, установленные величины нормативов не должны препятствовать изменениям в режимах эксплуатации объектов и технологических процессов, относящихся к осуществляемой

деятельности, а также должны учитывать результаты перспективной оценки воздействий на окружающую среду.

Отмеченное выше требование о гибкости эксплуатационных режимов ОИАЭ и технологического процесса с точки зрения выбросов и сбросов означает, что нормативы выбросов и сбросов должны устанавливаться с учетом возможных изменений технологического процесса и возможного осуществления новых видов деятельности и ввода в эксплуатацию новых производственных мощностей. Например, при наличии на промплощадке АЭС трех энергоблоков, в случае если нормативы ПДВ РВ и ДС РВ устанавливаются исходя из условия непревышения предельного значения дозовой квоты, а не ее определенной части, то ввод в эксплуатацию четвертого энергоблока невозможен без проведения мероприятий по снижению выбросов и (или) сбросов на остальных трех энергоблоках.

Следует отметить, что предельное значение дозовой квоты (табл. № 1) устанавливается путем вычитания из основного дозового предела (1 мЗв/год [4, 44]) дозы, обусловленной долгоживущими радионуклидами, имеющими глобальное значение, попавшими в окружающую среду за счет ядерных испытаний и выбросов, формируемых мировой атомной энергетикой. Определение такой дозы, согласно [4], следует осуществлять в предэксплуатационный период.

Таблица № 1

Значения дозовых квот на выбросы и сбросы радиоактивных веществ, выделенных в отдельных странах

Страна	Дозовая квота, мЗв/год	Объекты использования атомной энергии
Аргентина	0,3	Предприятия ядерного топливного цикла
Бельгия	0,25	Ядерные энергетические реакторы
Китай	0,25	Атомные станции
Италия	0,1	Реакторы с водой под давлением
Нидерланды	0,3	Предприятия ядерного топливного цикла
Испания	0,3	Предприятия ядерного топливного цикла
Швеция	0,1	Ядерные энергетические реакторы
Украина	0,08	Ядерные энергетические реакторы
	0,2	Предприятия ядерного топливного цикла
Великобритания	0,3	Предприятия ядерного топливного цикла
США	0,25	Предприятия ядерного топливного цикла
Россия	0,1	Строящиеся или проектируемые атомные станции
	0,25	Действующие атомные станции

В части, касающейся обращения с РАО, понятие квоты от предела дозы также имеет место. Так, в стандарте МАГАТЭ по безопасности при захоронении РАО [50] установлено, что дозовое воздействие пункта захоронения РАО не должно превышать значения 0,3 мЗв/год. В российских ФНП [51] установлено аналогичное ограничение.

Здесь стоит отметить один важный момент. По агрегатному состоянию различают три категории РАО – ГРО, ЖРО и ТРО [52]. При этом Правительством Российской Федерации в [53] установлены количественные критерии, на основании которых определяется, относятся ли содержащие РВ отходы, образующиеся в результате того или иного вида деятельности, к РАО. Данные критерии выражены в единицах удельной или объемной активности для всех агрегатных состояний РАО. Сброс ЖРО в водные объекты в Российской Федерации запрещен на уровне законодательства статьей 51 [1]. Поэтому сбросы РВ в водные объекты не являются деятельностью по обращению с РАО (разумеется, при условии добросовестного соблюдения не превышения установленных в [53] значений для ЖРО). В то же время осуществление выбросов РВ при условии, если их содержание в выбрасываемой в атмосферный воздух среде превышает установленные в [53] значения для ГРО, будет являться деятельностью по обращению с РАО. Таким образом, установленное в [51] дозовое ограничение на облучение населения за счет захораниваемых РАО, равное 0,3 мЗв/год, может рассматриваться и как квота на выбросы РВ (в случае если специальным документом органов государственного санитарно-эпидемиологического надзора квота на выбросы для организации не установлена).

Дополнительным дозовым ограничением, действующим в Российской Федерации, являются основные дозовые пределы эквивалентных доз за год на хрусталик глаза, кожу, кисти и стопы, установленные в [54]. Для того чтобы понять, из каких соображений установлены основные дозовые пределы эквивалентных доз, упомянутые выше, обратимся к публикации МКРЗ [46].

Так, согласно [46], ограничения эффективной дозы, даже в предположении, что эти значения предельны для длительных периодов времени, достаточны, чтобы быть уверенным в предупреждении детерминированных эффектов почти во всех тканях и органах тела, за исключением двух тканей – хрусталика глаза и кожи, которые не будут наверняка защищены пределом эффективной дозы, причем в основном при внешнем облучении. По этой причине в [46], а затем и в заменившей ее публикации [47] дополнительно к пределу эффективной дозы (на все тело) установлены пределы годовых эквивалентных доз на хрусталик глаза, кожу, кисти и стопы для персонала и населения.

Оценки порога годовой эквивалентной дозы для нарушения зрения (катаракты) были проведены еще до выхода публикации МКРЗ [46], их

результаты приведены в публикации МКРЗ [55]. Данный порог, в соответствии с [55], составляет 150 мЗв и принят в [46] (а позднее подтвержден в [47]) в качестве предела годовой эквивалентной дозы для персонала. Тем не менее в стандарте МАГАТЭ [3] данный предел был снижен до 20 мЗв/год.

Для кожи результаты исследований показали, что одни из детерминированных эффектов возникают в базальном слое кожи на номинальной глубине $7 \text{ мг}\cdot\text{см}^{-2}$ (в интервале от 2 до $10 \text{ мг}\cdot\text{см}^{-2}$), в то время как другие – в более глубоких слоях дермы ($30\text{--}50 \text{ мг}\cdot\text{см}^{-2}$). Рекомендованный в [3, 47] предел годовой эквивалентной дозы на кожу при профессиональном облучении составляет 500 мЗв/год (данный предел является усредненным по любой площади 1 см^2 , независимо от размера облучаемой площади при номинальной глубине $7 \text{ мг}\cdot\text{см}^{-2}$). Тот же предел, согласно [3, 47], можно применять также для кистей рук и стоп.

1.2. Обеспечение устойчивого функционирования естественных экологических систем, природных и природно-антропогенных объектов

Несмотря на то что задачи непревышения допустимых пределов индивидуальных доз облучения человека от всех источников ионизирующего излучения и обеспечения устойчивого функционирования естественных экологических систем, природных и природно-антропогенных объектов вытекают из различных ветвей законодательства, формально первая из них является частью второй. Действительно, в соответствии со статьей 1 [1], естественная экологическая система определяется как объективно существующая часть природной среды, которая имеет пространственно-территориальные границы и в которой живые (растения, животные и другие организмы) и неживые ее элементы взаимодействуют как единое функциональное целое и связаны между собой обменом веществом и энергией. Очевидно, что и человек является частью этой системы. Указанная связь является не только формальной (в силу законодательства), но она также является вполне научно обоснованной и следует из ряда публикаций авторитетных международных организаций.

В антропоцентрическом подходе, который мы уже упоминали ранее, окружающая среда с точки зрения радиационного воздействия представляет интерес лишь в контексте миграции радионуклидов по ее компонентам к человеку. Однако в настоящее время такой подход имеет и своих противников.

Аргументация противников антропоцентрического подхода строится на следующем:

в окружающей среде часто реализуются ситуации, когда объектом воздействия ионизирующего излучения является не человек, а экологические системы или природные объекты;

в отличие от представителей экосистем, человек имеет возможность целенаправленно защищаться от воздействия радиации;

в ряде случаев человек может получать дозы облучения ниже дозовых пределов, установленных исходя из антропоцентрического подхода, однако облучение представителей некоторых экосистем в тех же дозах может быть опасным для ряда видовых сообществ.

Задача обеспечения устойчивого функционирования естественных экологических систем, природных и природно-антропогенных объектов, в свою очередь, связана с обновленной парадигмой радиационной безопасности под названием эоцентрический принцип (подход). При эоцентрическом подходе [56, 57] из факта обеспечения радиационной безопасности человека не следует, что защищена окружающая среда.

Следует отметить, что в настоящее время не существует четких критериев того, что считать опасным или безопасным для окружающей среды в целом. Очевидно, что причиной этого является многообразие живых организмов и биотопов².

До конца 80-х – начала 90-х гг. прошлого века вопросы радиационной защиты объектов окружающей среды – живых организмов, их популяций, сообществ и экосистем детально не рассматривались. Тем не менее определенные шаги по развитию эоцентрического подхода международным сообществом в настоящее время уже предприняты. Так, в публикации МКРЗ [57] рассматривается влияние ионизирующего излучения на различных представителей биоты, и по результатам этого рассмотрения установлены референтные уровни облучения биоты.

В эоцентрическом подходе к обеспечению радиационной безопасности объектов окружающей среды (флоры и фауны) целями являются:

сохранение видового разнообразия биоты в окружающей среде;

сохранение сложившихся устойчивых природных экосистем – количества видов биоты и их абсолютной/относительной численности (исключение нарушения баланса между видами в экосистеме).

Цель защиты каждого отдельного индивидуума из вида при этом не ставится.

Для достижения изложенных выше целей эоцентрического подхода ввиду многообразия живых организмов и биотопов окружающей

² Биотоп – участок земной поверхности (суши или водоема) с однотипными абиотическими условиями среды (рельеф, почвы, климат и т. п.), занимаемый тем или иным биоценозом. Характерный для данного биотопа комплекс условий определяет как видовой состав организмов, так и особенности их существования.

среды нецелесообразно при оценке радиационного воздействия на биоту рассматривать по отдельности каждый из ее многочисленных видов (это практически невозможно), так как в реальности экоцентрический подход приходится применять в ограниченном числе случаев (когда не работает антропоцентрический подход), к примеру, на обширных территориях или отдельных природных объектах, подвергшихся сильному радиоактивному загрязнению вследствие имевших место радиационных аварий или ранних видов техногенной деятельности с недостаточным обеспечением защиты объектов окружающей среды от радиационного воздействия этой деятельности (например, загрязнение Теченского каскада водоемов и др.).

В связи с этим международным сообществом при реализации экоцентрического подхода предложено объединять в большие группы видов флоры и фауны виды, сходные по основным биологическим признакам, размерам, среде обитания, типичным биотопам их обитания, и для каждой такой группы выделять один или несколько (сравнительно небольшое число) представительных (типичных для данной группы) объединенных видов. В [47] они названы референтными видами (референтными животными или растениями), определяемыми как гипотетические объекты, имеющие базовые характеристики животного или растения определенного типа, описываемого согласно таксономическому уровню «семейство», с определенными анатомическими, физиологическими и поведенческими характеристиками, используемыми в целях перехода от радиационного воздействия к дозе, а от дозы – к эффекту для данного типа живых организмов. Например, референтный вид «олень» представляет все семейство оленевых, содержащее 51 современный вид.

Для каждого из референтных видов в основном расчетными методами или по результатам инструментального радиоэкологического мониторинга определяются довольно широкие (один десятичный порядок) диапазоны поглощенных доз облучения, и в них группируется известная информация о радиационных последствиях таких уровней облучения для референтного вида. Затем определяется тот диапазон облучения, для которого есть обоснованные предложения о его приемлемости (с точки зрения радиационной безопасности) для вида в целом. Его называют референтным уровнем для данного референтного вида, и его назначением в системе обеспечения радиоэкологической безопасности является, по сути, базовая информационно-методическая основа для последующей оценки состояния радиационного благополучия конкретных популяций видов животных или растений, относящихся к укрупненной группе видов, относящихся к таксонометрической единице «семейство», которую представляет данный референтный вид, а также для оптимизации

возможных мероприятий, требующихся для улучшения уровня их безопасности.

Значения референтных уровней для нескольких представителей биоты («олень», «крыса», «утка»), принятые в соответствии с [57], в качестве примера приведены в табл. № 2.

Таблица № 2

Референтные уровни облучения представителей биоты [57]

Мощность дозы, мГр/сут	Референтный уровень		
	«олень» (референтный вид, представляющий крупных парнокопытных млекопитающих)	«крыса» (референтный вид, представляющий мелких млекопитающих)	«утка» (референтный вид, представляющий водоплавающих птиц)
> 1 000	Смертность от повреждения кроветворной системы ЛД _{50/30} * от 1 до 8 Гр	Смертность от повреждения кроветворной системы у взрослых особей ЛД _{50/30} от 6 до 10 Гр	Смертность у взрослых особей ЛД _{50/30} от 7 до 11 Гр
100–1 000	Сокращение продолжительности жизни		Долгосрочные эффекты, влияющие на развитие эмбриона
10–100	1) Повышенная заболеваемость; 2) Возможное сокращение продолжительности жизни; 3) Снижение репродуктивной способности		Повышенная заболеваемость
1–10	Потенциальное снижение репродуктивной способности вследствие стерильности взрослых мужских особей		Потенциальное снижение репродуктивной способности вследствие снижения жизнеспособности детенышей
0,1–1	Очень низкая вероятность эффектов		Информация отсутствует
0,01–0,1	Наблюдаемые эффекты отсутствуют		
< 0,01	Природный фон		

* ЛД_{50/30} – доза, приводящая к гибели половины популяции за 30 суток.

Регулирование обеспечения устойчивого функционирования естественных экологических систем, природных и природно-антропогенных объектов, в соответствии с законодательством, также осуществляется посредством установления нормативов ПДВ РВ и ДС РВ. Так, в соответствии со статьей 22 [1], в целях предотвращения негативного воздействия на окружающую среду хозяйственной и иной деятельности для юридических и физических лиц (природопользователей) устанавливаются нормативы допустимого воздействия на окружающую среду, среди которых указаны нормативы ПДВ РВ и ДС РВ. В [1] нормативы допустимого воздействия на окружающую среду определены как нормативы, которые установлены в соответствии с показателями воздействия хозяйственной и иной деятельности на окружающую среду, и при которых соблюдаются нормативы качества окружающей среды. При этом нормативами качества окружающей среды, в соответствии с [1], являются нормативы, которые установлены в соответствии с физическими, химическими, биологическими и иными показателями для оценки состояния окружающей среды, и при соблюдении которых обеспечивается благоприятная окружающая среда. В свою очередь, в соответствии с [1], благоприятной окружающей средой является среда, качество которой обеспечивает устойчивое функционирование естественных экологических систем, природных и природно-антропогенных объектов. Нормативы качества, согласно [58], устанавливаются в отношении радионуклидов, содержащихся в поверхностных водах и донных отложениях водных объектов, почве, атмосферном воздухе, и включенных в Перечень [12]. Данные нормативы, согласно [58], устанавливаются на уровне значений предельных концентраций радионуклидов, при которых будет обеспечиваться устойчивое функционирование естественных экологических систем и сохраняется биологическое разнообразие. Определение этих предельных концентраций, согласно [58], должно осуществляться в соответствии с методическими рекомендациями, утверждаемыми Минприроды России.

Установление нормативов качества окружающей среды, как это следует из [58, 59], входит в полномочия сразу нескольких федеральных органов исполнительной власти. Так, в [59] установлено, что экологические нормативы качества атмосферного воздуха устанавливаются и пересматриваются Минприроды России, а гигиенические нормативы качества атмосферного воздуха устанавливаются и пересматриваются Роспотребнадзором.

Ответственность Роспотребнадзора, согласно [59], лежит также и за установление гигиенических нормативов качества поверхностных вод, а также подземных водных объектов, если они используются (и даже если могут быть использованы, в случае подземных водных объектов) для целей хозяйственно-питьевого и культурно-бытового водоснабжения,

за исключением водных объектов рыбохозяйственного значения (то есть любых водных объектов, которые могут быть использованы для добычи (вылова) водных биоресурсов [60]), для которых, согласно [59], нормативы качества утверждаются Минсельхозом России. При этом, если водоем используется для водоснабжения и в то же время является объектом рыбохозяйственного значения, нормативы качества его воды, согласно [59], должны быть установлены на уровне наименьшего из гигиенического или рыбохозяйственного нормативов. В то же время в отношении атмосферного воздуха аналогичного требования ни в [59], ни в [60] не предусмотрено, из чего следует необходимость соблюдения как экологических (установленных Минприроды России), так и гигиенических (установленных Роспотребнадзором) нормативов качества.

В случае же если природные концентрации химических веществ (в том числе РВ, согласно статье 1 [1]) в водах поверхностных водных объектов, сформировавшиеся под влиянием природных факторов и характерные для конкретного водного объекта или его части, превышают значения гигиенических или рыбохозяйственных нормативов, нормативы качества таких водных объектов устанавливаются на уровне фоновых значений, но уже не Роспотребнадзором и Минсельхозом России, а Минприроды России [59] (при условии, что водный объект не имеет рыбохозяйственного значения).

Для установления нормативов качества окружающей среды в отношении объектов биоты, должен быть выполнен ряд серьезных научно-исследовательских работ по следующим направлениям [61]:

- определение взвешивающих коэффициентов для органов и тканей представителей биоты;

- определение взвешивающих коэффициентов, характеризующих воздействие конкретного вида излучения (альфа-, бета-, гамма-) на органы и ткани представителей биоты;

- выбор референтных представителей биоты;

- определение эффектов воздействия конкретного вида излучения (альфа-, бета-, гамма-) на референтных представителей биоты;

- определение зависимостей между величиной дозы облучения и обусловленным ее воздействием эффектом для референтных представителей биоты;

- определение роли уровня радиационных эффектов при охране биоты;

- установление пределов облучения референтных представителей биоты, выраженных в терминах дозы, на основании описанных выше изысканий.

Непревышение полученных по результатам таких работ дозовых пределов облучения биоты необходимо использовать как критерий для

установления нормативов качества окружающей среды и для разработки на их основе нормативов ПДВ РВ и ДС РВ.

В [62] содержатся рекомендации по оценке мощности дозы облучения референтных представителей водной и наземной биоты на основе результатов мониторинга содержания РВ в воде и донных отложениях водных объектов, а также в почве, коэффициентов накопления радионуклидов в данных компонентах окружающей среды, а также факторов дозовой конверсии для внутреннего и внешнего облучения. В [63–65], в свою очередь, содержатся рекомендации по установлению контрольных уровней содержания РВ в объектах биоты таким образом, чтобы обеспечивалось непревышение критериев предельно допустимого радиационно-экологического воздействия на объекты биоты (P_{max}) В качестве таких критериев в [63–65] рекомендовано использование значений мощности дозы, принятых на основе оценок, представленных в [3, 57, 66–69].

В качестве референтных представителей наземной биоты в [63] рекомендовано рассматривать следующие группы биоты: «амфибии», «деревья», «наземные млекопитающие», «пчела», «пресмыкающиеся», «брюхоногие», «дождевой червь». В качестве референтных представителей водной биоты в [63, 64] рекомендовано рассматривать следующие группы биоты: «рыба пелагическая», «рыба придонная», «моллюски», «ракообразные», «водные растения», «водоплавающие птицы», «водные млекопитающие». Значения P_{max} , рекомендованные в [63, 64], и принятые на основе [57, 69], приведены в табл. № 3. Выбор данных значений обусловлен тем, что до их достижения эффекты от воздействия радиации на объекты биоты либо маловероятны, либо отсутствуют.

Таблица № 3

Критерии допустимого радиационно-экологического воздействия на объекты биоты [57, 63, 64, 69]

Объекты биоты	P_{max}, мГр/сут
Пресноводные и наземные млекопитающие, позвоночные животные, сосна обыкновенная	1
Беспозвоночные пресноводные животные, пресноводные и наземные растения (кроме сосны обыкновенной)	10
Морские позвоночные животные	1
Морские беспозвоночные животные, морские водные растения	10

Обобщая изложенное выше, следует заключить, что, несмотря на то что в настоящее время законодательство Российской Федерации,

направленное на обеспечение охраны благоприятной окружающей среды от радиационного воздействия, основывается на антропоцентрическом подходе (соблюдение дозовых пределов облучения населения, установленных в [44]), оно также содержит и положения, требующие применения эгоцентрического подхода.

Вместе с тем применительно к основной задаче настоящего Методического пособия необходимо отметить то, что при разработке обеспечивающих радиационную безопасность населения нормативов выбросов и сбросов РВ, в соответствии с действующим законодательством Российской Федерации и нормативными актами, устанавливающими критерии и требования по безопасности, необходимо учитывать все источники непосредственного облучения человека (как неживой, так и живой природы), обусловленные выбросами и сбросами. При этом, хотя ряд компонент окружающей среды (например, придонный бентос водоема или загрязненные природные среды в местах, не посещаемых человеком) непосредственно не участвует в этом облучении, опосредованно (как правило, через пищевые цепочки) все они могут существенно влиять на его величину, и поэтому обязательно должны быть оценены или рассчитаны при разработке нормативов выбросов и сбросов в качестве промежуточных результатов вычислений. Эти промежуточные результаты, как правило, могут быть использованы как основная часть исходных данных для оценки облучения биоты.

1.3. Основы нормирования выбросов и сбросов

Законодательные основы нормирования выбросов и сбросов РВ в Российской Федерации установлены в федеральных законах [1, 2] и заключаются в следующем:

нормативы устанавливаются в обязательном порядке в отношении РВ, перечень которых установлен распоряжением Правительства Российской Федерации [12];

нормативы устанавливаются разрешениями, выдаваемыми уполномоченным федеральным органом исполнительной власти (регулирующим органом), в соответствии с установленным в [13] порядком;

организации, деятельность которых сопровождается выбросами (сбросами), обязаны проводить периодическую инвентаризацию источников выбросов (сбросов) и РВ, выбрасываемых в атмосферный воздух (сбрасываемых в водные объекты).

Правила разработки и установления нормативов, а также выдачи разрешений на выбросы и сбросы РВ (далее – Правила) утверждены

постановлением Правительства Российской Федерации [13]. Согласно Правилам [13]:

разрешения на выбросы и сбросы РВ выдаются Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору (Ростехнадзором);

при разработке нормативов ПДВ РВ и ДС РВ должны применяться утвержденные Ростехнадзором методики (методы);

обязательным является прохождение экспертизы проектов нормативов;

в разрешениях устанавливаются обязательные к соблюдению условия их действия.

Разработка нормативов ПДВ РВ и ДС РВ, согласно [13], осуществляется юридическим лицом и (или) индивидуальным предпринимателем (в терминологии [13] – соискатель разрешения), эксплуатирующими стационарные источники выбросов и (или) сбросов, в соответствии с Методиками [15, 16]. При этом разработка нормативов необходима в отношении как действующих, так и в отношении новых, вводимых в эксплуатацию, стационарных источников [13].

Для установления нормативов соискатель разрешения представляет в регулирующий орган или его территориальные органы по месту осуществления своей деятельности заявление об установлении нормативов. В состав документации, прилагаемой к заявлению, в соответствии с [13], в обязательном порядке входят проект нормативов, данные инвентаризации выбросов (сбросов), а также санитарно-эпидемиологическое заключение на проект нормативов. Срок действия выдаваемых разрешений составляет семь лет. Детально процедура получения разрешений описана в [70].

Проекты нормативов являются документами, в которых приводится обоснование разработанных значений нормативов ПДВ РВ (ДС РВ). Проекты нормативов, в соответствии с Правилами [13], должны содержать:

описание используемых моделей миграции РВ в окружающей среде и исходных данных;

сведения об использованных для расчета нормативов ПДВ РВ и (или) ДС РВ ограничениях по радиационному воздействию на человека и окружающую среду, в том числе о нормативах качества окружающей среды;

описание методов оценки и (или) методов измерения значений выбросов РВ в атмосферный воздух и (или) сбросов РВ в водные объекты, используемых при расчете нормативов ПДВ РВ и (или) ДС РВ;

значения разработанных соискателем разрешения нормативов ПДВ РВ и (или) ДС РВ, а также перечень и количество РВ, допустимых к выбросу в атмосферный воздух или сбросу в водные объекты

стационарными источниками выбросов и (или) стационарными источниками сбросов.

Описанный выше подход является имплементацией в российскую нормативную практику подхода МАГАТЭ [3, 4] в части обязательности предоставления результатов рассмотрения радиологического воздействия на население и окружающую среду при подаче заявки на получение разрешения.

Важно понимать, что действие Правил [13] не ограничивается ОИАЭ. Примерами видов деятельности, не связанной с использованием атомной энергии, но сопровождающихся выбросами РВ (преимущественно, радионуклидов природного происхождения и дочерних продуктов их распада), являются, согласно [4]:

добыча нефти и газа;

сжигание угля;

производство цемента;

производство титановых белил;

производство фосфорной кислоты, удобрений, элементарного фосфора;

экстракция редкоземельных элементов; производство соединений тория и торий содержащей продукции;

производство циркония и соединений.

По данным НКДАР ООН [39], наибольший объем выбросов радионуклидов природного происхождения характерен для фосфатной и металлургической промышленности (в первую очередь, из-за большого объема перерабатываемого сырья), далее следует производство керамики и огнеупоров. В табл. № 4 и 5 приведены сведения [39] по активности выбросов РВ в атмосферный воздух и сбросов РВ в водные объекты для предприятий отраслей промышленности, не связанных с использованием атомной энергии.

Таблица № 4

Активность годовых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух предприятиями в отраслях промышленности, не связанных с использованием атомной энергии [39]

Вид деятельности ¹⁾	Выброс, таш/год						
	²³⁸ U	²²⁸ Th	²²⁶ Ra	²²² Rn	²¹⁰ Pb	²¹⁰ Po	⁴⁰ K
Производство фосфора в элементарной форме (570)	0 ²⁾	0 ²⁾	0 ²⁾	563	66	490	0 ²⁾
Производство фосфорной кислоты (700)	0,07	0,002	0,09	820	0,08	0,14	0,008
Производство фосфоросодержащих удобрений (375)	0 ²⁾	0 ²⁾	0 ²⁾	221	0,044	0,034	0 ²⁾
Эксплуатация ТЭС электрической мощностью 600 МВт на угле (1 350)	0,16	0,08	0,11	34	0,4	0,8	0,27
Производство цемента (2 000)	0,2	0,05	0,2	157	0,200	78	0,4
Эксплуатация газовой ТЭС электрической мощностью 400 МВт (600)	0 ²⁾	0 ²⁾	0 ²⁾	230	0 ²⁾	0 ²⁾	0 ²⁾
Нефтедобыча (3 500)	0 ²⁾	0 ²⁾	0 ²⁾	540	0 ²⁾	0 ²⁾	0 ²⁾
Газодобыча (72 000·10 ⁶ 3))	0 ²⁾	0 ²⁾	0 ²⁾	500	0 ²⁾	0 ²⁾	0 ²⁾

Примечания:

- 1) в скобках указан объем исходного сырья, тт/год (кроме газодобычи);
- 2) активность выбросов радионуклида пренебрежимо мала в сравнении с активностью выбросов других радионуклидов;
- 3) значение указано в м³/год.

Таблица № 5

Активность годовых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты предприятиями в отраслях промышленности, не связанных с использованием атомной энергии [39]

Вид деятельности ¹⁾	Сброс, ГБк/год						
	²³⁸ U	²²⁸ Th	²²⁶ Ra	²²² Rn	²¹⁰ Pb	²¹⁰ Po	⁴⁰ K
Производство фосфора в элементарной форме (570)	0 ²⁾	0 ²⁾	0 ²⁾	0 ²⁾	24	166	0 ²⁾

Вид деятельности ¹⁾	Сброс, ГБк/год						
	²³⁸ U	²²⁸ Th	²²⁶ Ra	²²² Rn	²¹⁰ Pb	²¹⁰ Po	⁴⁰ K
Производство фосфорной кислоты (700)	336	8	737	0 ²⁾	654	997	79
Производство фосфоросодержащих удобрений (375)	0 ²⁾	0 ²⁾	0 ²⁾	0 ²⁾	0,054	0,057	0 ²⁾
Нефтедобыча (3 500)	0 ²⁾	217	174	174	174	174	0 ²⁾
Газодобыча (72 000·10 ⁶ ³⁾)	0 ²⁾	2,7	32	32	32	32	0 ²⁾

Примечания:

1) в скобках указан объем исходного сырья, кт/год;

2) активность выбросов радионуклида пренебрежимо мала в сравнении с активностью выбросов других радионуклидов;

3) значение указано в м³/год.

Так, выбросы в атмосферный воздух ²³⁸U, ²²⁸Th, ²²⁶Ra, ²²²Rn, ²¹⁰Pb и других радионуклидов природного происхождения типичными предприятиями (металлургия, ТЭС, цементное производство, производство керамики и огнеупоров) в [39] оцениваются до 10⁷ Бк на 1 т переработанного сырья. Для сравнения, средний годовой выброс аэрозолей с энергоблока АЭС составляет 10⁶-10⁷ Бк на 1 т потребляемого природного урана [71].

Вода, содержащаяся в нефтяных и газовых пластах, содержит ²²⁸Ra, ²²⁶Ra и ²²⁴Ra, экстрагированные из минерального скелета пласта, вместе с их дочерними продуктами распада [72]. При перекачке этой воды к поверхности земли (попутно с перекачиваемыми нефтью и газом) при определенных температурах и давлениях богатые радием сульфаты и карбонаты могут осаждаться на внутренних стенках производственного оборудования (например, труб, клапанов, насосов). Те же изотопы радия и их продукты распада появляются в осадках в сепараторах и скиммерных резервуарах. Отложения свинца, содержащие ²¹⁰Pb и его продукты распада, обнаружены во «влажных» частях установок для добычи газа. Концентрации варьируются от незначительных уровней до 1 000 Бк/г (и, в исключительных случаях, до 15 000 Бк/г для ²²⁶Ra [72]). Этим обусловлено наличие перечисленных выше РВ в сбросах при нефтедобыче и газодобыче.

Сравним радиационное воздействие на население и окружающую среду выбросов РВ в атмосферный воздух от видов деятельности и предприятий отраслей промышленности, не связанных с использованием атомной энергии, для которых в [39] приведены данные по выбросам, между собой, а также с радиационным воздействием за счет типичных выбросов РВ ОИАЭ. С этой целью выполним качественное сравнение радиологических характеристик выбросов РВ от видов деятельности

и предприятий, представленных в табл. № 4, между собой и отдельно – сравнение этих характеристик для ТЭС электрической мощностью 600 МВт на угле и для АЭС с реакторами российских проектов разных типов. То есть сравним между собой не суммарную активность выбросов в Бк/год на объем исходного сырья, вовлеченного в данный вид деятельности, а их суммарную радиотоксичность (для лиц из населения) на единицу произведенной с использованием этого сырья продукции, равную сумме произведений выбрасываемых парциальных активностей отдельных радионуклидов на их дозовые коэффициенты при ингаляционном и пероральном поступлении в организм лиц из населения, принятые согласно [54]. Одновременное применение этих двух наборов дозовых коэффициентов обусловлено тем, что, поскольку соотношение потенциальных вкладов выбрасываемой активности в облучение лиц из населения за счет ингаляционного (пока выбрасываемые радионуклиды находятся в газоаэрозольной фазе) и перорального (после того, как эти радионуклиды осели на почву и попали в водоемы) поступлений априори неизвестно, целесообразно принять, что реальное значение этой характеристики потенциально возможного радиационного воздействия выбросов на население находится где-то между минимальным и максимальным из этих двух значений.

В качестве данных по выбросам АЭС условно примем «фиксированные» значения нормативов выбросов для АЭС, установленные ранее действующими в этой области нормирования радиационного воздействия требованиями [8] для ограниченного количества значимых радионуклидов и для суммы всех ИРГ без дифференциации на конкретные радионуклиды этой группы.

Отметим, что в настоящее время эти «универсальные» нормативы из [8] утратили силу, поскольку разработка нормативов выбросов РВ должна осуществляться в соответствии с действующим нормативным документом [15], подробно описанным в Главе 2. В нем четко определены понятные и хорошо обоснованные критерии, в соответствии с которыми нормативы должны разрабатываться индивидуально для каждой организации (предприятия), обеспечивая не превышение безопасных уровней радиационного воздействия выбросов на население и объекты окружающей среды в тех конкретных условиях, в которых эти выбросы осуществляются. Поэтому очевидно, что для разных организаций (предприятий), пусть даже и эксплуатирующих одинаковые ОИАЭ, эти нормативы будут различны. Очевидно также и то, что именно поэтому для целей намеченного качественного сопоставления упрощенные «универсальные» нормативы из [8] подходят наилучшим образом, так как они обеспечат получение заведомо усредненной оценки.

Результаты расчетов суммарной радиотоксичности, выбрасываемой в атмосферный воздух предприятиями и видами деятельности в отраслях промышленности, не связанных с использованием атомной энергии, выполненных для тех же объемов исходного сырья, которые указаны в табл. № 4, приведены в табл. № 6.

Таблица № 6

Парциальные и полная радиотоксичности годовых выбросов радиоактивных веществ предприятиями в отраслях промышленности, не связанных с использованием атомной энергии, Зв/год (ингаляционное/пероральное поступления)

Радионуклид	Вид деятельности				
	Производство фосфора в элементарной форме	Производство фосфорной кислоты	Производство фосфоросодержащих удобрений	Эксплуатация ТЭС на угле электрической мощностью 600 МВт	Производство цемента
^{238}U	0	$2,38 \cdot 10^2$	0	$5,44 \cdot 10^2$	$6,8 \cdot 10^2$
	0	$8,4 \cdot 10^1$	0	$1,92 \cdot 10^2$	$2,4 \cdot 10^2$
^{228}Th	0	$9,4 \cdot 10^1$	0	$3,76 \cdot 10^3$	$2,35 \cdot 10^3$
	0	$7,4 \cdot 10^{-1}$	0	$2,96 \cdot 10^1$	$1,85 \cdot 10^1$
^{226}Ra	0	$4,05 \cdot 10^2$	0	$4,95 \cdot 10^2$	$9 \cdot 10^2$
	0	$1,35 \cdot 10^2$	0	$1,65 \cdot 10^2$	$3 \cdot 10^2$
^{222}Rn	0	0	0	0	0
	0	0	0	0	0
^{210}Pb	$8,58 \cdot 10^4$	$1,04 \cdot 10^2$	$5,72 \cdot 10^1$	$5,2 \cdot 10^2$	$2,6 \cdot 10^2$
	$2,38 \cdot 10^5$	$2,88 \cdot 10^2$	$1,58 \cdot 10^2$	$1,44 \cdot 10^3$	$7,2 \cdot 10^2$
^{210}Po	$1,96 \cdot 10^6$	$5,6 \cdot 10^2$	$1,36 \cdot 10^2$	$3,2 \cdot 10^3$	$3,12 \cdot 10^5$
	$4,31 \cdot 10^6$	$1,23 \cdot 10^3$	$2,99 \cdot 10^2$	$7,04 \cdot 10^3$	$6,86 \cdot 10^5$
^{40}K	0	$1,36 \cdot 10^{-1}$	0	$4,59 \cdot 10^0$	$6,8 \cdot 10^0$
	0	$3,36 \cdot 10^{-1}$	0	$1,13 \cdot 10^1$	$1,68 \cdot 10^1$
Суммарная радиотоксичность	$2,05 \cdot 10^6$	$1,4 \cdot 10^3$	$1,93 \cdot 10^2$	$8,52 \cdot 10^3$	$3,16 \cdot 10^5$
	$4,55 \cdot 10^6$	$1,74 \cdot 10^3$	$4,58 \cdot 10^2$	$8,88 \cdot 10^3$	$6,88 \cdot 10^5$

Результаты, представленные в табл. № 6, демонстрируют, что наиболее радиационно опасными видами промышленной деятельности среди рассматриваемых являются производство фосфора в элементарной форме и производство цемента (при сопоставимых объемах исходного

сырья). Следует, однако, отметить, что в данном анализе, проведенном на основе данных НКДАР ООН из табл. № 4, предполагается, что производство фосфора, согласно [39, 40], осуществляется из осадочных пород. В Российской Федерации фосфор производят преимущественно из апатитовых руд магматического происхождения, активность которых ниже, чем у осадочных, а, следовательно, несколько ниже будет и активность выбросов и их радиотоксичность.

Следует обратить внимание на то, что в расчетах не учтен вклад ^{222}Rn в суммарную радиотоксичность, выбрасываемую в атмосферный воздух предприятиями, осуществляющими виды деятельности, рассмотренные в табл. № 4. Дозовые коэффициенты для данного радионуклида при их внутреннем поступлении (ингаляционном и пероральном) в организм лица из населения для всех ИРГ, в том числе ^{222}Rn , принимались, согласно [54], равными 0, поскольку ИРГ не включаются в метаболизм человека (как, собственно, и других животных).

Вклад ИРГ в облучение населения определяется только внешним облучением при прохождении шлейфа радиоактивного выброса за счет их распада и распада находящихся с ними в равновесии короткоживущих радионуклидов (при их наличии). При этом сам ^{222}Rn вообще не испускает проникающего (бета- и гамма-) излучения, незначительное облучение создают только находящиеся с ним в равновесии короткоживущие ^{218}Po , ^{214}Pb , ^{214}Bi и ^{214}Po . Однако в цепочке распада ^{222}Rn после упомянутых короткоживущих есть и долгоживущие радионуклиды с довольно высокими значениями дозовых коэффициентов: ^{210}Pb и быстро приходящий с ним в равновесие ^{210}Po . Поэтому после длительного осуществления рассмотренных в табл. № 4 видов деятельности в компартаментах окружающей среды, находящихся в зоне радиационного влияния объектов, на которых эта деятельность осуществляется, накопятся (с учетом радиационного распада ^{210}Pb) полные активности ^{210}Pb и ^{210}Po , равные 74 % (через 30 лет), 93 % (через 60 лет) от значений годовых выбросов ^{222}Rn и выйдут на равновесное (максимальное) значение (100 %) через 150 лет. Это будет приводить к медленному, но существенному ухудшению радиационной обстановки в зоне влияния упомянутых объектов, что, безусловно, следует учитывать при оценке их радиационного воздействия на население и окружающую среду.

Результаты расчетов суммарной радиотоксичности, выбрасываемой в атмосферный воздух АЭС, приведены в табл. № 7. При сравнении их с той же характеристикой ТЭС с электрической мощностью 600 МВт на угле (табл. № 6) следует учитывать, что в [8] значения нормативов устанавливаются не для отдельных энергоблоков, а в целом для АЭС.

Сравнение радиотоксичности выбросов каждой из них с той же характеристикой ТЭС с электрической мощностью 600 МВт

на угле показывает, что на одинаковое количество полезной продукции (выработки электроэнергии) эта радиотоксичность во многие разы меньше для АЭС, по сравнению с ТЭС, а с учетом того, что фактические выбросы АЭС по официальным данным АО «Концерн Росэнергоатом» существенно ниже указанных в [8] значений, следует заключить, что радиотоксичность выбросов АЭС существенно ниже радиотоксичности выбросов ТЭС.

Таблица № 7

Парциальные и полные активности и радиотоксичности (P_m) нормативов годовых выбросов радиоактивных веществ атомных станций с энергоблоками различного типа, установленные в [8], при ингаляционном и пероральном поступлении радионуклидов в организм лиц из населения

Радионуклид	^{131}I	^{134}Cs	^{137}Cs	^{60}Co	ИРГ	Сумма (без ИРГ)
АЭС с РБМК						
Активность выбросов, ГБк/год	93	1,4	4,0	2,5	$3,7 \cdot 10^6$	$1,01 \cdot 10^2$
P_m (ингаляционное поступление), Зв/год	$6,7 \cdot 10^3$	$9,24 \cdot 10^0$	$1,84 \cdot 10^1$	$3 \cdot 10^1$	0	$6,75 \cdot 10^3$
P_m (пероральное поступление), Зв/год	$1,67 \cdot 10^4$	$2,66 \cdot 10^1$	$5,2 \cdot 10^1$	$6,75 \cdot 10^1$	0	$1,69 \cdot 10^4$
АЭС с ВВЭР, БН, ЭГП-6						
Активность выбросов, ГБк/год	18	0,9	2	7,4	$6,9 \cdot 10^5$	$2,83 \cdot 10^1$
P_m (ингаляционное поступление), Зв/год	$1,3 \cdot 10^3$	$5,94 \cdot 10^0$	$9,2 \cdot 10^0$	$8,88 \cdot 10^1$	0	$1,4 \cdot 10^3$
P_m (пероральное поступление), Зв/год	$3,24 \cdot 10^3$	$1,71 \cdot 10^1$	$2,6 \cdot 10^1$	$2 \cdot 10^2$	0	$3,48 \cdot 10^3$

Отметим, наконец, что под объемом исходного сырья (1 350 кт/год, см. табл. № 4) для эксплуатации ТЭС с электрической мощностью 600 МВт на угле следует понимать годовой расход собственно топлива – каменного угля. Но при такой электрической мощности и использовании такого относительно небольшого количества каменного угля очевидно, что этот уголь характеризуется высокой средней удельной теплотой сгорания $2,8 \cdot 10^7$ Дж/кг [74] (то есть высокой степенью углефикации), а при этом ТЭС должна иметь еще и очень высокий КПД, равный 50 %, причем использование антрацита (средняя удельная теплота сгорания составит $3,1 \cdot 10^7$ Дж/кг [74]) позволит снизить оценку требуемого КПД только до 45 %.

Отметим также, что 0,16 ГБк/год ^{238}U (табл. № 4) соответствует выбросу урана около 13 кг/год, что составляет по весу менее одной миллионной доли процента от веса сгоревшего угля. То есть уголь был добыт из месторождения с очень низким содержанием урана (которое от месторождения к месторождению варьируется в 100–1 000 раз и более [75]). При этом в [75] приводятся данные по содержанию естественных радиоактивных изотопов ^{238}U , ^{232}Th , ^{226}Ra , ^{40}K в пяти угольных месторождениях Забайкалья, а также в золе и шлаке при их сжигании. Содержание ^{238}U в угле этих месторождений колеблется от 4,7 г/т до 18 г/т (Уртуйское месторождение) и 27 г/т (Кутинское месторождение), т. е. от 0,47 до 1,8 и 2,7 тысячных долей %. В [76] те же авторы на примере обработки угля Уртуйского угольного месторождения с повышенным содержанием природных радионуклидов, освоение которого началось в 1986 г. Приаргунским производственным горно-химическим объединением, оценивают баланс распределения природного урана в шлаке, тяжелой фракции золы (остающейся на фильтрах) и в мелкодисперсной фракции золы, уносимой в атмосферу (то есть в радиоактивных выбросах).

Сравним результаты, представленные в табл. № 4, с выбросами РВ в атмосферный воздух при сжигании бурых углей на Краснокаменской ТЭЦ. Она была построена в г. Краснокаменск Забайкальского края в конце 60-х годов прошлого века для обеспечения потребностей города и Приаргунского производственного горно-химического объединения в электричестве, горячей воде и отоплении. Установленная мощность ТЭЦ составляет 410 МВт, фактическая – 280 МВт. Ежегодно она производит более 2 млн. Гкал тепловой почти 2 млрд кВт·ч электрической энергии.

Проектным топливом для ТЭЦ является бурый уголь Харанорского месторождения, с содержанием ^{238}U в угле 5,8 г/т, т. е. в 3 раза ниже, чем в буром угле Уртуйского месторождения, к сжиганию которого на Краснокаменской ТЭЦ приступили с 1990 г. В [77] приведены данные по потреблению этого угля в 2005–2010 гг. – 9 018 226 т за 6 лет,

т. е. с годовым потреблением примерно таким же, что и у референтной ТЭС электрической мощностью 600 МВт, данные по выбросам которой приведены в табл. № 4. При этом за те же годы с мелкодисперсной фракцией радиоактивной золы, выброшенной в атмосферу, было выброшено 16,5 т урана, т. е. почти 0,0002 % от веса сгоревшего угля (в 200 раз больше, чем у референтной ТЭС). Это существенно усиливает сделанный ранее вывод о том, что радиотоксичность выбросов АЭС меньше радиотоксичности выбросов угольной ТЭС: в зависимости от содержания урана в потребляемом угле радиотоксичность выбросов АЭС может быть меньше радиотоксичности выбросов ТЭС в сотни и даже в тысячи раз.

Рассмотрев вопрос сравнения радиотоксичности выбросов РВ от АЭС и от организаций (предприятий), не использующих атомную энергию, вернемся к рассмотрению системы нормативных требований Российской Федерации в части нормирования выбросов и сбросов РВ, тем более применение данной системы не имеет какой-либо ярко выраженной специфики в отношении типа промышленного объекта, деятельность которого сопровождается выбросами и (или) сбросами РВ в окружающую среду.

Как было отмечено ранее, к полномочиям регулирующего органа на основании Правил [13], а также согласно [78], относится утверждение методологии разработки нормативов выбросов и сбросов. В течение последнего десятилетия была сформирована система нормативно-методических и рекомендательных документов (рис. 7), положения которых в полной мере адаптированы по отношению ко всем объектам применения Правил [13]. Наличие такой системы документов является прямым следованием подходам МАГАТЭ [3].



Рис. 7. Структура системы нормативно-методических и рекомендательных документов регулирующего органа

Основные и обязательные к выполнению принципы и критерии, которым должны удовлетворять разработанные нормативы ПДВ РВ и ДС РВ, установлены в «Методике разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух» [15] и в «Методике разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей» [16]. Характерной особенностью этих методик является то, что в них отсутствуют или сведены к минимуму требования к методам расчета параметров, характеризующих рассеяние примеси в атмосфере или в воде, вовлечение радионуклидов из почвы или воды в пищевые цепочки и последующую миграцию до человека, а также формирование дозовых нагрузок. Таким образом, используемые модели и исходные данные, а, следовательно, и степень консерватизма используемых при разработке нормативов методов, определяющаяся наличием результатов натуральных наблюдений, проведенных в месте размещения организации, выбираются и обосновываются разработчиком проекта нормативов выбросов или сбросов самостоятельно, как это сделано, к примеру, в [79, 80].

В частности, [15, 16] содержат:

критерии исключения источника выброса или сброса РВ из-под регулирующего контроля (иными словами, критерии на основании которых принимается решение об отсутствии необходимости установления нормативов для конкретного источника выбросов или сбросов);

критерии выбора радионуклидов, для которых необходимо установление нормативов ПДВ РВ и ДС РВ;

критерии, на основании которых устанавливаются нормативы ПДВ РВ и ДС РВ из тех источников, которые подлежат регулирующему контролю;

перечень путей облучения населения, которые необходимо учитывать при разработке нормативов;

указание на то, какие входные метеорологические, гидрологические, радиозэкологические параметры и иные параметры необходимо использовать при разработке нормативов (без уточнения численных значений параметров либо методов их расчета);

основные расчетные соотношения, описанные «в общем виде», необходимые для определения величин ПДВ РВ и ДС РВ.

В развитие установленных в [15, 16] требований по разработке нормативов допустимых выбросов и сбросов Ростехнадзором утверждены руководства по безопасности [23–25], в которых описаны рекомендуемые подходы к проведению расчетов нормативов, включая описание рекомендуемых моделей для расчета радиозэкологических, гидрологических и метеорологических параметров, необходимых для разработки и установления нормативов в соответствии с [15, 16], и необходимые для этого справочные данные, а также представлены

рекомендации к содержанию проектов нормативов с целью обеспечения соблюдения их разработчиками требований Правил [13].

К примеру, поскольку Правилами [13] установлена обязательность наличия в проектах нормативов исходных данных, используемых для разработки нормативов, в [23] приведены рекомендуемые перечни этих данных, которые включают:

описание технологических процессов, приводящих к выбросам (сбросам);

описание технических характеристик источников выбросов (сбросов) и методов (методик), используемых для оценки активности выбросов (сбросов);

описание метеорологических, климатических и демографических условий на местности (например, повторяемость метеорологических условий, среднегодовое количество осадков и время в течение одного года, затрачиваемое на различные виды водопользования местным населением), влияющих на формирование дозовых нагрузок на население за счет воздействия выбросов (сбросов);

сведения о значениях радиоэкологических параметров (например, дозовых коэффициентов, коэффициентов перехода радионуклидов по пищевым цепочкам, коэффициентов распределения радионуклидов между водой и донными отложениями), используемых при проведении расчетов нормативов.

Также в [23] рекомендовано включать в проекты нормативов детальное описание методологии, используемой в расчетах нормативов. Это является важным, поскольку оценка проектов нормативов на предмет их разработки в соответствии с [15, 16], является предметом экспертизы, проведение которой предусмотрено Правилами [13]. Таким образом, рекомендации [23] предназначены для использования не только разработчиками проектов нормативов, но и специалистами, участвующими в их экспертизе.

Рассмотренный подход к формированию структуры системы нормативно-методических и рекомендательных документов регулирующего органа принят по аналогии со структурой документов МАГАТЭ, в рамках которой предусматривается деление на стандарты безопасности (например, [3, 10]) и документы более низкого уровня, (например, [81–83]).

Методология расчета нормативов ПДВ РВ и ДС РВ детально рассмотрена в Главе 2, а здесь мы рассмотрим основные детали, связанные с областью распространения Методик [15, 16].

Методика [15] распространяется на организации, эксплуатирующие объекты, представляющие собой стационарные и эксплуатируемые в стационарных условиях источники выбросов РВ, в том числе на эксплуатирующие организации ОИАЭ для условий их нормальной

эксплуатации, а также на иные организации, эксплуатирующие промышленные объекты, не являющиеся ОИАЭ, но производящие выбросы РВ в атмосферный воздух. Таким образом, положения [15] применимы не только в отношении ОИАЭ, но и в отношении других рассмотренных ранее видов промышленной деятельности.

Нормативы ПДВ, согласно [15], должны устанавливаться для каждого отдельного нормируемого стационарного источника выбросов РВ в атмосферный воздух. При этом положения Методики [15] применимы как в отношении организованных источников (источники, имеющие фиксированное устье, т. е. часть конструкции, ограничивающую попадание РВ в окружающую среду, например, вентиляционные трубы), так и неорганизованных источников (источников, не имеющих фиксированного устья). Примером неорганизованных источников являются брызгальные бассейны АЭС, используемые для непрерывного охлаждения технологического оборудования ответственных потребителей I, II, III каналов систем безопасности АЭС. Охлаждение воды в брызгальных бассейнах осуществляется посредством ее разбрызгивания через систему сопел с последующим свободным падением в бассейн. В процессе диспергирования воды образуются капли различных размеров, часть которых ветром может выноситься за пределы бассейна. Помимо капельного уноса при эксплуатации брызгальных бассейнов происходит естественное испарение воды с диспергированных в воздухе капель, а также, в меньшей степени, с зеркал брызгальных бассейнов с последующим ветровым переносом. Активность радионуклидов в циркуляционной воде брызгальных бассейнов в значительной степени зависит от активности радионуклидов в теплоносителе первого контура реактора и работы выпарных установок систем спецводоочистки и систем обращения с ЖРО, слабоактивные дистилляты из которых в составе дебалансных и прочих вод (в том числе, радиоактивных) подаются на брызгальные бассейны.

Вопросам радиационного воздействия брызгальных бассейнов посвящен ряд публикаций. Так, в [84] представлены результаты анализа, которые показывают необходимость нормирования выбросов брызгальных бассейнов, эксплуатируемых на российских АЭС. Также в [84] показано, что дозовое воздействие брызгальных бассейнов варьируется в зависимости от параметра PM₂₀, характеризующего ту часть капельного выброса, размеры капель в которой составляют менее 20 мкм, и которые наиболее подвержены атмосферному переносу. В правой части рис. 8 схематично приведены проварьированные по параметру PM₂₀ расстояния, в границах которых достигается годовая эффективная доза облучения населения, равная 50 мкЗв/год, для брызгальных бассейнов Балаковской АЭС [84].

В [85] представлены результаты оценок поступления ^3H в атмосферный воздух из брызгальных бассейнов Балаковской АЭС в холодный период года, когда предусматривается холостой сброс воды без разбрызгивания, и выбросы ^3H обусловлены испарением воды из брызгальных бассейнов. Представленные в [85] результаты оценок показали, что даже с учетом того что выбросы ^3H в атмосферный воздух в холодный период года (с ноября по апрель включительно) имеют меньшую интенсивность, чем в теплый период, брызгальные Балаковской АЭС являются подлежащими нормированию источниками выбросов.

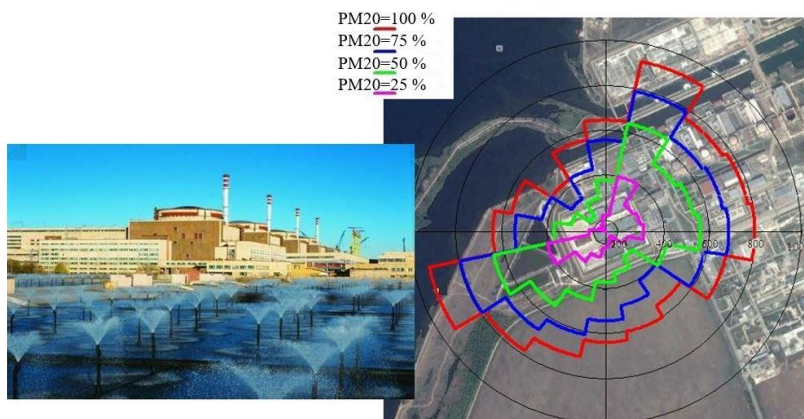


Рис. 8. Брызгальные бассейны Балаковской АЭС и расстояния, на которых достигается значение годовой эффективной дозы облучения населения, равное 50 мкЗв/год [85]

Действие Методики [16] распространяется на организации, эксплуатирующие объекты, имеющие в своем составе стационарные источники сбросов РВ (сбросов радиоактивных сточных вод) в водные объекты, в том числе на эксплуатирующие организации ОИАЭ и на иные организации, эксплуатирующие объекты хозяйственной и иной деятельности, не относящиеся к ОИАЭ, но осуществляющие сбросы РВ (сбросы радиоактивных сточных вод) в водные объекты, за исключением организаций, деятельность которых не приводит к изменению объемной активности РВ (по сравнению с фоновой) и (или) внесению дополнительной (к фоновой) активности РВ при условии, что сброс осуществляется в тот же водный объект³, из которого отобрана вода для ведения деятельности.

³ В соответствии с Водным кодексом Российской Федерации [86], водным объектом является природный или искусственный водоем, водоток либо иной объект, постоянное или временное сосредоточение вод в котором имеет характерные формы и признаки водного режима, то есть изменения во времени уровней, расхода и объема воды.

В качестве такого исключения можно привести следующий пример. Предположим, что на берегах водного объекта (например, озера) расположены два производства – завод по переработке ОЯТ и РАО, осуществляющий сбросы РВ в водный объект, и целлюлозно-бумажный завод, использующий воду водного объекта для охлаждения какого-либо технологического оборудования и затем сбрасывающий эту воду обратно в водный объект, при этом в процессе деятельности целлюлозно-бумажного завода никаких РВ не образуется. Таким образом, сбросы целлюлозно-бумажного завода не приводят ни к каким изменениям объемной активности РВ в водном объекте, однако в его сбросах также могут присутствовать РВ.

Следует сделать еще одно пояснение, касающееся области применения [16]. Методика [16] разработана в соответствии с Водным кодексом Российской Федерации [86], согласно которому термин «сточные воды» определен как дождевые, талые, инфильтрационные, поливомоечные, дренажные воды, сточные воды централизованной системы водоотведения и другие воды, отведение (сброс) которых в водные объекты осуществляется после их использования или сток которых осуществляется с водосборной площади. Вместе с тем существует отдельная ветвь российского законодательства, в которой используется термин «сточные воды» – законодательство в области водоснабжения и водоотведения, основные положения которого определяются Федеральным законом «О водоснабжении и водоотведении» [87]. В статье 2 [87] определен термин «сточные воды централизованной системы водоотведения», под которым понимаются принимаемые от абонентов в централизованные системы водоотведения воды, а также дождевые, талые, инфильтрационные, поливомоечные, дренажные воды, если централизованная система водоотведения предназначена для приема таких вод. Сама же централизованная система водоотведения определена в [87] как «комплекс технологически связанных между собой инженерных сооружений, предназначенных для водоотведения». Таким образом, если в [86] под сточными водами понимаются все типы вод, сброс которых осуществляется в водный объект, то в [87] под сточными водами понимаются воды, непосредственно сбрасываемые организацией в централизованную систему водоотведения.

Методика [16] не устанавливает ограничений на содержание РВ в водах, сбрасываемых в централизованную систему водоотведения, и на содержание РВ в воде централизованной системы водоотведения. Таким образом, в этом случае нормативы ДС и разрешение на сбросы РВ должна получать организация, осуществляющая водоотведение и сброс непосредственно в водный объект, а регулирование ее взаимоотношений с предприятием, сбрасывающим РВ в централизованную систему водоотведения, определяется в рамках гражданского законодательства.

Несмотря на то что Методика [16] устанавливает общий порядок расчета нормативов ДС для различных типов водных объектов, она содержит особый порядок для одного конкретного объекта – р. Течи (Челябинская область). Данный водный объект подвергся масштабному радиоактивному загрязнению как в результате аварии на ФГУП «ПО «Маяк» 29 сентября 1957 г. (Кыштымская авария), оставившей на территории Челябинской, Свердловской и Курганской областей знаменитый Восточно-Уральский радиоактивный след (рис. 9), так и в результате предшествующей ей деятельности предприятия (сброс ЖРО в настоящее время запрещен законодательством Российской Федерации [1]), а также за счет стока в нее талых и дождевых вод с загрязненных в результате аварии территорий. В связи с этим данная река выведена из водопользования целым рядом распорядительных документов еще со времен СССР. Радиоактивное загрязнение ее вод обусловлено преимущественно радионуклидом ^{90}Sr с периодом полураспада около 29 лет. По данным ФГБУ «НПО «Гайфун» [88], среднегодовая объемная активность данного радионуклида в воде р. Теча в районе поселка Першинское в 2019–2020 гг. составила 4,4 и 3,3 Бк/л, соответственно, что ниже уровней вмешательства, определенных в [54], но на три порядка выше фонового уровня для российских рек в 2020 г. (5,0 МБк/л).

На р. Теча в пределах Челябинской области запрещены следующие виды водопользования:

забор (изъятие) водных ресурсов для питьевого и хозяйственного водоснабжения, а также для орошения земель сельскохозяйственного назначения, в том числе лугов и пастбищ;

купание;

рыболовство, охота;

полив садовых, огородных, дачных земельных участков, ведение личного подсобного хозяйства, а также водопой, проведение работ по уходу за сельскохозяйственными животными;

использование для рекреационных целей;

организованный отдых;

забор (изъятие) водных ресурсов при осуществлении аквакультуры (рыбоводства);

осуществление аквакультуры (рыбоводства) и акклиматизации водных биологических ресурсов;

проведение дноуглубительных, взрывных, буровых и других работ, связанных с изменением дна и берегов водного объекта.

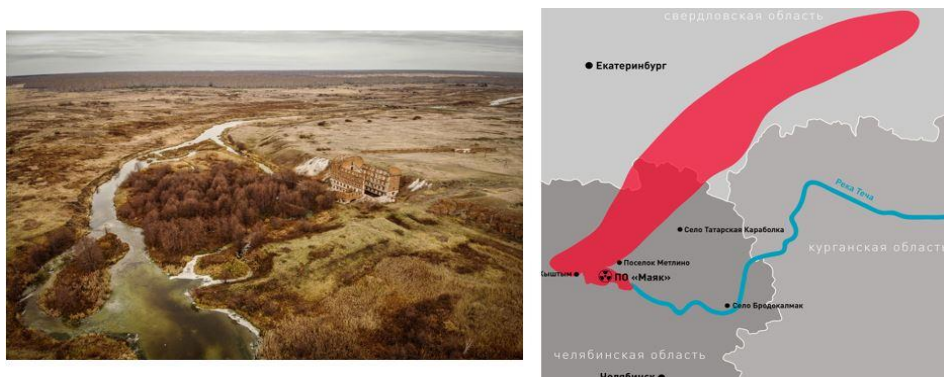


Рис. 9. р. Теча и Восточно-Уральский радиоактивный след

В связи с изложенным выше, для расчета нормативов ДС в р. Теча, в соответствии с Методикой [16], используется лишь одно ограничение – по содержанию радионуклидов в сбрасываемых в нее сточных водах.

Несмотря на то что, как это показано ранее, нормирование выбросов и сбросов РВ вытекает из законодательства в областях охраны окружающей среды и атмосферного воздуха [1, 2], оно имеет связи и с другими законодательными ветвями – законодательством в области использования атомной энергии [89] и в области обеспечения радиационной безопасности населения [44], как это показано на рис. 10.

Так, положения ряда ФНП (например, [17–22]), утвержденных на основании статьи 6 [89] и в соответствии с порядком [90], предписывают соблюдение нормативов ПДВ и ДС, установленных в соответствии с требованиями нормативных актов, и обеспечение контроля выбросов и сбросов РВ.

Кроме того, согласно [3], нормативы по выбросам и сбросам РВ относятся к пределам, соблюдение которых является необходимым условием для обеспечения безопасности деятельности. Схожий подход реализован и в российской нормативной практике – положениями ФНП (например, [17, 21]) предписано установление ПБЭ и ЭП по радиационным параметрам, в т. ч. и по выбросам и сбросам РВ. При этом, в соответствии с рекомендованным Ростехнадзором в [91] подходом, значения ПБЭ по выбросам и сбросам РВ следует принимать на уровне ПДВ РВ и ДС РВ, соответственно, а значения ЭП следует рассчитывать на основе значений ПДВ РВ и ДС РВ.

Связь нормирования выбросов и сбросов РВ с законодательством в области обеспечения радиационной безопасности проявляется в критериальной базе Методик [15, 16], которая предусматривает расчет нормативов ПДВ РВ и ДС РВ таким образом, чтобы обеспечивалось соблюдение дозовых пределов облучения населения [44, 54].

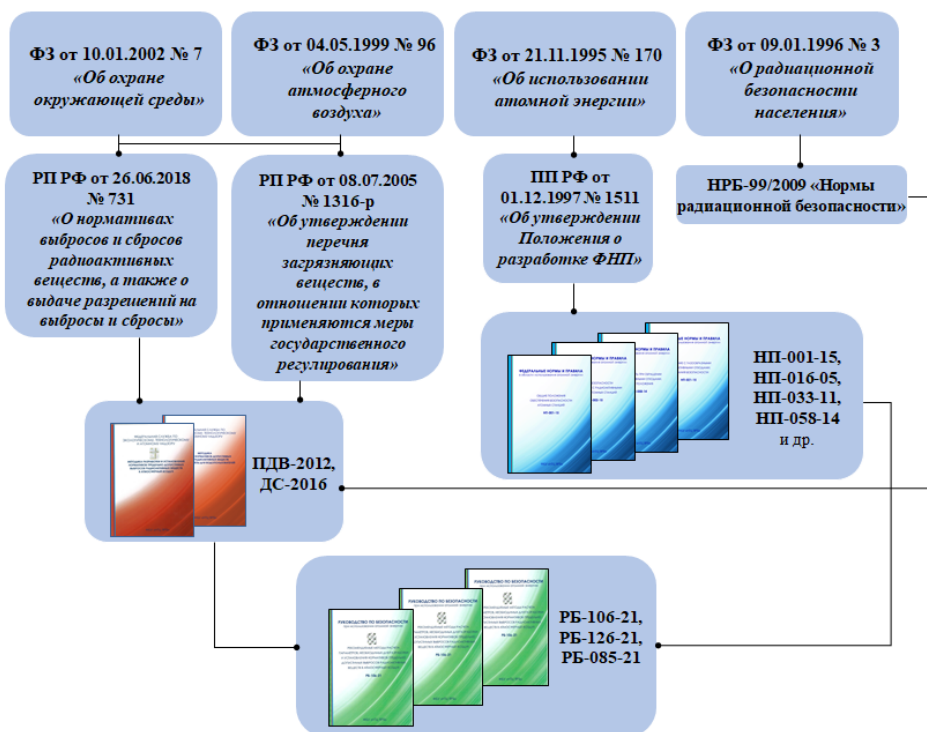


Рис. 10. Связь законодательства, относящегося к нормированию выбросов и сбросов радиоактивных веществ, и законодательства в области использования атомной энергии

Рассматривая ключевые аспекты системы нормативных требований Российской Федерации в части нормирования выбросов и сбросов РВ, необходимо уделить внимание государственным механизмам контроля за их соблюдением, ведь одно только наличие требований, разумеется, не является достаточным для целей обеспечения радиационной безопасности населения и благоприятной окружающей среды. Одним из таких механизмов является организация экспертизы проектов нормативов ПДВ РВ и ДС РВ, представляющая собой механизм анализа (оценки) разработанных нормативов со стороны регулирующего органа. Наличие такого механизма является одним из рекомендованных МАГАТЭ в [3, 92] подходов.

Так, в настоящее время в Российской Федерации после принятия регулирующим органом решения о рассмотрении документов, входящих в состав заявления об установлении нормативов ПДВ РВ (ДС РВ), он, в соответствии с п. 26 Правил [13], организует экспертизу проекта

нормативов ПДВ РВ (ДС РВ) путем его направления в выбранную соискателем разрешения экспертную организацию.

Предметом экспертизы является оценка проектов нормативов на предмет их соответствия требованиям Методик [15, 16], требованиям к содержанию проектов нормативов, установленным в [13], требованиям иных нормативных актов Российской Федерации в области нормирования выбросов и сбросов РВ и обеспечения радиационной безопасности населения и окружающей среды, а также на предмет отсутствия или наличия в них недостоверных (или необоснованных) сведений.

Экспертиза проекта нормативов, в соответствии с установленным в [93] порядком ее проведения, осуществляется экспертными организациями из числа организаций научно-технической поддержки регулирующего органа, что соответствует рекомендованным МАГАТЭ подходам [94].

Решение о выдаче или об отказе в выдаче разрешения на выбросы (сбросы) РВ, в соответствии с Правилами [13], принимается регулирующим органом на основании результатов проверок полноты и достоверности сведений, содержащихся в документах, представленных в составе заявления на установление нормативов, а также по результатам рассмотрения подготовленного на проект нормативов ПДВ РВ (ДС РВ) экспертного заключения.

Выдаваемые разрешения, в соответствии с [13], содержат обязательные к соблюдению условия их действия. К числу таких условий относятся и соотношения для проверки соблюдения установленных разрешениями нормативов ПДВ РВ и ДС РВ. Перечень таких соотношений определен в руководствах по безопасности [26, 27], содержащих рекомендации по контролю за выбросами и сбросами РВ, а сами соотношения и критерии для включения того или иного соотношения в условия действия разрешения детально рассмотрены в Главе 2.

Также стоит рассмотреть и указанные в [15, 16] условия, при наступлении которых потребуется внеочередной пересмотр установленных ранее величин ПДВ РВ и ДС РВ (табл. № 8).

Таблица № 8

Условия пересмотра установленных нормативов

Тип разрешения	Условия пересмотра нормативов	Примеры
Разрешение на выбросы	1) Изменение условий, влияющих на радиационную обстановку	1) Существенные изменения метеорологических условий,

Тип разрешения	Условия пересмотра нормативов	Примеры
	<p>и на дозы облучения населения;</p> <p>2) Изменение технологии</p>	<p>влияющих на перенос выбросов РВ в атмосферном воздухе;</p> <p>2) Изменение объема потребления населением продукции местного сельскохозяйственного производства, а также состава потребительской корзины;</p> <p>3) Существенное превышение измеренных значений содержания РВ в компонентах окружающей среды (приземный атмосферный воздух, выпадения, почва и др.) над прогнозными значениями;</p> <p>4) Ввод в эксплуатацию новых источников выбросов</p>
Разрешение на сбросы	<p>1) Изменения водной системы;</p> <p>2) Изменение характеристик водопользования;</p> <p>3) Модернизация или создание дополнительных гидротехнических сооружений;</p> <p>4) Изменение деятельности организации, приводящей к изменению расходов радиоактивных сточных вод из источников сбросов, объемных активностей радионуклидов в данных радиоактивных сточных водах и (или) к изменению их радионуклидного состава</p>	<p>1) Изменения гидрологических характеристик водных объектов, влияющих на перенос РВ;</p> <p>2) Введение запретов на купание, забор воды для питьевых целей и др.;</p> <p>3) Ввод в эксплуатацию новых источников сбросов;</p> <p>4) Увеличение объемов сточных вод или содержания РВ в них при изменениях технологических процессов</p>

Рассмотрев ключевые аспекты регулирующих подходов к нормированию выбросов и сбросов РВ в Российской Федерации, покажем, каким образом они соотносятся с рекомендованным МАГАТЭ подходом, который, в общих чертах, проиллюстрирован посредством блок-схемы на рис. 11.

Установленный в [13] порядок выдачи разрешений в целом схож с подходом МАГАТЭ [4]. Так, по аналогии с [4], Ростехнадзором в Методиках [15, 16] определены нормативные ограничения, которые должны соблюдаться при разработке нормативов ПДВ и ДС. По аналогии с [4], соискатель разрешения выполняет оценку дозового воздействия на население (в рамках проектов нормативов), а Ростехнадзор оценивает корректность ее выполнения посредством организации экспертизы проектов нормативов.

Основные различия между реализованным в Российской Федерации подходом и подходом МАГАТЭ [4] в основном заключаются в критериях, на основе которых определяется то, требуется ли установление нормативов ПДВ РВ и ДС РВ.

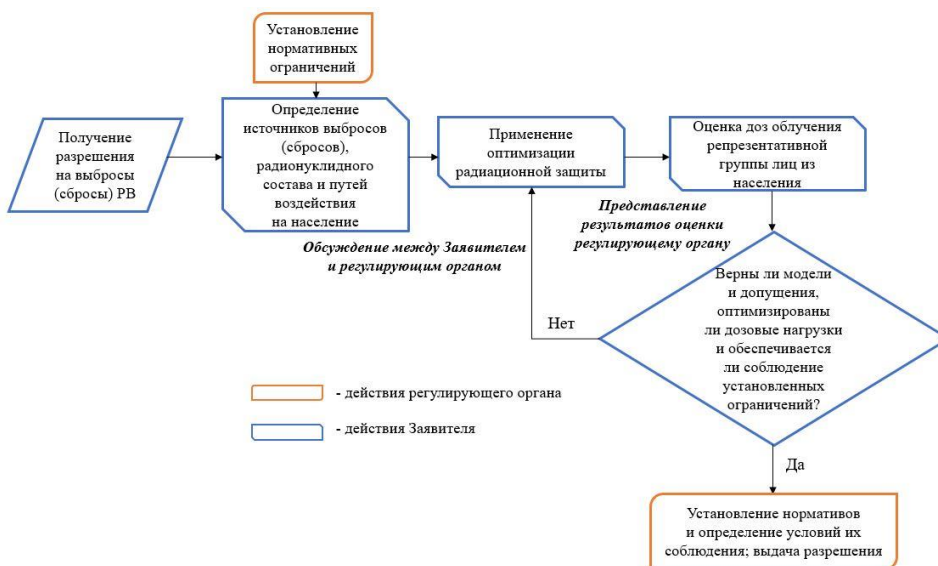


Рис. 11. Описание процесса выдачи разрешений на выбросы и сбросы радиоактивных веществ согласно [4]

Так, согласно [3, 4], вид деятельности или источник облучения может быть признан не подпадающим под регулирующий контроль либо может быть освобожден от регулирующего контроля (для видов деятельности, в отношении которых он уже применяется) в случае, если

прогнозируемая эффективная доза, которая может быть получена любым лицом вследствие воздействия такой деятельности или источника в рамках данного вида деятельности, не превысит в условиях нормальной эксплуатации 10 мкЗв/год. Этот дозовый критерий хорош своей рациональностью, однако на практике трудно применим, поскольку в каждом конкретном случае потребуется выполнение оценки дозового воздействия. В связи с этим для практического применения рассмотренной концепции в [3] рекомендованы производные критерии, выраженные в единицах активности и удельной активности. Данные производные критерии, согласно [3, 95], определены исходя из условия обеспечения непревышения рассмотренного выше дозового критерия. Вместе с тем определенные в [3] производные критерии не применимы к газообразным и жидким радиоактивным средам, таким как выбросы и сбросы. В связи с этим в Методиках [15, 16] реализован более универсальный подход, предполагающий использование исключительно дозового критерия, который подробно рассмотрен в Главе 2.

Другим различием между подходами к выдаче разрешений, принятыми в Российской Федерации и МАГАТЭ, является то, что в [3, 4] предусматривается два типа разрешений – «регистрация» и «лицензия», в то время как в [13] подобная градация по типам разрешений не предусмотрена.

Для сложных установок, таких как АЭС, в [4] выдача разрешений на выбросы и сбросы РВ увязывается с жизненным циклом ОИАЭ:

- 1) выбор площадки;
- 2) проектирование;
- 3) сооружение;
- 4) ввод в эксплуатацию;
- 5) эксплуатация;
- 6) вывод из эксплуатации;
- 7) освобождение от регулирующего контроля (рис. 12 [4]).

Рассмотренный выше подход к пересмотру нормативов имплементирован и в российской нормативной практике, но без привязки к этапу жизненного цикла ОИАЭ. Несмотря на то, что Правилами [13] установлен конкретный срок действия разрешений на выбросы (сбросы), равный семи годам, любые изменения технологических процессов и иных условий, влияющих на радиационную обстановку в районе расположения организации (табл. № 8), в т. ч. изменение этапа жизненного цикла ОИАЭ, являются условиями для пересмотра разрешений и установленных ими значений нормативов. Очевидно и то, что переход ОИАЭ от одного этапа его жизненного цикла к другому потребует, на основании [15, 16], пересмотра установленных величин ПДВ и ДС.

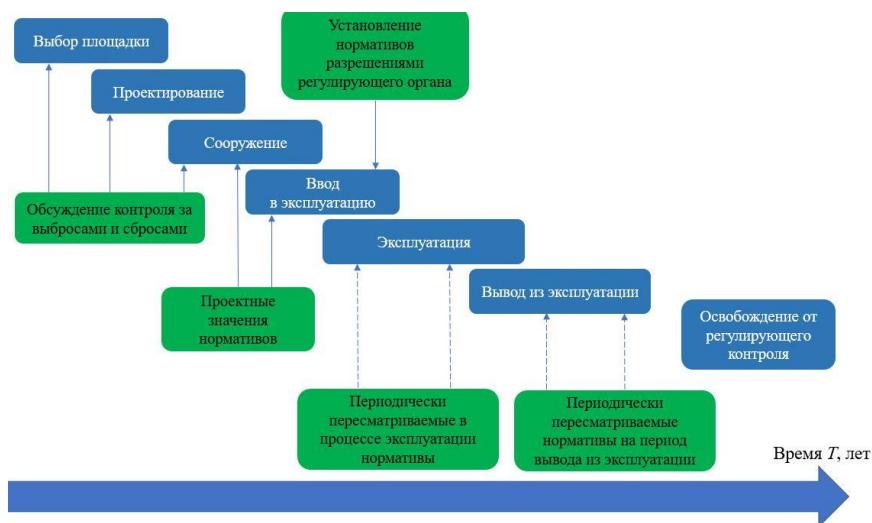


Рис. 12. Установление нормативов на разных стадиях жизненного цикла объекта использования атомной энергии [4]

1.4. Нормативные основы контроля выбросов и сбросов

В соответствии с подходом МАГАТЭ [3] ответственность за соблюдение установленных регулирующим органом нормативов выбросов и (или) сбросов несет обладатель разрешения на выбросы и (или) сбросы. Аналогичный подход принят на законодательном уровне и в Российской Федерации: в соответствии с [96], нарушение условий действия разрешения на выброс вредных веществ в атмосферный воздух и нарушение правил водопользования при сбросе сточных вод в водные объекты влекут за собой административную ответственность вплоть до приостановления деятельности организации, осуществляющей выбросы и (или) сбросы.

Действие ФНП в области использования атомной энергии (например, [17–22]), которые, как было показано выше в разделе 1.3, составляют нормативную основу для государственного контроля радиоактивных выбросов и сбросов, распространяется только на такие РВ, активность которых больше установленных ФНП значений [89]. Важно отметить, что упомянутые значения определяются в соответствии с [97], распространяющимися на организации, для которых должны быть установлены нормативы ПДВ и (или) ДС. Таким образом, на основании Методик [15, 16], из которых следует, что нормативы ПДВ и (или) ДС должны устанавливаться только для тех источников выбросов и (или) сбросов организаций, активность РВ в которых создает годовую

эффективную дозу облучения населения «без учета рассеивания», превышающую 10 мкЗв/год, и [97], ФНП могут служить основой для контроля выбросов и (или) сбросов организацией даже в том случае, если организацией не ведется обращение с ядерными материалами или РВ с активностью выше значений, установленных в приложении № 1 к [97] или с РАО с активностью выше критериев отнесения отходов к РАО [53].

Важно отметить, что [97] устанавливают ряд требований к контролю радиоактивных выбросов и сбросов. Например, в соответствии с [97], учет радионуклидов, выбрасываемых в атмосферный воздух, или радионуклидов, сбрасываемых в водный объект, ведется в журналах, где отражаются:

- сведения о времени и месте отбора проб;
- объем и расход выбрасываемой или сбрасываемой среды;
- объемная активность радионуклидов в выбросах или сбросах;
- фактический выброс или сброс.

Таким образом, существующие нормативные основания для государственного контроля за выбросами и сбросами создают возможность принять меры регулирующего воздействия в отношении организации за несоблюдение требований по производственному контролю выбросов и (или) сбросов, в том числе за отсутствие установленных разрешением нормативов ПДВ РВ и (или) ДС РВ.

В [21], наряду с [97], установлен ряд требований, касающихся контроля выбросов и сбросов. Так, согласно [21], для каждого источника выброса (сброса) РВ должны контролироваться и регистрироваться такие характеристики выбросов (сбросов), как:

- расход воздуха (газа), качественный и количественный радионуклидный состав, суммарная активность радионуклидов в выбросе, усредненная за сутки, за месяц и за год (при выбросе);
- расход жидкости, качественный и количественный радионуклидный состав, усредненная суммарная активность радионуклидов в сбросе, усредненная за сутки, за месяц и за год (при сбросе).

В отношении сбросов АЭС рассмотренные выше требования [21] несколько шире: согласно [98], помимо соблюдения требований к необходимости контроля суммарной активности сбросов и объемной активности содержащихся в них радионуклидов, перечень которых установлен в соответствии с нормативными правовыми актами, расхода и температуры сбрасываемых потоков, эксплуатирующей организацией должна быть обеспечена непрерывность этого контроля.

Положения, схожие с рассмотренными выше, изложены в руководствах по безопасности МАГАТЭ [99, 100]. Так, согласно [100], при нормальной эксплуатации во всех ситуациях необходимо предусмотреть точное определение объема выброшенной или сброшенной

среды как функции от времени, чтобы общая активность, сброшенная за определенный период времени, могла быть рассчитана на основе измерений концентрации активности, а, в соответствии с [99], оборудование для мониторинга выбросов и сбросов РВ должно позволять определять общую активность и радионуклидный состав выбрасываемых в атмосферный воздух и (или) сбрасываемых в водный объект радиоактивных сред. При этом, согласно указанному пункту, это может быть реализовано как с помощью измерений выбрасываемой (сбрасываемой) среды в непрерывном режиме, так и с помощью лабораторного анализа отобранных проб выбрасываемой (сбрасываемой) среды.

Для контроля выбросов и сбросов РВ, согласно [21], устанавливаются КУ выбросов и сбросов за сутки и месяц, значения которых должны быть ниже значений установленных нормативов. Данное требование является имплементацией в российскую нормативную практику подхода МАГАТЭ, описанного в [100].

В соответствии с [101] выбор технических средств и организационных мероприятий по обращению с ГРО, а также методов и средств технологического контроля должен проводиться с учетом ряда факторов, влияющих на безопасность, в том числе – радионуклидного состава и минимальных значений объемных активностей радионуклидов, подлежащих государственному учету и нормированию, в выбросах в атмосферный воздух. Данное требование также является имплементацией в отечественную нормативную практику подхода МАГАТЭ, описанного в [100]. Рекомендации Ростехнадзора по методам и средствам контроля за выбросами и сбросами РВ изложены в руководствах по безопасности [26, 27] и рассмотрены в Главе 3.

Следует различать регулярные измерения активности выбросов и сбросов, необходимость которых установлена в [21], и инвентаризацию источников и выбрасываемых (сбрасываемых) РВ, необходимость которой установлена ст. 67 [1] и ст. 22 [2]. Так, в соответствии с Правилами [13], данные инвентаризации предоставляются регулирующему органу в составе комплекта документов, прилагаемых к заявлению на получение разрешения на выбросы и (или) сбросы, что диктует необходимость ее проведения не реже одного раза в семь лет (срок действия разрешений, согласно [13]). При этом поскольку, согласно [13], данные инвентаризации являются основой для разработки нормативов ПДВ РВ и ДС РВ, утверждаемых разрешениями на выбросы и на сбросы РВ, а любые изменения технологических процессов, связанных с выбросами и сбросами РВ, в соответствии с Методиками [15, 16], потребуют пересмотра действующих нормативов, такие изменения влекут за собой необходимость проведения «внеочередной» инвентаризации. Так, из статьи 22 [2] следует необходимость корректировки данных инвентаризации стационарных

источников выбросов РВ в случаях изменения технологических процессов, замены технологического оборудования, сырья, приводящих к изменению радионуклидного состава и активности выбросов, обнаружения несоответствия между выбросами РВ и данными последней проведенной инвентаризации, а также изменения требований к порядку ее проведения.

Согласно ст. 22 [2] при проведении инвентаризации выбросов РВ могут использоваться как инструментальные, так и расчетные методы. При этом из порядка, установленного в [102], следует, что использование расчетных методов для определения величин выбросов загрязняющих веществ (в т. ч. РВ) допускается в случаях отсутствия аттестованных (как это предусмотрено частью 2 ст. 5 Федерального закона [103]) методик прямых измерений выбросов, а также в случаях отсутствия практической возможности забора проб и отсутствия практической возможности проведения инструментальных измерений выбросов (например, высокая температура газовоздушной смеси, высокая скорость потока отходящих газов, сверхнизкое или сверхвысокое давление внутри газохода, отсутствие доступа к источнику выброса). Использование расчетных методов, согласно [102], допускается также для проведения инвентаризации неорганизованных источников выбросов.

Правила разработки и утверждения методик расчета выбросов загрязняющих веществ в атмосферный воздух стационарными источниками утверждены постановлением Правительства Российской Федерации [104]. Согласно [104] все методики расчета выбросов РВ подлежат согласованию Ростехнадзором (порядок согласования определен в [105]), после чего включаются в перечень расчетных методик, ведение которого обеспечивается Минприроды России в соответствии с [106]. Методики расчета выбросов РВ в атмосферный воздух в обязательном порядке должны содержать [104]:

сведения о разработке методики и о возможности ее свободного распространения без ограничений, связанных с соблюдением авторских прав, или перечень таких ограничений;

определение области применения методики с описанием технологического процесса и перечислением сооружений, устройств, оборудования, являющихся стационарными источниками выбросов, величины которых рассчитываются с использованием методики;

перечень РВ, величины выбросов которых рассчитываются с использованием методики;

алгоритм расчета выбросов РВ и его обоснование, формулы для расчета;

пример расчета выбросов РВ с использованием методики.

При этом, в соответствии с [104], разработчиком методики расчета выбросов РВ должна быть обоснована применимость этой методики. Применимость, согласно [104], должна обосновываться путем

подтверждения сопоставимости величин выбросов, полученных с использованием заложенного в методике расчетного алгоритма, с величинами, полученными в результате измерений, выполненных в соответствии с законодательством Российской Федерации [103] юридическими лицами и индивидуальными предпринимателями, аккредитованными в соответствии с [107]. Материалы обоснования применимости методики при этом должны содержать протоколы измерений характеристик выбросов с указанием методики (метода) и средств измерений, расчет величины выбросов на основе значений, полученных в результате измерений, а также сведения об организации, выполнившей данные измерения, и ее области аккредитации.

Здесь следует привести небольшое пояснение. Прямые измерения активности выбросов, то есть такие измерения, при которых искомые значения величины получают непосредственно от средств измерений (в терминологии, определенной статьей 2 [103]), на практике, как правило, не выполнимы. В связи с этим для регистрации активности выбросов за сутки, месяц и год (как это предусмотрено [21]) необходим расчет активностей выбросов на базе результатов измерений объемной активности радионуклидов в отобранных из выбросных устройств пробах и расходов воздуха за сутки, месяц и год. Следовательно, результаты расчета величин активности выбросов с помощью алгоритма, заложенного в расчетной методике, должны сопоставляться с величинами активности выбросов, также определенными расчетным способом на основе результатов инструментальных измерений.

На случай отсутствия практической возможности проведения инструментальных измерений характеристик выбросов (к примеру, при высоких температурах выбрасываемой газовой смеси, высоких скоростях потока отходящих газов или в случаях неорганизованных стационарных источников) в [104] допускается использование при обосновании применимости методики расчета выбросов РВ расчетов на основе материально-сырьевого баланса технологического процесса, физико-химических закономерностей процессов образования выбросов или показателей удельных величин выбросов от однотипного оборудования. В таком случае методика расчета выбросов РВ, в соответствии с [104], может считаться применимой, только если расхождение между величинами активности выбросов, полученными с использованием заложенного в методике алгоритма, и величинами активности выбросов, полученными на основе инструментальных измерений или расчета на основе материально-сырьевого баланса технологического процесса, физико-химических закономерностей процессов образования выбросов или показателей удельных величин выбросов от однотипного оборудования, не превышает 25 %.

Кроме того, в [104] допускается использование при обосновании применимости методик расчета выбросов РВ метеорологических и (или) климатических данных (в случае если такие данные получены юридическими лицами, имеющими лицензию на деятельность в области гидрометеорологии и смежных с ней областях). Из этого следует, что для обоснования применимости могут также использоваться и данные мониторинга содержания РВ в объектах окружающей среды в районе расположения организации, осуществляющей выбросы (в случае если они получены аккредитованными юридическими лицами и индивидуальными предпринимателями), поскольку в совокупности с использованием моделей переноса РВ в атмосферном воздухе (Приложение А), основывающихся на метеорологических и климатических данных, они также позволяют выполнить оценку активности выброса.

Для полноценного регулирования выбросов и сбросов РВ важным аспектом представляется государственный контроль за соблюдением установленных нормативов выбросов и сбросов, который имеет своей целью убедиться в том, что осуществляемый эксплуатирующими организациями контроль выбросов и сбросов является достоверным.

Осуществление органами регулирования и (или) организациями их научно-технической поддержки независимого от эксплуатирующей организации контроля выбросов и сбросов ОИАЭ рекомендовано МАГАТЭ в [4, 94] в качестве наилучшей практики, которая реализуется, в том числе, с использованием расчетных методов. Применение организациями научно-технической поддержки расчетного моделирования в Российской Федерации является одним из направлений государственной политики, что определено в заявлении о политике Ростехнадзора [108].

В соответствии с рекомендованным МАГАТЭ подходом [100] результаты мониторинга радиоактивности в компонентах окружающей среды (приземный слой атмосферного воздуха, атмосферные выпадения, вода открытых водоемов, почва и т. д.) следует использовать для осуществления независимого контроля за соблюдением нормативов по выбросам и сбросам, а именно: для оценки достоверности результатов реализуемого эксплуатирующей организацией радиационного контроля за выбросами и сбросами. Существенные изменения в результатах мониторинга компонентов окружающей среды, согласно [109], могут рассматриваться в качестве основания для пересмотра оценки безопасности деятельности.

Рассмотрим использование описанного выше подхода на примере оценки достоверности контроля выбросов РВ.

В настоящее время моделью рассеивания выбросов РВ, наиболее обеспеченной экспериментально, и, следовательно, дающей более надежные результаты, является гауссова модель [81, 110, 111], использование которой предусмотрено в аттестованных программных

средствах [112, 113]. С использованием гауссовой модели и при наличии данных об активности выбросов РВ, расчетным способом можно выполнить оценки содержания радионуклидов в окружающей среде, например, в приземном слое атмосферного воздуха, атмосферных выпадениях, почве.

Использование гауссовой модели для подтверждения достоверности результатов контроля выбросов РВ результатами мониторинга окружающей среды покажем на примере выбросов ^3H канадскими АЭС «Дарлингтон» и «Пиккеринг» [114] (рис. 13).

В табл. № 9 представлено сравнение результатов расчетных оценок объемной активности ^3H в приземном слое атмосферного воздуха, выполненных авторами на основе данных об активности выбросов из [114] и данных о характерных для местности метеорологических условиях из [115], с результатами мониторинга в районах расположения АЭС «Дарлингтон» и «Пиккеринг».

АЭС «Дарлингтон»



АЭС «Пиккеринг»



 - расположение АЭС и постов контроля

Рис. 13. АЭС «Дарлингтон» и «Пиккеринг» и расположение в их районе постов контроля объемной активности радиоактивных веществ в приземном слое атмосферного воздуха

Таблица № 9

Сравнение результатов расчетных оценок объемной активности ^3H в приземном слое атмосферного воздуха в районах расположения АЭС «Дарлингтон» и «Пиккеринг» с измеренными значениями

Пост контроля	Результаты измерений, Бк/м ³	Погрешность, Бк/м ³	Фоновое значение, Бк/м ³	Расчетное значение, Бк/м ³	Отношение расчетного значения к измеренному за вычетом фона
АЭС «Дарлингтон»					
D1	1,2	1,9	0,03	0,8	0,68
D2	0,9	1	0,03	1,2	1,38
D5	0,3	0,4	0,03	0,67	2,48
D9	0,4	0,5	0,03	0,64	1,73
D10	0,2	0,2	0,03	0,15	0,88
D11	0,4	0,5	0,03	0,79	2,14
АЭС «Пиккеринг»					
P2	13,9	18,1	0,03	6,7	0,48
P3	3	3,7	0,03	1,69	0,57
P4	1,3	1,3	0,03	3,8	2,99
P6	5,8	3,8	0,03	2,5	0,43
P10	9,9	12,2	0,03	2,2	0,22
P11	2,3	3,1	0,03	1,46	0,64

Результаты сравнения, представленные в табл. № 9, показывают, что расхождения между расчетными и измеренными (за вычетом фона) значениями объемной активности ^3H в приземном слое атмосферного воздуха, определенные в местах расположения постов мониторинга в районах расположения станций, составили:

- от 68 до 248 % для АЭС «Дарлингтон»;
- от 22 до 299 % для АЭС «Пиккеринг».

С учетом того, что, согласно [111], расхождение, обусловленное погрешностью гауссовой модели при моделировании переноса примеси при длительных (годовых) выбросах на расстояниях до 10 км от источника, также не превышает двух раз (200 %), а без учета подъема шлейфа выброса не превышает 10 раз (1 000 %), полученные расчетные оценки имеют хорошую сходимость с результатами мониторинга.

В российской нормативной практике рекомендации [100, 109] в части подтверждения результатов контроля выбросов и сбросов РВ результатами мониторинга радиоактивности компонентов окружающей среды также нашел отражение. Так, в соответствии с [116], в отчетах по обоснованию безопасности АЭС должно быть показано то, каким

образом в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения АЭС обеспечивается установление корреляции результатов радиационного контроля окружающей среды с данными радиационного контроля выбросов и сбросов.

Не менее важным аспектом радиационной безопасности АЭС, согласно рекомендациям руководства по безопасности МАГАТЭ [99], является обеспечение репрезентативности пробоотбора из вытяжных вентиляционных систем. Проверка соблюдения этого требования, как следует из [117], является одним из аспектов анализа показателей эксплуатационной безопасности, выполняемого для АЭС экспертами, привлекаемыми в рамках миссий OSART. В российской нормативной практике необходимость репрезентативности пробоотбора ГРО (к которым относятся выбросы РВ, в случае если содержание радионуклидов в выбрасываемой в атмосферный воздух среде превышает значения, установленные в приложении к Критериям отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, утвержденным постановлением Правительства Российской Федерации [53]) установлена требованиями [98].

1.5. Прозрачность регулирующей деятельности

Помимо формирования нормативных требований, важным аспектом регулирующей деятельности, согласно [10], является обеспечение ее прозрачности, что предполагает создание каналов для информирования всех заинтересованных сторон о регулирующих процессах. В Российской Федерации необходимость обеспечения такой прозрачности установлена на уровне документов стратегического планирования, например, в [5]. Так, в [5] предписывается осуществление эффективной информационной поддержки обеспечения ядерной и радиационной безопасности, а совершенствование информационного обеспечения, в том числе путем выпуска на регулярной основе изданий о научно-технических и правовых аспектах обеспечения безопасности при использовании атомной энергии, в [5] определено в качестве одного из направлений реализации государственной политики. В качестве примеров реализации практики информационной поддержки по отношению к аспектам, связанным с регулированием выбросов и сбросов РВ (рис. 14), можно указать [28, 29], а также публикации [118–120], находящиеся в свободном доступе в сети Интернет [121]. Кроме того, Ростехнадзором, в соответствии с [13], обеспечивается ведение реестра выданных разрешений на выбросы и сбросы РВ [122].



Рис. 14. Информационная поддержка деятельности по регулированию выбросов и сбросов радиоактивных веществ

Значительное внимание в [5] уделено функционированию и совершенствованию систем мониторинга радиационной обстановки как важной составляющей для обеспечения ядерной и радиационной безопасности на территории Российской Федерации. Так, функционирование ЕГАСМРО [123], наряду с функционированием системы нормирования выбросов и сбросов РВ, определено в качестве инструмента реализации государственной политики [5]. Ответственность за ведение государственного мониторинга радиационной обстановки, согласно [123], возложена на Росгидромет и органы управления использованием атомной энергии (в рамках их компетенции). К числу целей и задач ЕГАСМРО относятся [123]:

регулярные наблюдения за радиационной обстановкой на территории страны (в т. ч. регулярные наблюдения за радиационным фоном, активностью радионуклидов в атмосферном воздухе, почве, поверхностных и подземных водах);

своевременное выявление изменений радиационной обстановки, оценка, прогнозирование и предупреждение возможных негативных последствий радиационного воздействия для населения и окружающей среды (в т. ч. оценка воздействия природных и антропогенных факторов на радиационную обстановку, а также анализ и прогнозирование радиационной обстановки на территории Российской Федерации;

систематическое представление оперативной информации органам государственного управления использованием атомной энергии и органам государственного регулирования безопасности в области использования атомной энергии, органам местного самоуправления, а также в заинтересованные организации для принятия необходимых мер по предотвращению или снижению радиационного воздействия.

Кроме того, в [123] предусмотрено размещение информации о радиационной обстановке в сети Интернет, что соответствует еще одной из определенных в [5] целей государственной политики в области обеспечения ядерной безопасности, а именно: цели обеспечения (разумеется, с соблюдением законодательства о государственной тайне и иной охраняемой законом тайне) доступности и открытости для общественных организаций и населения информации о радиационной обстановке и состоянии ядерной и радиационной безопасности.

Информационный ресурс [124] (рис. 15) позволяет любому пользователю получить информацию о радиационной обстановке как в режиме реального времени (в виде значений мощности дозы гамма-излучения по сети постов контроля), так и в виде результатов накопленных за год наблюдений, которые представляются в ежегодных отчетах о радиационной обстановке, например, в [88, 125–127]. В данных отчетах, помимо информации по мощности дозы, приведены сведения о радиационном фоне, а также усредненные за год результаты мониторинга содержания РВ в компонентах окружающей среды (приземном слое атмосферного воздуха, атмосферных выпадениях, почве).

Наряду с данными мониторинга окружающей среды в ежегодные отчеты о радиационной обстановке [88, 125–127] включаются сведения о фактических годовых выбросах и сбросах ОИАЭ по данным штатного радиационного контроля, а также об установленных нормативах ПДВ РВ и ДС РВ. Данная информация публикуется также и в ежегодных отчетах ОИАЭ по экологической безопасности, также находящихся в свободном доступе в сети Интернет.

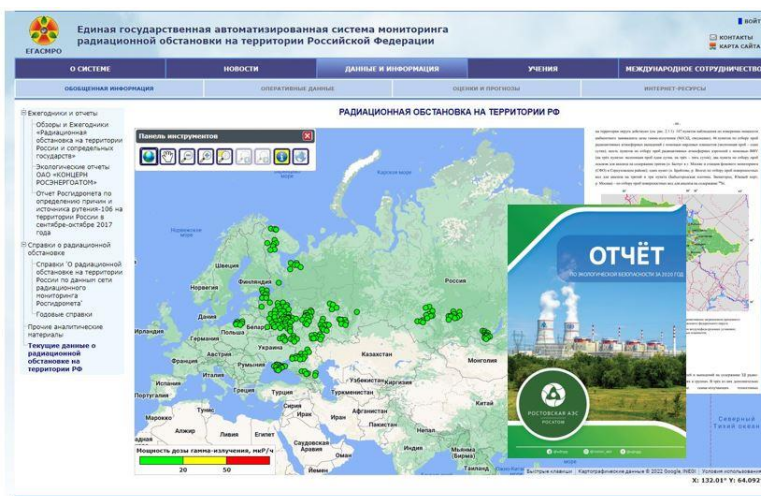


Рис. 15. Информационная поддержка мониторинга радиационной обстановки

Таким образом, рассмотренные выше инструменты информационной поддержки в полной мере обеспечивают прозрачность деятельности по регулированию выбросов и сбросов РВ в окружающую среду, как это рекомендовано в [10].

Глава 2. Методические основы нормирования выбросов и сбросов радиоактивных веществ

В Главе 1 показано, что порядок разработки нормативов выбросов и сбросов РВ в Российской Федерации установлен требованиями Методик [15, 16], а руководства по безопасности [24, 25] содержат описание рекомендованных Ростехнадзором методов расчета нормативов. Указанные документы, вместе с [23], содержащим рекомендации по оформлению документов, обосновывающих нормативы, формируют единую нормативно-методическую систему для разработки и установления нормативов. Принципы и критерии, на основании которых должна выполняться разработка нормативов, и методы расчета нормативов основаны на рекомендациях международных организаций (МАГАТЭ, МКРЗ), а также на регулирующем опыте Европейского сообщества по атомной энергии (Евратом) и стран с развитой атомной энергетикой. Учет международного опыта при формировании нормативно-методической базы нормирования выбросов и сбросов РВ напрямую продиктован «Основами государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года и дальнейшую перспективу» [5].

Важно понимать, что методология расчета нормативов базируется на использовании моделей, описывающих миграцию радионуклидов в окружающей среде и в организме человека. Все эти модели основаны на ряде предположений и допущений и имеют характерные для них погрешности. При этом данные модели в значительной степени консервативны, и, несмотря на то что с их использованием (например, на основе моделей переноса радионуклидов в окружающей среде и моделей перехода радионуклидов по пищевым цепочкам) могут быть оценены также и дозы облучения населения, создаваемые выбросами и сбросами, результаты таких оценок не будут отражать реальных дозовых нагрузок. Тем не менее именно на использовании консервативных моделей оценки базируются международные подходы к нормированию выбросов и сбросов РВ.

Рассмотрим более детально принципы, критерии и методы разработки нормативов, а также то, на чем они базируются.

2.1. Определение необходимости в нормировании

Согласно стандарту МАГАТЭ [3], важным аспектом регулирования является нормативное установление критериев, на основе которых должно приниматься решение о том, подлежит ли указанная деятельность регулированию. В качестве такого критерия в [3] указано превышение или

непревышение годовой эффективной дозой облучения лица из населения, обусловленной воздействием этой деятельности, величины 10 мкЗв/год. Рекомендации [3] учитываются и в отечественной нормативной практике.

Так, в Методиках [15, 16] установлен критерий, согласно которому нормативы выбросов и (или) сбросов РВ должны устанавливаться только для тех источников выброса и (или) сбросов, которые создают годовую эффективную дозу облучения населения «без учета рассеивания», превышающую 10 мкЗв/год. В рамках применения данного критерия консервативно предполагается, что облучаемый индивид находится непосредственно в месте, где РВ высвобождаются из источника и только начинают распространяться в окружающую среду. В расчетах данной величины используется объемная активность радионуклидов в выбрасываемой (сбрасываемой) среде.

Такой подход к выбору нормируемых источников обеспечивает оптимальный баланс между необходимостью обеспечить простоту и прозрачность принятия решения о необходимости нормирования выбросов (сбросов) из конкретного источника и стремлением установить универсальный критерий с точки зрения его применения в отношении источников, характеризующихся широким спектром разнообразных технических параметров, влияющих на величину радиационного воздействия на население.

Кроме того, использование такого подхода для выявления необходимости нормирования того или иного источника следует практике, рекомендованной МАГАТЭ в [4, 81], которая допускает использование «итерационного» процесса, в соответствии с которым консервативные упрощенные оценки (в том числе «без учета рассеивания») могут быть использованы для проверки необходимости (отсутствия необходимости) регулирования на основе дозового критерия 10 мкЗв/год, а дальнейшие комплексные оценки «с учетом рассеивания» используются уже в случае превышения данного критерия.

Согласно практике, рекомендованной в [4], нормированию в выбросах и сбросах подлежат радионуклиды, обуславливающие значительный вклад в облучение населения. Эти рекомендации также нашли отражение в Методиках [15, 16], где указано, что установление нормативов требуется в отношении тех радионуклидов в выбросах (сбросах), в отношении которых применяются меры государственного регулирования [12] и воздействием которых обусловлен 99 %-ный вклад в годовую эффективную дозу.

Перечень загрязняющих веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования (далее – Перечень) [12], включает в себя 94 радионуклида, подлежащих государственному регулированию в выбросах в атмосферный воздух,

и 81 радионуклид, подлежащий государственному регулированию в сбросах в водные объекты (Приложение Б).

Формирование Перечня [12] осуществлялось с учетом рекомендаций Евратома по контролю радионуклидов в выбросах и сбросах АЭС и предприятий по переработке отработавшего ядерного топлива [128], а также с учетом информации по выбросам радионуклидов, образующимся в результате иных видов деятельности (например, в диагностической ядерной медицине), представленной в [100, 129–131].

Основная часть радионуклидов, в отношении которых должны применяться меры государственного регулирования в выбросах и сбросах в окружающую среду, включена в Перечень [12] с учетом информации, приведенной в [128]. В число таких радионуклидов входят, к примеру, все радионуклиды группы ИРГ (^{41}Ar , ^{85}Kr , $^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{87}Kr , ^{88}Kr , ^{89}Kr , ^{133}Xe , $^{133\text{m}}\text{Xe}$, ^{135}Xe , $^{135\text{m}}\text{Xe}$, ^{137}Xe , ^{138}Xe), за исключением ^{127}Xe ; ^3H и ^{14}C ; изотопы йода, за исключением ^{123}I ; большая часть аэрозолей. Ряд радионуклидов включен в [12] по результатам анализа [131], в котором приведен список радионуклидов, поступающих в окружающую среду в результате деятельности в областях медицины, а также в областях промышленности, не связанных с использованием атомной энергии, но осуществляющих обращение с РВ. Примерами таких радионуклидов являются ^{123}I , ^{127}Xe , ^{169}Er , ^{67}Ga и др. Более подробно источники информации, на основе которых осуществлялось включение того или иного радионуклида в Перечень [12], описаны в табл. № 10.

Таблица № 10

Радионуклиды, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в Российской Федерации, и источники информации, по результатам анализа которых они включены в Перечень [12]

Группа радионуклидов	Радионуклиды	Источник информации
ИРГ	^{41}Ar , ^{85}Kr , $^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{87}Kr , ^{88}Kr , ^{89}Kr , ^{127}Xe , ^{133}Xe , $^{133\text{m}}\text{Xe}$, ^{135}Xe , $^{135\text{m}}\text{Xe}$, ^{137}Xe , ^{138}Xe	^{127}Xe – [129, 131]; остальные – [128, 129]
Тритий и радиоуглерод	^3H , ^{14}C	[128, 129, 131]
Изотопы Am и Np	^{241}Am , ^{237}Np	[128, 129]
Изотопы Ba и La	^{140}Ba , ^{140}La	[128, 129]
Изотопы Ca	^{45}Ca , ^{47}Ca	[129, 131]
Изотопы Ce, Pr	^{141}Ce , ^{144}Ce , ^{144}Pr	[128, 129]
Изотопы Cm	^{242}Cm , ^{243}Cm , ^{244}Cm	[128]

Группа радионуклидов	Радионуклиды	Источник информации
Изотопы Co	^{57}Co , ^{58}Co , ^{60}Co	^{60}Co – [128]; ^{57}Co , ^{58}Co – [128, 131]
Изотопы Cr, Mn, Ni, Zn	^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{63}Ni , ^{65}Zn	^{51}Cr – [128, 129, 131]; остальные – [128, 129]
Изотопы Cs	^{134}Cs , ^{137}Cs	[128, 129]
Изотопы Eu	^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{155}Eu	[128, 129]
Изотопы Fe	^{55}Fe , ^{59}Fe	^{55}Fe – [128, 129]; ^{59}Fe – [128, 129, 131]
Изотопы I	^{123}I , ^{129}I , ^{131}I , ^{132}I , ^{133}I , ^{135}I	^{123}I – [129, 131]; остальные – [128, 129]
Изотопы Mo, Tc	^{99}Mo , ^{99}Tc , $^{99\text{m}}\text{Tc}$	^{99}Mo – [129, 131]; ^{99}Tc – [129]; $^{99\text{m}}\text{Tc}$ – [129–131]
Изотопы Na	^{22}Na , ^{24}Na	[129, 131]
Изотопы Nb и Zr	^{95}Nb , ^{95}Zr	[128, 129]
Изотопы Pb и Po	^{210}Pb , ^{210}Po	[100, 129]
Изотопы Pu	^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Pu	[128, 129]
Изотопы Ra и Rn	^{226}Ra , ^{222}Rn	[100, 129]
Изотопы Ru	^{103}Ru , ^{106}Ru	[128, 129]
Изотопы Sb	^{122}Sb , ^{124}Sb , ^{125}Sb	[128, 129]
Изотопы Sr	^{89}Sr , ^{90}Sr	^{89}Sr – [128, 129, 131]; ^{90}Sr – [128, 129]
Изотопы Th	^{230}Th , ^{231}Th , ^{232}Th , ^{234}Th	^{230}Th , ^{231}Th , ^{234}Th – [129]; ^{232}Th – [129, 131]
Изотопы U	^{232}U , ^{233}U , ^{234}U , ^{235}U , ^{236}U , ^{238}U	[128, 129]
Другие радионуклиды	$^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{198}Au , ^{36}Cl , ^{169}Er , ^{67}Ga , ^{197}Hg , ^{111}In , ^{192}Ir , ^{42}K , ^{32}P , ^{147}Pm , ^{35}S , ^{75}Se , $^{123\text{m}}\text{Te}$, ^{201}Tl	$^{110\text{m}}\text{Ag}$, $^{123\text{m}}\text{Te}$ – [128, 129]; ^{35}S – [128, 129, 131]; ^{192}Ir – [129]; остальные – [129, 131]

Как отмечалось ранее, нормированию, в соответствии с [15, 16], подлежат источники выбросов и сбросов, создающие годовую эффективную дозу облучения населения «без учета рассеивания», превышающую 10 мкЗв/год. Рассмотрим рекомендации [24, 25] по методам расчета таких доз.

Соотношение для расчета годовой эффективной дозы «без учета рассеивания», обусловленной выбросами РВ в атмосферу (за исключением ^3H и ^{14}C) из организованных источников, приведенное в [24], представляет собой сумму четырех компонентов, каждая из которых характеризует тот или иной путь облучения населения (от облака,

от загрязненной поверхности земли, ингаляция, потребление загрязненной местной сельскохозяйственной продукции), учет которых продиктован требованиями Методики [15]:

$$D_i^{б.р.} = \sum_r (D_i^{б.р., обл.} + D_i^{б.р., пов.} + D_i^{б.р., инг.} + D_i^{б.р., пищ.}), \quad (1)$$

где r, i – индексы радионуклида и источника выбросов, соответственно;

$D_i^{б.р., обл.}$ – годовая эффективная доза «без учета рассеивания» от внешнего облучения, связанного с пребыванием облучаемого лица в облаке выброса, Зв/год;

$D_i^{б.р., пов.}$ – годовая эффективная доза «без учета рассеивания» от внешнего облучения, связанного с пребыванием облучаемого лица на загрязненной радионуклидами поверхности земли, Зв/год;

$D_i^{б.р., инг.}$ – годовая эффективная доза «без учета рассеивания» от внутреннего облучения, связанного с ингаляцией радионуклидов, Зв/год;

$D_i^{б.р., пищ.}$ – годовая эффективная доза «без учета рассеивания» от внутреннего облучения, связанного с потреблением загрязненных радионуклидами продуктов питания местного сельскохозяйственного производства, Зв/год.

Для расчета величин, входящих в соотношение (1), в [24] рекомендовано использование формул (2)–(5), основанных на рекомендованных МАГАТЭ [81] скрининговых моделях, разработанных для расчета величин радиационного воздействия посредством упрощенной, но консервативной оценки, в целях определения того, можно ли пренебречь этим воздействием либо необходим более детальный анализ. Использование таких моделей, согласно [24], является одним из первых шагов при определении необходимости (отсутствия необходимости) в выдаче разрешений.

$$D_i^{б.р., обл.} = 3,15 \cdot 10^7 \cdot \frac{Q_{r,i}}{W_i} \cdot R_{обл.}^r, \quad (2)$$

где $Q_{r,i}$ – активность годового выброса r -го радионуклида из i -го источника, Бк/год;

W_i – среднегодовой расход воздуха из i -го источника, м³/год;

$R_{обл.}^r$ – коэффициент дозового преобразования при внешнем облучении человека от облака для радионуклида r , (Зв·м³)/(с·Бк);

$3,15 \cdot 10^7$ – число секунд в одном году.

$$D_i^{б.р., пов.} = 3,15 \cdot 10^7 \cdot V_d^r \cdot \frac{Q_{r,i}}{W_i} \cdot \frac{R_{пов.}^r}{\lambda^r + \lambda_b}, \quad (3)$$

где $R_{\text{пов}}^r$ – коэффициент дозового преобразования при внешнем облучении человека от радиоактивно загрязненной поверхности без учета глубинного распределения для радионуклида r , (Зв·м²)/(с·Бк);

V_d^r – скорость сухого осаждения радионуклида r на подстилающую поверхность, м/с;

λ^r – постоянная радиоактивного распада радионуклида r , с⁻¹;

λ_b – постоянная, характеризующая спад мощности дозы γ -излучения от загрязненной поверхности земли за счет экранирования верхними слоями почвы, диффузии вглубь и выведения радионуклидов из нее за счет различных процессов, кроме радиоактивного распада, с⁻¹.

$$D_{r,i}^{\text{б.п., инг.}} = 3,15 \cdot 10^7 \cdot \frac{Q_{r,i}}{W_i} \cdot \epsilon_{\text{инг.}}^r \cdot U_{IH}^r, \quad (4)$$

где U_{IH}^r – интенсивность вдыхания для лиц возрастной группы, которая является критической по поступлению радионуклида r за счет ингаляции, м³/с;

$\epsilon_{\text{инг.}}^r$ – коэффициент дозового преобразования при ингаляции радионуклида r , Зв/Бк.

$$D_i^{\text{б.п., пищ.}} = 3,15 \cdot 10^7 \cdot \sum_f \alpha_f \cdot I_{r,f} \cdot \epsilon_{\text{пищ.}}^r \cdot V_d^r \cdot \frac{Q_{r,i}}{W_i} \cdot (K_1^{r,f} + K_2^{r,f}), \quad (5)$$

где $I_{r,f}$ – годовое потребление продукта f лицом из возрастной группы, которая является критической по пероральному поступлению радионуклида r с пищевыми продуктами, кг/год;

α_f – доля потребления продуктов местного сельскохозяйственного производства в общем потреблении продуктов, безразмерная величина;

$\epsilon_{\text{пищ.}}^r$ – коэффициент дозового преобразования при пероральном поступлении радионуклида r , Зв/Бк;

$K_1^{r,f}$ – коэффициент перехода «выпадение из атмосферы – поступление в продукт» радионуклида r в продукт питания f по воздушному пути, м²·год/кг;

$K_2^{r,f}$ – коэффициент перехода «выпадение из атмосферы – поступление в продукт» радионуклида r в продукт питания f по корневому пути, м²·год/кг.

Под критическими группами лиц из населения, упомянутыми в описании к соотношениям (2)–(5), понимаются группы лиц из населения (не менее 10 человек), однородные по одному или нескольким признакам: полу, возрасту, социальным или профессиональным условиям, месту проживания, рациону питания, которые подвергаются наибольшему радиационному воздействию по данному пути облучения от данного

источника излучения. В [54] и публикации МКРЗ [132] выделяется шесть таких групп (табл. № 11).

Таблица № 11

Критические группы населения и их обозначения [54, 132]

Критическая группа	Дети до 1 года	Дети в возрасте 1–2 года	Дети в возрасте 2–7 лет	Дети в возрасте 7–12 лет	Дети в возрасте 12–17 лет	Взрослые (старше 17 лет)
Обозначение	#1	#2	#3	#4	#5	#6

Для определения критической группы лиц из населения по ингаляционному и пероральному путям облучения в [24] рекомендован к использованию простой алгоритм, заключающийся в выполнении оценок величин произведений $U_{IH}^r \cdot \epsilon_{инг.}^r$ или $I_{r,f} \cdot \epsilon_{пищ.}^r$ для каждой из групп и выборе в качестве критической той группы, для которой оцененные величины максимальны.

Формулы (1)–(5), как отмечалось выше, рекомендованы в [24] для расчета доз «без учета рассеивания» для всех радионуклидов, кроме ^3H и ^{14}C , для которых расчет этих величин в отношении выбросов из организованных источников, согласно [24], может быть выполнен следующим образом:

$$D_{^3\text{H},i}^{б.р.} = \frac{Q_{^3\text{H},i}}{W_i \cdot H} \cdot g_{^3\text{H}}, \quad (6)$$

$$D_{^{14}\text{C},i}^{б.р.} = \frac{Q_{^{14}\text{C},i}}{W_i \cdot \gamma} \cdot g_{^{14}\text{C}}, \quad (7)$$

где $Q_{^3\text{H},i}$ и $Q_{^{14}\text{C},i}$ – активности годовых выбросов ^3H и ^{14}C из источника i , Бк/год;

$g_{^3\text{H}}$ и $g_{^{14}\text{C}}$ – дозовые коэффициенты для ^3H и ^{14}C , (Зв·л)/(Бк·год) и (Зв·г)/(Бк·год), соответственно;

H – абсолютная влажность воздуха, л/м³;

γ – параметр, характеризующий концентрацию углерода в воздухе, соответствующую средней концентрации CO_2 в атмосфере 0,033 об. %.

Соотношения (6), (7) основаны на рекомендованных МАГАТЭ в [81] моделях оценки дозового воздействия от ^3H и ^{14}C .

Модели для оценки дозового воздействия ^3H [81] предполагают, что данный радионуклид переносится в окружающую среду и включается

в организм человека через его связь с молекулами воды. Также предполагается, что концентрация ^3H в организме человека определяется концентрацией этого радионуклида в водяном паре, присутствующем в атмосферном воздухе. Также в [81] отмечено, что погрешностями, связанными с предположением о том, что концентрация ^3H в организме человека равна концентрации этого радионуклида в атмосфере при использовании этих консервативных моделей, можно пренебречь. Дозовый коэффициент $g_{3\text{H}}$, значение которого в [81] рекомендовано принять равным $2,6 \cdot 10^{-8}$ (Зв·л)/(Бк·год), связывает активность выбросов с дозой, получаемой организмом человека с учетом как внешнего (через кожные покровы), так и внутреннего облучения (ингаляционно и перорально).

Модели для оценки дозового воздействия ^{14}C [81] основаны на следующих предположениях:

1) поступление ^{14}C в организм человека обусловлено преимущественно пероральным путем, а вклад остальных путей облучения не превышает 1 %;

2) выброшенный в атмосферный воздух ^{14}C связывается с молекулами CO_2 и фиксируется в тканях растений вследствие фотосинтеза;

3) образованные таким образом органические молекулы переносятся вместе со стабильным ^{12}C в человеческий организм по пищевым цепочкам. Дозовый коэффициент $g_{^{14}\text{C}}$, значение которого в [81] рекомендовано принять равным $5,6 \cdot 10^{-5}$ (Зв·г)/(Бк·год), связывает активность выбросов с дозой, получаемой организмом человека при пероральном поступлении в него ^{14}C .

Для неорганизованных площадных источников расчет годовых эффективных доз «без учета рассеивания» в [24] рекомендовано выполнять с помощью соотношений, аналогичных соотношениям (1)–(7), но в которых вместо отношений активностей годовых выбросов к расходам $Q_{r,i}/W_i$ используется максимальная на множестве рассматриваемых направлений ветра (румбов) приземная активность r -го радионуклида в воздухе на краю площадного источника. Она может быть определена путем произведения интенсивности выброса, выраженной в Бк/с, на величину среднегодового фактора метеорологического разбавления⁴, рассчитанного на краю площадного источника. Также приземная активность может быть определена путем инструментальных измерений.

Для оценки интенсивности выбросов ^3H из брызгальных бассейнов, к примеру, могут быть использованы описанные в [85, 133]

⁴ Величина, характеризующая отношение среднегодовой объемной активности радионуклида в приземном слое атмосферного воздуха к среднегодовой активности его выброса в атмосферу (раздел 2.2 и Приложение А).

термодинамический и теплофизический подходы. Термодинамический подход реализует оценку интенсивности выброса по разности парциальных давлений насыщенных паров воды над поверхностью бассейна и в атмосферном воздухе вне бассейна, а теплофизический подход – на основе разности температур воды на входе и выходе из брызгального бассейна. При этом из [133] следует, что использование теплофизического подхода дает более высокие оценки мощности выбросов ^3H .

Далее рассмотрим методологию оценок годовых эффективных доз облучения населения «без учета рассеивания» от сбросов РВ. В соответствии с [16, 25] следует учитывать все потенциально возможные и характерные для местности пути облучения населения, в том числе:

внешнее облучение: купание, добыча (вылов) водных биологических ресурсов, изъятие объектов аквакультуры, удовлетворение личных и бытовых нужд (пребывание на пляже, пребывание в поймах рек, пребывание на орошаемых сельскохозяйственных угодьях);

внутреннее облучение: потребление продукции из водных биоресурсов и объектов аквакультуры, потребление питьевой воды, потребление плодоовощной продукции с орошаемых сельскохозяйственных угодий, выпас скота на орошаемых пастбищах (потребление молока и мяса), а также вдыхание загрязненной радионуклидами пыли при сельскохозяйственных работах.

В общем виде соотношение для расчета годовой эффективной дозы облучения населения «без учета рассеивания» от сбросов радионуклида r может быть выражено следующим образом [25]:

$$D_r^{\text{б.р.}} = \sum_{k_{\text{внеш.}}} \left(A_{V,r} \cdot F_{r,\text{внеш.}k} \cdot \tau_{k,\text{внеш.}} \right) + A_{V,r} \cdot F_{r,\text{инг.}} \cdot I_{\text{инг.}} \cdot \tau_{\text{ор.}} \cdot K_{\text{пыль},r} + \sum_{k_{\text{внутр.}}} \left(A_{V,r} \cdot F_{r,\text{пищ.}} \cdot K_{r,k,\text{внутр.}} \cdot P_{k,\text{внутр.}} \right), \quad (8)$$

где k – индекс, обозначающий путь внешнего или внутреннего облучения;

$A_{V,r}$ – объемная активность r -го радионуклида в сбрасываемой водной среде, Бк/м³;

$F_{r,\text{внеш.}k}$ – дозовый коэффициент внешнего облучения для k -го пути внешнего облучения (Зв·м³)/(Бк·год);

$\tau_{k,\text{внеш.}}$ – время в долях года, затрачиваемое на вид водопользования, связанный с k -м путем внешнего облучения, безразмерная величина;

$F_{r,\text{пищ.}}$ – коэффициент дозового преобразования при пероральном пути поступления, Зв/Бк;

$K_{r,k,\text{внутр.}}$ – коэффициент перехода радионуклида r в пищевой продукт по пищевым цепочкам, м³/кг;

$P_{k,\text{внутр.}}$ – потребление продукта питания местного сельскохозяйственного производства, кг/год;

$F_{r,\text{инг.}}$ – дозовый коэффициент для ингаляции, Зв/Бк;

$I_{\text{инг.}}$ – объем вдыхаемого человеком воздуха за год, м³/год;

$\tau_{\text{ор}}$ – время в долях года, затрачиваемое на пребывание на орошаемой территории, безразмерная величина;

$K_{\text{пыль, r}}$ – коэффициент, характеризующий переход радионуклидов из воды, используемой для орошения, через почву в воздух за счет вторичного ветрового подъема пыли и за счет подъема пыли в результате пахоты, безразмерная величина.

Для ${}^3\text{H}$, при наличии его в сбросах, соотношение для расчета создаваемой им годовой эффективной дозы облучения населения «без учета рассеивания», основанное на изложенной в [81] модели, консервативно предполагающей, что концентрация ${}^3\text{H}$ в организме человека равна концентрации этого радионуклида в воде, может быть выражено в следующем виде:

$$D_{{}^3\text{H}}^{\text{б.р.}} = 0,001 \cdot A_{V, {}^3\text{H}} \cdot g_{{}^3\text{H}}, \quad (9)$$

где $g_{{}^3\text{H}}$ – дозовый коэффициент, учитывающий как внешнее, так и внутреннее облучение от ${}^3\text{H}$, равный $2,6 \cdot 10^{-8}$ (Зв·л)/(Бк·год) [25, 81];

$A_{V, {}^3\text{H}}$ – объемная активность ${}^3\text{H}$ в сбросах, Бк/м³.

Рассмотренные в данном разделе соотношения для расчета годовых эффективных доз «без учета рассеивания» предусматривают использование дозовых коэффициентов, связывающих годовые эффективные дозы облучения населения, обусловленных тем или иным путем внешнего и внутреннего облучения, с активностью годовых выбросов или сбросов. Некоторые из них, например $\epsilon_{\text{пищ.}}^r$ и $F_{r, \text{пищ.}}$, $\epsilon_{\text{инг.}}^r$ и $F_{r, \text{инг.}}$, несмотря на разные обозначения, имеют одинаковый смысл.

Рекомендованные в [24, 25] значения данных дозовых коэффициентов внешнего облучения (от облака, от загрязненных радионуклидами почвы и воды) основываются на опубликованных МКРЗ данных по радиоактивному распаду радионуклидов [134] и на использовании серии стилизованных фантомов (содержащих как мужские, так и женские репродуктивные органы), соответствующих различным возрастным группам, первоначально разработанных в Оукриджской национальной лаборатории [135].

Приведенные в [54] значения дозовых коэффициентов для ингаляции основаны на модели, изложенной в публикации МКРЗ [136]. Для излучения, испускаемого радионуклидами, инкорпорированными в органы или ткани тела человека, распределение поглощенной дозы в органах или тканях зависит от распределения радионуклидов, проникающей способности и пробега испущенного излучения. Оно также зависит и от структуры органа или ткани (например, «полостные» органы, такие, как мочевой пузырь и дыхательные пути респираторного тракта, а также крайне неравномерная комбинация минеральных веществ в костной

ткани активного и неактивного костного мозга). Распределение поглощенной дозы для радионуклидов, испускающих альфа-частицы, низкоэнергетические бета-частицы или электроны Оже, также может быть крайне неравномерным. Согласно [47] такая неравномерность особенно характерна и при отложении радионуклидов в респираторном тракте. В таких ситуациях средняя поглощенная доза, усредненная по всему органу или ткани, считается неподходящим параметром для дозовых оценок при оценках вероятности стохастического поражения. Разработанная МКРЗ модель для респираторной системы [136] учитывает в расчетах средней поглощенной дозы в респираторном тракте распределение радионуклидов и расположение пулов чувствительных клеток. В этом случае доза, оцененная в определенном отделе данного органа, считающемся мишенью для развития радиационно-индуцированного рака, и считается средней дозой.

Приведенные в [54] значения дозовых коэффициентов для перорального поступления основываются на публикации МКРЗ [47]. Методология, используемая для определения значений дозовых коэффициентов внешнего и внутреннего облучения, более подробно рассмотрена в Приложении В.

Формулы (5) и (8) также оперируют такими величинами, как коэффициенты перехода радионуклидов по пищевым цепочкам, которые характеризуют поступление радионуклидов из атмосферных выпадений или загрязненной в результате сбросов воды водного объекта в тот или иной продукт питания. В [24] рекомендовано рассматривать три группы сельскохозяйственной продукции местного производства – молоко, мясо и овощи, а в [25], в дополнение к указанным группам, рассматривается рыба, вылов которой осуществляется местным населением.

Для групп «молоко», «мясо» и «овощи» в [24, 25] коэффициенты перехода рекомендовано определять с использованием расчетных соотношений, основанных на моделях, описанных в [81].

В соотношениях для расчета коэффициентов перехода радионуклидов в продукты питания группы «овощи», приведенных в [24], учитывается путь поступления радионуклидов, связанный с оседанием радионуклидов из облака выброса на поверхности растений (воздушный путь), и путь, связанный с поступлением радионуклидов в корни растений из загрязненной радионуклидами в результате выбросов почвы (корневой путь). Для групп продуктов «молоко» и «мясо» в соотношениях, приведенных в [24], учитывается поступление радионуклидов в организм мясо-молочного скота в результате его выпаса на загрязненных радионуклидами территориях, а также в результате поедания им сельскохозяйственных кормов, выращенных на загрязненных территориях.

В соотношениях для расчета коэффициентов перехода радионуклидов в продукты питания группы «овощи», приведенных в [25],

учитывается путь поступления радионуклидов, связанный с оседанием радионуклидов на поверхности растений в результате их полива загрязненной водой, и путь, связанный с переходом радионуклидов из почвы территорий, орошаемых загрязненной водой, в корни растений. Для групп продуктов «молоко» и «мясо» в соотношениях из [25] учитывается поступление радионуклидов в организм мясо-молочного скота в результате его выпаса на орошаемых загрязненной водой территориях и в результате водопоя из водного объекта, в который осуществляются сбросы.

В рекомендованных в [24, 25, 81] моделях предполагается, что формируемое указанным выше образом облучение населения происходит в течение 30 лет. Для учета прямого оседания радионуклидов используются коэффициенты удержания α_1 (для кормовых культур) и α_2 (для выращиваемой для целей потребления населением сельскохозяйственной продукции). Для учета корневого пути поступления радионуклидов в растения в [24, 25, 81] предусмотрено использование констант F_V и F_{V1} , которые характеризуют переход радионуклидов из корневого слоя почвы в съедобную часть растения (рекомендованные значения приведены в [24, 25, 81]).

Первоначальные концентрации радионуклидов, выпадающих на поверхность почвы, на которой выращиваются сельскохозяйственные культуры, будут снижаться за счет эрозии почвы, смешивания с незагрязненной почвой в результате вспашки, поверхностного стока, миграции вглубь почвы за счет выщелачивания и, разумеется, процесса радиоактивного распада. Другим важным явлением является включение радионуклидов в матрицу минеральных частиц почвы. Особенно важным данный процесс, согласно [81], является для изотопов Cs и Sr. Также концентрация радионуклидов в почве снижается за счет поглощения корнями растений и последующего сбора урожая. Для целей учета всех этих процессов в [81] предусмотрено использование константы λ_s . В [81] для изотопов Cs и Sr рекомендовано принимать значение λ_s равным $0,00014 \text{ сут}^{-1}$, а для иных радионуклидов – равным 0.

Выведение радионуклидов с поверхности растений также обусловлено целым рядом процессов помимо радиоактивного распада. В [81] такие процессы (например, смыв радионуклидов с поверхности растений осадками или при поливе, ресуспендирование, опадание листьев, выпас домашнего скота и др.) учитываются с помощью константы λ_w , рекомендованное значение для которой составляет $0,05 \text{ сут}^{-1}$. Также в рамках данной модели учитывается время (в течение вегетационного периода), в течение которого происходит улавливание радиоактивных выпадений поверхностью растений (параметр t_e), и временной период между сбором урожая и потреблением сельскохозяйственного продукта (параметр t_h).

Также в моделях [81] используются параметры $F_{\text{молоко}}^m$ и $F_{\text{мясо}}^m$, характеризующие переход радионуклидов из кормовых культур в молоко или мясо домашнего скота, и параметр f_p , который характеризует период времени в течение года, когда скот питается подножным кормом.

Рекомендованные в [25] значения коэффициентов перехода для рыбы приняты на основе [82, 83]. Более подробно данные коэффициенты рассмотрены в Приложении Г.

Для определения перечней радионуклидов, подлежащих нормированию в выбросах и сбросах, в [24, 25] рекомендованы к использованию следующие алгоритмы.

Согласно [24] для определения радионуклидов в выбросах из источника, для которых должны устанавливаться нормативы ПДВ РВ, рекомендуется выполнить следующие действия:

для каждого радионуклида, входящего в состав выброса из данного источника и включенного в Перечень [12], определить вклад в годовую эффективную дозу, используя следующее соотношение:

$$\eta_i = \frac{D_{r,i}^{\text{б.п.}}}{\sum_r D_{r,i}^{\text{б.п.}}}; \quad (10)$$

произвести суммирование отношений доз в порядке убывания их значений до достижения суммой значения, большего или равного 0,99;

определить перечень радионуклидов, для которых должны быть установлены нормативы, по количеству отношений, формирующих сумму, большую или равную 0,99.

Согласно [25] для определения радионуклидов в сбросах из источника, для которых должны устанавливаться нормативы ДС РВ, рекомендуется выполнить аналогичные действия, за исключением того, что вклады оцениваются для годовой эффективной дозы облучения населения «с учетом рассеивания», для определения которой рекомендовано использование следующего соотношения:

$$D_r = \sum_k Q_r \cdot \Phi_{r,l} \cdot \frac{\delta}{\text{МУА}_{r,k}}, \quad (11)$$

где Q_r – годовой сброс r -го радионуклида, Бк/год;

$\Phi_{r,l}$ – фактор разбавления для r -го радионуклида на l -ом участке водного объекта, год/м³;

δ – квота от ПД, выделенная для данной организации на сбросы РВ, Зв/год;

$\text{МУА}_{r,k}$ – максимальная удельная активность r -го радионуклида для k -го пути внешнего или внутреннего облучения, Бк/м³.

Под величинами МУА в [16, 25] понимаются предельные значения удельной активности РВ в воде водоема – приемника сбросов организации, при достижении которых все еще будет обеспечиваться соблюдение условия неперевышения квоты от ПД, выделенной для организации на сбросы РВ. Методология расчета величин МУА описана в разделе 2.3.

Различие в рекомендованных алгоритмах для определения перечней подлежащих нормированию радионуклидов в выбросах и сбросах обусловлено следующим. В соответствии с Методикой [16] выбор подлежащих нормированию радионуклидов должен оцениваться по вкладу в годовую эффективную дозу, рассчитанную именно «с учетом рассеивания», в то время как в Методике [15] то, каким именно образом («с учетом рассеивания» или «без учета рассеивания») должна определяться годовая эффективная доза облучения населения при определении перечня нормируемых радионуклидов, не конкретизировано. При этом оба способа дают очень близкий результат, что наглядно продемонстрировано на примере выбросов российских АЭС в [120]. В связи с этим в целях упрощения процедуры определения нормируемых радионуклидов в [24] рекомендован подход с использованием годовой эффективной дозы, рассчитанной «без учета рассеивания».

Следует обратить внимание на еще одну важную рекомендацию к определению перечней нормируемых радионуклидов в выбросах и сбросах, содержащуюся в [24, 25]. В п. 31 [24], а также в п. 34 [25] рекомендовано для случая, когда содержащийся в выбросах (сбросах) радионуклид отсутствует в Перечне [12], не исключать его из рассмотрения на предмет необходимости установления для него нормативов ПДВ (ДС) и оценить его дозовый вклад и, в случае если этот радионуклид, наряду с другими радионуклидами из Перечня [12], формирует в совокупности дозовый вклад не менее 99 %, включать его в перечень радионуклидов, подлежащих нормированию в выбросах (сбросах) из источника. Тем самым в [24, 25] учитывается судебная практика [137], согласно которой, превышение в компонентах окружающей среды концентрации загрязняющего вещества, не включенного в Перечень [12], по сравнению с концентрацией этого вещества на сопредельной территории аналогичного целевого назначения и вида использования, может свидетельствовать о причинении вреда окружающей среде.

Использование установленных в Методиках [15, 16] критериев для определения перечней подлежащих нормированию радионуклидов характеризуется большей, по сравнению с ранее использовавшимися подходами, ориентированностью на нормирование именно тех радионуклидов, которые являются значимыми с точки зрения их радиационного воздействия. Так, к примеру, в [120] показано (табл. № 12 и 13), что использование Методики [15] для определения подлежащих нормированию радионуклидов в выбросах АЭС с реакторами

типов ВВЭР и РБМК, в том числе и за счет учета радионуклидов, для которых в [8] не регламентировано установление нормативов (такие, как ^3H и ^{14}C , нормирование выбросов которых принято международным сообществом [128, 129, 131]), формирует более представительный (по вкладу в дозовое воздействие на население) перечень радионуклидов, чем в [8].

Таблица № 12

Результаты расчета годовой эффективной дозы без учета рассеивания от выбросов нормируемых радионуклидов АЭС с энергоблоками типов ВВЭР и РБМК [120]

Тип энерго-блока	Годовая эффективная доза без учета рассеивания, Зв			Отношения доз	
	От всех РВ $D_{б.р. полн.}$	От РВ, нормируемых по [15] $D_{б.р.[15]}$	От РВ, нормируемых по [8] $D_{б.р.[8]}$	$D_{б.р.[15]}/D_{б.р.полн}$	$D_{б.р.[8]}/D_{б.р.полн}$
ВВЭР	$3,0 \cdot 10^{-2}$	$2,9 \cdot 10^{-2}$	$8,9 \cdot 10^{-3}$	0,99	0,30
РБМК	$9,3 \cdot 10^{-2}$	$9,2 \cdot 10^{-2}$	$8,2 \cdot 10^{-2}$	0,99	0,88

Таблица № 13

Результаты расчета годовой эффективной дозы с учетом рассеивания от выбросов нормируемых радионуклидов АЭС с энергоблоками типов ВВЭР и РБМК [120]

Тип энерго-блока	Годовая эффективная доза, Зв			Отношения доз	
	От всех РВ $D_{полн.}$	От РВ, нормируемых по [15] $D_{[15]}$	От РВ, нормируемых по [8] $D_{[8]}$	$D_{[15]}/D_{полн}$	$D_{[8]}/D_{полн}$
ВВЭР	$6,5 \cdot 10^{-8}$	$6,4 \cdot 10^{-8}$	$1,8 \cdot 10^{-8}$	0,99	0,29
РБМК	$5,0 \cdot 10^{-6}$	$4,9 \cdot 10^{-6}$	$4,5 \cdot 10^{-6}$	0,99	0,89

Из табл. № 12 и 13 следует, что использование подхода, требуемого Методикой [15], в случае АЭС с энергоблоками типа ВВЭР позволяет учитывать до 70 % ранее не учитываемого в [8] дозового воздействия выбросов РВ.

2.2. Нормирование выбросов радиоактивных веществ

2.2.1. Порядок расчета нормативов

В соответствии с Методикой [15] нормативы ПДВ должны устанавливаться исходя из соблюдения следующих условий:

непревышение величинами годовой эффективной дозы и годовых эквивалентных доз в коже, хрусталике глаза, кистях и стопах, создаваемых выбросами РВ, значений квот от пределов годовой эффективной дозы облучения населения и эквивалентных доз в органах и тканях, установленных в [54] (условие 1):

$$\sum_i E_i \leq \delta, \quad (12)$$

где E_i – годовая эффективная доза облучения населения, создаваемая i -м источником выбросов, Зв/год;

δ – квота от ПД, Зв/год;

обеспечение сохранения благоприятных условий жизнедеятельности человека и устойчивого функционирования естественных экологических систем, природных и природно-антропогенных объектов, а также сохранения биологического видового разнообразия (условие 2):

$$U_{r,l} = \sum_i U_{i,r,l} \leq \text{ППВ}_{r,l}, \quad (13)$$

где $U_{r,l}$ – показатель негативного воздействия l -го типа радиационного загрязнения окружающей среды r -м радионуклидов, например, удельная активность радионуклида r , допускающая неограниченное использование загрязненных им твердых материалов или его содержание в приземном слое атмосферного воздуха, атмосферных выпадениях, растительности, биоте и т. д.;

$U_{i,r,l}$ – вклад в это воздействие i -го источника выбросов;

$\text{ППВ}_{r,l}$ – предел приемлемого воздействия l -го типа на экологические системы, природные и природно-антропогенные объекты.

Из представленного выше следует, что нормативы качества окружающей среды, установление которых предусмотрено законодательством Российской Федерации [1], в соответствии с требованиями Методики [15], также следует рассматривать в качестве упомянутых выше пределов приемлемого воздействия.

Таким образом, рассмотренные выше критерии, на основании которых должна выполняться разработка нормативов ПДВ, основываются как на антропоцентрическом, так и на эгоцентрическом подходах, рассмотренных в Главе 1.

Сам алгоритм расчета нормативов ПДВ заключается в следующем. Сначала нормативы ПДВ, согласно [15, 24], определяются исходя из соблюдения условия 1:

$$\text{ПДВ}^{r,i} = \min\left(\text{ПДВ}_{\text{eff}}^{r,i}, \text{ПДВ}_{\text{eq,кожа}}^{r,i}, \text{ПДВ}_{\text{хрусталик}}^{r,i}, \text{ПДВ}_{\text{eq,кисти}}^{r,i}, \text{ПДВ}_{\text{eq,стопы}}^{r,i}\right), \quad (14)$$

где $\text{ПДВ}_{\text{eff}}^{r,i}$ – нормативы ПДВ, рассчитанные исходя из неперевышения квоты от предела годовой эффективной дозы, Бк/год;

$\text{ПДВ}_{\text{eq,кожа}}^{r,i}$, $\text{ПДВ}_{\text{eq,хрусталик}}^{r,i}$, $\text{ПДВ}_{\text{eq,кисти}}^{r,i}$, $\text{ПДВ}_{\text{eq,стопы}}^{r,i}$ – нормативы ПДВ РВ, рассчитанные исходя из неперевышения квоты от пределов годовой эквивалентной дозы в коже, хрусталике глаза, кистях и стопах, соответственно, Бк/год.

Из положений [49] следует, что квоты как от предела годовой эффективной дозы, так и от пределов каждой из эквивалентных доз должны устанавливаться органами, уполномоченными осуществлять санитарный эпидемиологический надзор. Для случаев, когда квоты от пределов эквивалентных доз δ_k уполномоченными органами не установлены, в [24] рекомендовано самостоятельное определение таких квот на основе установленной квоты от предела годовой эффективной дозы δ :

$$\delta_k = \delta \cdot \frac{\text{ПД}_k}{\text{ПД}}, \quad (15)$$

где ПД – предел годовой эффективной дозы для населения, Зв/год;

ПД_k – предел годовой эквивалентной дозы в k -ом органе или ткани для населения, Зв/год.

Величины нормативов ПДВ, обеспечивающие соблюдение условия 1 в части неперевышения квот, в соответствии с [15, 24], определяются с помощью следующих соотношений:

$$\text{ПДВ}_{\text{eff}}^{r,i} = \frac{\xi_{r,i} \cdot \delta}{\sum_r \xi_r \cdot \Psi_{r,i}(x^{\max}, y^{\max})}; \quad (16)$$

$$\text{ПДВ}_{eq,k}^{r,i} = \frac{\xi_{r,i} \cdot \delta_k}{\sum_r \xi_{r,i} \cdot \Psi_{r,i}^{eq,k}(x_k^{max}, y_k^{max})}, \quad (17)$$

где x^{max} и y^{max} – декартовы координаты точки на местности в окрестности источника выбросов, в которой достигается максимум годовой эффективной дозы, м;

x_k^{max} и y_k^{max} – декартовы координаты точек на местности в окрестности источника выбросов, в которых достигаются максимумы эквивалентной дозы в хрусталике глаза, коже, кистях и стопах, м;

$\Psi_{r,i}(x^{max}, y^{max})$ – функция перехода, связывающая активность выброса r -го радионуклида из i -го источника и создаваемую им годовую эффективную дозу облучения населения, рассчитанная в точке местности, в которой достигается максимум годовой эффективной дозы, Зв/Бк;

$\Psi_{r,i}^{eq,k}(x_k^{max}, y_k^{max})$ – функция перехода, связывающая активность выброса r -го радионуклида из i -го источника и создаваемую им годовую эквивалентную дозу облучения органа и (или) ткани k , Зв/Бк, рассчитанная в точке местности, где достигается максимум годовой эквивалентной дозы, Зв/Бк;

$\xi_{r,i}$ – относительный вклад каждого радионуклида r в общую активность его выброса из i -го источника, определяемый как:

$$\xi_{r,i} = Q_{r,i} / \sum_r Q_{r,i}, \quad (18)$$

где $Q_{r,i}$ – выброс радионуклида r из i -го источника, Бк/год.

После определения ПДВ, обеспечивающих соблюдение условия 1, выполняется проверка соблюдения условия 2 и, при необходимости, выполняется корректировка величин ПДВ с целью обеспечения его выполнения. К примеру, в [24] рекомендовано проверку выполнения условия обеспечения сохранения благоприятных условий жизнедеятельности человека и устойчивого функционирования естественных экологических систем, природных и природно-антропогенных объектов, а также сохранения биологического видового разнообразия, требуемую положениями Методики [15], в части касающейся соблюдения требований по ограничению содержания радионуклидов в поверхностном слое почвы, выполнять с помощью соотношения:

$$\sum_i \sum_r \frac{\text{ПДВ}^{r,i} \cdot (F_{r,i,n}(x) + W_{r,i,n}(x))}{\text{УАНИ}^r \cdot (\lambda^r + \lambda_b) \cdot \rho \cdot h} \leq 1, \quad (19)$$

где h – толщина поверхностного слоя почвы, м;

$F_{r,i,n}(x)$ – среднегодовой метеорологический фактор сухого осаждения радионуклида r на подстилающую поверхность на расстоянии x от i -го источника выброса в n -ом румбе, м^2 ;

$W_{r,i,n}(x)$ – среднегодовой метеорологический фактор влажного выведения радионуклида r на подстилающую поверхность на расстоянии x от i -го источника выброса в n -ом румбе, м^2 ;

λ^r – постоянная радиоактивного распада радионуклида r , с^{-1} ;

λ_b – постоянная спада мощности дозы со временем от загрязненного слоя почвы за счет всех процессов, кроме радиоактивного распада, приводящих к выведению активности из этого слоя, с^{-1} ;

ρ – плотность поверхностного слоя почвы, $\text{кг}/\text{м}^3$;

УАНИ r – удельная активность радионуклида r , допускающая неограниченное использование загрязненных им твердых материалов, Бк/кг.

Рекомендованные к использованию в [24] значения УАНИ приняты на основе стандарта МАГАТЭ [3].

В общем же случае, при необходимости обеспечения выполнения условия 2 по какому-либо конкретному установленному пределу приемлемого воздействия l -го типа ППВ $_{r,l}$, в соответствии с Методикой [15], необходимо выполнить прямой расчет значений $U_{r,l}$ – показателя негативного воздействия выброса РВ на соответствующий природный или природно-антропогенный объект согласно соотношению:

$$U_{r,l}(\text{ПДВ}, x, y) = \sum_i \text{ПДВ}_{r,i} \cdot K_{l,i}(x, y), \quad (20)$$

где $K_{l,i}(x,y)$ – функционал, связывающий значение этого показателя с активностью выбросов из i -го источника.

В случае, если полученное значение $U_{r,l}(\text{ПДВ}, x, y)$ превысит установленный предел приемлемого воздействия l -го типа ППВ $_{r,l}$, то, в соответствии с Методикой [15], определенные с помощью соотношений (14), (16), (17) величины ПДВ РВ следует пропорционально уменьшить, умножив их на коэффициент, равный ППВ $_{r,l} / U_{r,l}(\text{ПДВ}, x, y)$.

В соответствии с [15] для расчета величин ПДВ требуется определить значения функций перехода, связывающих активности выбросов РВ и создаваемые ими годовые эффективные и эквивалентные дозы облучения населения. Для их расчета, в соответствии с п. 14 [15], необходимо знание и использование ряда расчетных параметров и констант, а именно:

дозовых коэффициентов внешнего и внутреннего облучения;

значений среднегодовых факторов разбавления, сухого осаждения и влажного выведения;

значений коэффициентов перехода радионуклидов по пищевым цепочкам.

Согласно [15, 24] соотношение для расчета функции перехода, связывающей активность выбросов РВ с создаваемыми ими годовыми эффективными дозами, является суперпозицией четырех функций, каждая из которых характеризует один из потенциально возможных путей облучения населения (облучение от облака, облучение от загрязненной радионуклидами поверхности земли, ингаляция, потребление загрязненных радионуклидами пищевых продуктов местного сельскохозяйственного производства):

$$\Psi_{r,i}(x, n) = \Psi_{r,i}^{\text{обл.}}(x, n) + \Psi_{r,i}^{\text{пов.}}(x, n) + \Psi_{r,i}^{\text{инг.}}(x, n) + \Psi_{r,i}^{\text{пищ.}}(x, n), \quad (21)$$

где r, i – индексы радионуклида и источника выброса;

x – расстояние от источника выброса в n -ом румбе, определяющем направление распространения выброса, м.

Переход от набора полярных координат (x, n) к декартовым координатам (x, y) в [24] рекомендовано выполнять следующим образом:

$$\Psi_{r,i}(x, y) = \hat{A}((x, n) \rightarrow (x, y)) \cdot \Psi_{r,i}(x, n), \quad (22)$$

где $\hat{A}((x, n) \rightarrow (x, y))$ – оператор преобразования набора полярных координат «расстояние от источника, румб» (x, n) в набор декартовых координат (x, y) .

Методология расчета функций перехода, связывающих активность выбросов с создаваемыми ими годовыми эффективными дозами, детально рассмотрена в п. 2.2.2.

Для случаев, когда на территории организации функционирует большое количество источников выбросов, размещенных на значительном удалении друг от друга, а также существенно отличающихся друг от друга по техническим характеристикам, в [24] рекомендовано использование соотношения:

$$\text{ПДВ}_{\text{eff}}^{r,i} = Q_{r,i} \cdot \frac{\delta}{H_{\text{eff}}^{\text{max}}}, \quad (23)$$

где H_{eff}^{max} – максимальное значение годовой эффективной дозы на местности, обусловленное совокупным воздействием источников выбросов, Зв/год, определяемое как:

$$H_{eff}^{max} = \max_{x,y} \sum_{r,i} Q_{r,i} \cdot \Psi_{r,i}(x, y). \quad (24)$$

Рассмотренный выше случай характерен, в частности, для предприятий ЯТЦ, например, комбинатов, осуществляющих производство ядерного топлива и переработка ОЯТ, на территории которых на значительных (вплоть до нескольких километров) расстояниях расположены различные производства, деятельность которых приводит к образованию выбросов РВ. Другим примером подобных предприятий могут служить предприятия по добыче урановых руд, ведущие разработку сразу нескольких месторождений, расположенных в одной местности.

Отметим, что способ расчета, описываемый соотношением (23), предполагает, что при одновременном выбросе всех подлежащих нормированию радионуклидов на уровне нормативов ПДВ максимальная годовая эффективная доза, создаваемая выбросами, будет достигать значения выделенной для организации квоты от ПД. В этом и состоит принципиальное отличие данного способа от способа, описываемого соотношением (16), в рамках которого предполагается, что выделенное для организации значение квоты от ПД будет достигаться в случае выбросов всех нормируемых радионуклидов на уровне ПДВ из одного нормируемого источника.

Еще одним способом расчета нормативов ПДВ является описанный в [80] метод объединения источников, использование которого допускается для АЭС, на промплощадке которых функционируют только организованные источники выбросов. Этот метод предполагает, что вклад всех источников в радиационное воздействие на население и окружающую среду можно консервативно учесть, если принять, что максимальные дозы облучения критической группы населения от выбросов из всех источников реализуются в одной и той же точке на местности за пределами санитарно-защитной зоны. Следует отметить, что при объединении источников, значительно различающихся по высоте, метод объединения источников может привести к чрезмерно консервативным значениям ПДВ. В рамках данного метода для организованного источника выбросов АЭС (вентиляционной трубы) с максимальной высотой $h_{вТ}$ ПДВ рассчитывается с помощью соотношения:

$$\text{ПДВ}_{вТ}^r = \frac{\delta}{\Psi_r(x_r^{max}, y_r^{max})}. \quad (25)$$

Для остальных источников выбросов в рамках метода объединенных источников нормативы рассчитываются по формуле:

$$\text{ПДВ}^{r,i} = \text{ПДВ}_{\text{BT}}^r \cdot \left(\frac{h_{\text{BT}}}{h_i} \right)^{-2,45}, \quad (26)$$

где h_i – высота i -го организованного источника выбросов, м.

Рассмотренный способ предполагает, что значение годовой эффективной дозы облучения населения на уровне квоты от ПД будет достигнуто при выбросах одного нормируемого радионуклида из одного нормируемого источника выбросов.

Разные способы расчета нормативов ПДВ потребуют использования разных нормировочных соотношений, соблюдение которых должно обеспечиваться с целью недопущения превышения нормативов.

Так, в руководстве по безопасности [26] для способа расчета нормативов ПДВ, описываемого соотношением (16), рекомендовано использование следующего нормировочного соотношения:

$$\sum_r \frac{Q_{r,i}}{\text{ПДВ}^{r,i}} \leq 1. \quad (27)$$

Для случаев, когда нормативы ПДВ рассчитаны по формуле (23), т. е. таким образом, что выброс всех нормируемых радионуклидов из всех нормируемых источников на уровне ПДВ приводит к достижению значения годовой эффективной дозы облучения населения, равного квоте от ПД, в [26] проверку соблюдения нормативов рекомендовано выполнять с помощью соотношения:

$$Q_{r,i} \leq \text{ПДВ}^{r,i}. \quad (28)$$

Для случаев, когда нормативы ПДВ рассчитаны таким образом, что выброс одного нормируемого радионуклида из одного нормируемого источника на уровне ПДВ приводит к достижению значения годовой эффективной дозы облучения населения, равного квоте от ПД (метод объединения источников), в [26] проверку соблюдения нормативов рекомендовано выполнять с помощью соотношения:

$$\sum_i \sum_r \frac{Q_{r,i}}{\text{ПДВ}^{r,i}} \leq 1. \quad (29)$$

2.2.2. Расчет функций перехода

Для расчета функции перехода $\Psi_{r,i}^{\text{обл.}}(x, n)$, связывающей активность выброса и создаваемую им годовую эффективную дозу внешнего облучения от облака, в [24] рекомендовано использование соотношения, в состав которого входят среднегодовой метеорологический фактор разбавления $\bar{G}_{i,n}^r(x)$ ($\bar{G}_{i,n}(x)$ в случае площадных неорганизованных источников) и дозовый коэффициент внешнего облучения от облака выброса $R_{\text{обл.}}^r$:

$$\Psi_{r,i}^{\text{обл.}}(x, n) = \begin{cases} R_{\text{обл.}}^r \cdot \bar{G}_{i,n}^r(x), & \text{если } i - \text{организованный источник выбросов} \\ R_{\text{обл.}}^r \cdot \bar{G}_{i,n}(x), & \text{если } i - \text{неорганизованный площадной источник выбросов} \end{cases} \quad (30)$$

Для расчета функции перехода $\Psi_{r,i}^{\text{пов.}}(x, n)$, связывающей активность выброса и создаваемую им годовую эффективную дозу внешнего облучения от загрязненной радионуклидами поверхности земли, в [24] рекомендовано использование соотношения, в состав которого входят среднегодовые факторы сухого осаждения $F_{r,i,n}(x)$ и влажного выведения $W_{r,i,n}(x)$, дозовый коэффициент внешнего облучения от радиоактивно загрязненной поверхности $R_{\text{пов.}}^r$, постоянная радиоактивного распада λ_i , а также постоянная λ_b , характеризующая спад мощности дозы γ -излучения от загрязненной поверхности земли за счет экранирования верхними слоями почвы, диффузии вглубь и выведения из нее радионуклидов за счет различных процессов, кроме радиоактивного распада:

$$\Psi_{r,i}^{\text{пов.}}(x, n) = (F_{r,i,n}(x) + W_{r,i,n}(x)) \cdot \frac{R_{\text{пов.}}^r}{\lambda_i + \lambda_b} \quad (31)$$

Значение постоянной λ_b в общем случае следует определять на основе натуральных исследований почвы, но на случай отсутствия результатов этих изысканий в [24] рекомендовано использовать значение $1,27 \cdot 10^{-9} \text{ с}^{-1}$ [138]. Данное значение получено в предположении, что выведение активности радионуклидов с поверхности почвы составляет 4 % в год.

В рекомендованном в [24] соотношении для расчета функции перехода $\Psi_{r,i}^{\text{инг.}}(x, n)$, связывающей активность выброса и создаваемую им годовую эффективную дозу внутреннего облучения от вдыхания загрязненного радионуклидами воздуха, используется среднегодовой

метеорологический фактор разбавления, а также дозовый коэффициент внутреннего облучения за счет ингаляции $\epsilon_{инг}^r$ и интенсивность вдыхания воздуха лицом из критической возрастной группы населения U_{IH}^r :

$$\Psi_{r,i}^{инг}(x, n) = \begin{cases} U_{IH}^r \cdot \epsilon_{инг}^r \cdot \bar{G}_{i,n}^f(x), & \text{если } i - \text{организованный источник выбросов} \\ U_{IH}^r \cdot \epsilon_{инг}^r \cdot \bar{G}_{i,n}^f(x), & \text{если } i - \text{неорганизованный площадной источник выбросов} \end{cases} \quad (32)$$

Рекомендованное в [24] соотношение для расчета функции перехода $\Psi_{r,i}^{пищ.}(x, n)$, связывающей активность выброса и создаваемую им годовую эффективную дозу внутреннего облучения за счет потребления загрязненных радионуклидами продуктов питания местного сельскохозяйственного производства, помимо уже упомянутых факторов сухого осаждения $F_{r,i,n}(x)$ и влажного выведения $W_{r,i,n}(x)$, содержит дозовый коэффициент внутреннего облучения за счет потребления пищи $\epsilon_{пищ.}^r$, величину годового потребления продукта $I_{r,f}$ лицом из критической группы населения, долю потребления продукта местного производства в общем потреблении продукта α_f и коэффициенты $K_1^{r,f}$ и $K_2^{r,f}$, характеризующие переход радионуклидов из атмосферных выпадений в пищевой продукт по воздушному и по корневому путям:

$$\Psi_{r,i}^{пищ.}(x, n) = \sum_f I_{r,f} \cdot \epsilon_{пищ.}^r \cdot \alpha_f \cdot \left[K_1^{r,f} \cdot (F_{r,i,n}(x) + 0,2 \cdot W_{r,i,n}(x)) + K_2^{r,f} \cdot (F_{r,i,n}(x) + W_{r,i,n}(x)) \right]. \quad (33)$$

Все рассмотренные выше соотношения для расчета функций перехода, связывающих активность выбросов радионуклида с создаваемой ими годовой эффективной дозой, в [24] рекомендованы для использования в отношении всех радионуклидов, кроме ^3H и ^{14}C , для которых в [24] предусмотрен особый порядок расчета функций перехода, обеспечивающий учет как внешнего, так и внутреннего облучения:

$$\Psi_{^3\text{H},i}(x, n) = \begin{cases} \frac{1}{3,15 \cdot 10^7} \cdot \frac{\bar{G}_{i,n}^{^3\text{H}}(x)}{H} \cdot g_{^3\text{H}}, & \text{если } i - \text{организованный источник выбросов} \\ \frac{1}{3,15 \cdot 10^7} \cdot \frac{\bar{G}_{i,n}^{^3\text{H}}(x)}{H} \cdot g_{^3\text{H}}, & \text{если } i - \text{неорганизованный площадной источник выбросов} \end{cases}, \quad (34)$$

$$\Psi_{^{14}\text{C},i}(x, n) = \begin{cases} \frac{1}{3,15 \cdot 10^7} \cdot \frac{\bar{G}_{i,n}^{^{14}\text{C}}(x)}{\gamma} \cdot g_{^{14}\text{C}}, & \text{если } i - \text{организованный источник выбросов} \\ \frac{1}{3,15 \cdot 10^7} \cdot \frac{\bar{G}_{i,n}^{^{14}\text{C}}(x)}{\gamma} \cdot g_{^{14}\text{C}}, & \text{если } i - \text{неорганизованный площадной источник выбросов} \end{cases}. \quad (35)$$

Соотношения (34) и (35) составлены на основе моделей, изложенных в [81]. Дозовые коэффициенты и другие константы, используемые в соотношениях (34) и (35), рассмотрены в разделе 2.1.

2.2.3. Расчет факторов разбавления, сухого осаждения и влажного выведения

Распространение РВ в атмосферном воздухе при выбросах происходит путем рассеивания в результате турбулентной диффузии и ветрового переноса [138]. Ветровой перенос приводит к тому, что при непрерывном истечении выброса в атмосферу образуется шлейф выброса. При слабом ветре или при штиле диффузионный перенос преобладает над ветровым переносом, образуя вокруг источника непрерывных выбросов штилевое облако выброса. Турбулентность обуславливается наличием в атмосфере беспорядочных завихрений, в которые вовлечены определенные массы воздуха [138]. Они обладают собственными размерами, скоростью движения и сложным образом взаимодействуют между собой. Источниками таких вихрей являются силы трения при взаимодействии ветрового потока с землей и вертикальные потоки воздуха над нагретой поверхностью.

Диффузия выброса в воздухе происходит за счет воздействия этих турбулентных вихрей на облако выброса, а картина этого взаимодействия существенно зависит от размеров вихрей и самого облака [138]. Результатом воздействия мелкомасштабных вихрей на шлейф выброса является увеличение его поперечных размеров. Крупномасштабные вихри приводят к меандрированию шлейфа (шлейф под их действием непрерывно и случайным образом изгибается наподобие русла реки). Интенсивность атмосферной диффузии зависит от действующего спектра турбулентных вихрей и размеров облака выброса. Спектр вихрей определяется главным образом двумя факторами: вертикальным распределением температуры в атмосфере и скоростью ветра.

Масштабы расстояний от источника выбросов принято подразделять на три класса:

- локальный масштаб (в пределах нескольких десятков километров);
- региональный масштаб (от десятков до сотен километров);
- глобальный масштаб (более тысячи километров).

Соответственно, говорят о локальных, региональных и глобальных моделях рассеивания выброса.

Математическое моделирование атмосферного переноса развивается по двум направлениям [138]:

статистическая теория, на которой основывается гауссова модель рассеивания;

решение дифференциальных уравнений переноса, полученных в предположении пропорциональности потока выброса градиенту его концентрации в воздухе (так называемая «К-теория»).

При описании движения выброса в обоих рассмотренных выше подходах могут использоваться эйлерово или лагранжево описание движения среды. Различие между этими описаниями заключается в следующем.

При эйлеровом подходе интерес представляет то, что происходит в точках пространства, через которые происходит движение среды. В этом случае величины, характеризующие движение среды (например, скорость), являются функциями пространственных координат (x_1, x_2, x_3) и времени t .

При лагранжевом подходе интерес представляет то, что происходит с индивидуальными точками (частицами) среды. В этом случае каждой точке (частице) среды присваивается набор так называемых лагранжевых координат. При этом лагранжевы координаты индивидуальной точки среды не меняются в процессе ее движения, величины, характеризующие движение среды, являются функциями лагранжевых координат (ξ_1, ξ_2, ξ_3) и времени t .

Таким образом, при эйлеровом подходе рассеивание выброса рассматривают в системе координат, связанной с местностью, а при лагранжевом подходе облако выброса представляют в виде суперпозиции выброшенных клубов, и систему отсчета последовательно связывают с различными клубами [138]. При этом эйлеров подход более прост в применении.

При лагранжевом подходе требуется знание траектории движения отдельных клубов и рассмотрение их продвижения с учетом текущих значений скорости ветра и погодных условий. В простейших случаях, когда скорость ветра и погодные условия не меняются, а все траектории можно считать совпадающими с направлением среднего ветра (что характерно, например, для локальных масштабов расстояний при осреднении по времени), эйлеров подход, в сравнении с лагранжевым, имеет очевидные преимущества. При рассмотрении же переноса на сотни и более километров требования неизменности погодных условий, постоянства скорости ветра и траекторий отдельных клубов (даже при осреднении по времени) становятся невыполнимыми и в этих случаях предпочтительно использование лагранжевых моделей рассеивания.

Поскольку на перенос выброса в атмосфере влияет огромное количество изменчивых и труднопредсказуемых факторов, учесть их все не представляется возможным. Обычно задачу упрощают, выделяя доминирующие в конкретных условиях и игнорируя остальные факторы влияния. В связи с этим велико и количество моделей для описания распространения выбросов в атмосферном воздухе.

Для расчета среднегодового метеорологического фактора разбавления в [24] рекомендовано использование одной из модификации гауссовой модели рассеивания [81, 110, 111] (рис. 16), поскольку именно она в настоящее время считается наиболее апробированной экспериментально. Данная модель позволяет учесть:

реальную повторяемость категорий устойчивости атмосферы, рассчитанную по румбам и по градациям скоростей ветра, включая штили и слабые ветры;

тепловой и динамический подъем шлейфа выброса;

истощение шлейфа выброса за счет процессов радиоактивного распада, сухого осаждения и влажного выведения;

попадание выброса в зону аэродинамической тени за зданием при низком выбросе.

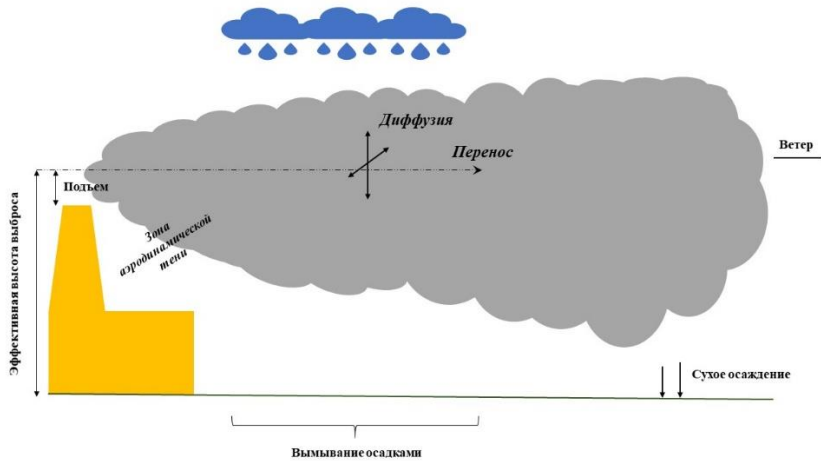


Рис. 16. Гауссова модель переноса выброса в атмосферном воздухе

Предложенная в [24] модификация гауссовой модели предназначена для использования в локальных масштабах, что соответствует преследуемым целям, а именно – разработке нормативов ПДВ, поскольку критерии и методы, изложенные в [15, 24], ориентированы на обеспечение дозовых ограничений по облучению населения, проживающего в непосредственной близости от организации, осуществляющей выбросы РВ.

Касаемо точности гауссовой модели следует отметить следующее. В работе [111] приведены результаты сравнения измеренных и расчетных (определенных с помощью гауссовой модели рассеивания) значений приземной активности радионуклидов в атмосферном воздухе (табл. № 14), из которых следует, что точность гауссовой модели может значительно

варьироваться в зависимости от условий и исходных данных, используемых при выполнении расчетных оценок. Эти данные получены по результатам анализа значительного количества работ, посвященных изучению гауссовой модели, например [139–143]. Из данных, представленных в табл. № 14, следует, что использование модификации гауссовой модели, изложенной в [24], допускает расхождение между расчетным и измеренным значениями не более 4 раз, что в целом для задач ограничения выбросов РВ вполне приемлемо.

Таблица № 14

Результаты сравнения измеренных и расчетных значений приземной активности радионуклидов в атмосферном воздухе при непрерывном выбросе [111]

Условия		Расхождение между измеренным и расчетным значениями
Приземная концентрация по осевой линии в пределах 10 км от непрерывного точечного источника выбросов	Приземный выброс	0,8–1,2 раза
	Высотный источник	0,65–1,35 раза
Среднегодовое значение для конкретной точки равнинной местности в пределах 10 км с подветренной стороны от точки выброса		0,5–2 раза
Среднегодовое значение для конкретной точки равнинной местности от 10 до 150 км с подветренной стороны от точки выброса		0,25–4 раза
Среднегодовое значение при выбросе в условиях городской застройки		0,25–4 раза
Значение в конкретное время, в конкретной точке, равнинная местность, устойчивые метеорологические условия	Без учета подъема выброса над устьем высотного источника	от 0,1 до 10
	С учетом подъема выброса над устьем высотного источника	от 0,01 до 100

Методология расчета среднегодового метеорологического фактора разбавления зависит от типа источника (организованный, неорганизованный) и от полноты и детализации имеющегося набора исходных метеорологических данных, используемых в расчете.

Так, в общем случае соотношение для расчета среднегодового метеорологического фактора разбавления для организованных источников выбросов, рекомендованное в [24], имеет следующий вид:

$$\overline{G_{i,n}^r}(x) = (1 - K_{b,i}) \cdot \frac{2 \cdot N}{(2 \cdot \pi)^{3/2} \cdot x} \cdot \sum_j \sum_k \frac{\omega_{n,j,k} \cdot \Phi_{j,k}^r(x)}{\sigma_{z,j}(x) \cdot U_{j,k}} \cdot \exp\left(-\frac{(h_{s,i} + \Delta h_{i,j,k}(x))^2}{2 \cdot \sigma_{z,j}^2(x)}\right) + K_{b,i} \cdot \frac{2 \cdot N}{(2 \cdot \pi)^{3/2}} \cdot \sum_j \sum_k \frac{\omega_{n,j,k} \cdot \Phi_{j,k}^r(x)}{\sigma_{z,j}(x + x_B^{i,j,k}) \cdot U_{j,k} \cdot (x + x_B^{i,j,k})} \cdot \exp\left(-\frac{h_{s,i}^2}{2 \cdot \sigma_{z,j}^2(x + x_B^{i,j,k})}\right), \quad (36)$$

где j – номер категории устойчивости атмосферы;

n – номер румба;

N – число румбов;

x – расстояние от источника выбросов, м;

$U_{j,k}$ – модуль скорости ветра на высоте выброса h_s при скорости ветра на высоте флюгера из градации k для j -й категории устойчивости атмосферы, м/с;

$\sigma_{z,j}(x)$ – дисперсия струи по вертикали на расстоянии x от источника выбросов для j -й категории устойчивости атмосферы, м;

$\omega_{n,j,k}$ – повторяемость метеорологических условий, представляющая собой вероятность совместной реализации направления ветра в румбе n при категории устойчивости j и градации скорости ветра k ;

$h_{s,i}$ – геометрическая высота i -го организованного источника, из которого осуществляется выброс, м;

$\Delta h_{i,j,k}(x)$ – высота подъема струи над устьем i -го организованного источника выбросов при скорости ветра на высоте флюгера из градации k для j -й категории устойчивости атмосферы за счет динамических и термических факторов, м;

$\Phi_{j,k}^r(x)$ – фактор истощения струи за счет радиоактивного распада радионуклида r , сухого осаждения и влажного выведения из атмосферы на подстилающую поверхность;

$K_{b,i}$ – доля выбросов, попадающая в зону аэродинамической тени за зданием при низком выбросе, для высоких источников принимаемая равной нулю, безразмерная величина;

$x_B^{i,j,k}$ – величина «виртуального» сдвига характеристик рассеяния доли выброса из i -го организованного источника, попадающей в зону аэродинамической тени, м.

Также в [24] рекомендована модификация формулы (36) для случая, когда данные о совместной реализации $\omega_{n,j,k}$ направления ветра в румбе n при категории устойчивости j и градации скорости ветра k отсутствуют.

Помимо соотношений для расчета фактора разбавления для организованных источников, которые в рамках гауссовой модели рассматриваются как точечные, в [24] приведены расчетные соотношения и для неорганизованных площадных источников, которые могут применяться, например, в отношении брызгальных бассейнов АЭС.

Данные соотношения для неорганизованных источников получены на основе описания гауссовой модели для площадного источника, реализованной в программном средстве [144]. Данная модель использует следующие предположения: источник представляет собой квадрат с длиной стороны $2 \cdot a$; данный квадрат имеет центр, совпадающий с началом координат, и ориентирован сторонами, параллельными и перпендикулярными направлению ветра (ориентация квадрата меняется в зависимости от ветра) и если ось X совпадает с направлением ветра, квадрат покрывает область $-a < x < a$, $-a < y < a$; расход выброса является постоянным.

Для расчета среднегодового метеорологического фактора разбавления на расстоянии x от неорганизованного площадного источника выброса в n -ом румбе в [24] рекомендовано использование следующего соотношения:

$$\overline{G_{i,n}}(x) = \begin{cases} \sum_j \sum_k \int_{-a}^a \frac{\omega_{n,j,k}}{\sqrt{2 \cdot \pi \cdot \sigma_{z,j}(x-\zeta)} \cdot U_k \cdot S} \cdot P_j(x-\zeta) d\zeta & \text{при } a \leq x \leq 5,093 \cdot a \\ \sum_j \sum_k \frac{16 \cdot a}{\pi \cdot x} \cdot \int_{-a}^a \frac{2 \cdot \omega_{n,j,k}}{\sqrt{2 \cdot \pi \cdot \sigma_{z,j}(x-\zeta)} \cdot U_k \cdot S} \cdot P_j(x-\zeta) d\zeta & \text{при } x > 5,093 \cdot a \end{cases}, \quad (37)$$

где S – площадь поверхности площадного источника, м^2 ;

a – половина длины стороны площадного источника, м ;

U_k – скорость ветра на высоте флюгера, м/с ;

x – расстояние от центра площадного источника вдоль направления ветра, м ;

$P_j(x)$ – функция, определяемая следующим соотношением:

$$P_j(x) = \sum_{l=-2}^2 \left(\exp \left[-\frac{(2 \cdot l \cdot H - Z)^2}{2 \cdot \sigma_{z,j}(x)^2} \right] + \exp \left[-\frac{(2 \cdot l \cdot H + Z)^2}{2 \cdot \sigma_{z,j}(x)^2} \right] \right), \quad (38)$$

где H – высота слоя перемешивания, м ;

Z – высота неорганизованного источника над поверхностью земли, м ;

l – переменная суммирования.

Согласно Методике [15] нормативы ПДВ должны устанавливаться не только для организаций, осуществляющих непрерывные (в течение года) выбросы РВ, но и для объектов, осуществляющих кратковременные

(длящиеся не более нескольких часов) выбросы, повышенные, по сравнению с непрерывными (но не превышающие 1/100 от величин ПДВ). Примером такой ситуации может быть проведение в течение года серии запланированных экспериментальных испытаний, в результате которых РВ поступают в атмосферный воздух. Схожий с [15] критерий для определения того, какие источники следует рассматривать в качестве источников регулярных кратковременных выбросов используется в [81], но он опирается не на значения ПДВ, а на максимальную годовую мощность выброса из источника.

Методология расчета среднегодового метеорологического фактора разбавления для источников кратковременных регулярных выбросов РВ в [24] не описана. Подход к выполнению таких оценок, согласно [145], следует основывать на использовании наименее благоприятных метеорологических условий (при этом предполагается их неизменность в течении всего периода выброса), приводящих к наибольшим дозовым нагрузкам на население. Концепция такого консервативного подхода в целом согласуется с концепцией, принятой в основе нормирования выбросов в [15, 24], в части того, что в [15, 24], как и в [81], используется большое количество консервативных допущений. Для расчета среднегодового метеорологического фактора разбавления для случая регулярных кратковременных выбросов из организованных источников может быть рекомендовано следующее соотношение [145, 146]:

$$\overline{G}_i^r(x) = \max_j \left(\frac{K_{b,i} \cdot \Phi_j^r(x) \cdot \exp\left(-\frac{(h_{s,i})^2}{2 \cdot \sigma_{z,j}^2(x + x_b^{i,j})}\right)}{\pi \cdot \sigma_{z,j}(x + x_b^{i,j}) \cdot \sigma_{y,j}(x + x_b^{i,j}) \cdot u_j} + \frac{(1 - K_{b,i}) \cdot \Phi_j^r(x) \cdot \exp\left(-\frac{(h_{s,i} + \Delta h_{i,j}(x))^2}{2 \cdot \sigma_{z,j}^2(x)}\right)}{\pi \cdot \sigma_{z,j}(x) \cdot \sigma_{y,j}(x) \cdot u_j} \right). \quad (39)$$

Алгоритмы для расчета входящих в формулу (39) параметров, таких как дисперсия струи в вертикальном и поперечном направлениях (σ_z , σ_y), скорость ветра u_j с учетом ее зависимости от высоты выброса, подъема струи выброса над устьем $\Delta h_{i,j}(x)$, функции истощения выброса $\Phi_{j,k}^r(x)$ и т. д., аналогичны алгоритмам расчета этих параметров в случае непрерывного выброса, изложенным в [24].

Для случая регулярных кратковременных выбросов из площадных неорганизованных источников выбросов расчет среднегодового метеорологического фактора разбавления в рассмотренных выше допущениях так же, как и соотношение (37) для непрерывного выброса, может быть получено на основе модели, изложенной в [144]:

$$\overline{G}_i^r(x) = \max_j \left(\int_{-a}^a \frac{P_j(x-\zeta)}{\sqrt{2 \cdot \pi \cdot \sigma_{z,j}(x-\zeta) \cdot u_j \cdot 4 \cdot a^2}} \cdot \operatorname{erf} \left(\frac{a}{\sqrt{2 \cdot \sigma_{y,j}(x-\zeta)}} \right) d\zeta \right). \quad (40)$$

где u_j – скорость ветра на высоте шероховатости z_0 для j -й категории устойчивости атмосферы;

erf – функция ошибок.

Еще одним допущением при использовании соотношений (39) и (40) является предположение о том, что кратковременные регулярные выбросы распределены равномерно по всему году, что на практике не всегда реализуется (в таком случае следует подбирать иные методы расчетов).

Среднегодовые метеорологические факторы сухого осаждения $F_{r,i,n}(x)$ и влажного выведения $W_{r,i,n}(x)$ характеризуют переход радионуклидов из атмосферного воздуха в поверхностный слой почвы за счет гравитационного осаждения и вымывания осадками. Для их расчета, согласно рекомендациям [24], требуется использование таких параметров, как скорость сухого осаждения радионуклидов V_d , зависящая от физической и химической формы радионуклида, и постоянная Λ , характеризующая вымывание радионуклидов из атмосферы осадками, и учитывающая годовое распределение осадков по их типам (жидкие, твердые, смешанные).

Для организованных и неорганизованных источников непрерывных выбросов расчет величин $F_{r,i,n}(x)$ рекомендовано выполнять с использованием соотношений [24]:

$$F_{r,i,n}(x) = V_d^r \cdot \overline{G}_{i,n}^r(x), \quad (41)$$

$$F_{r,i,n}(x) = V_d^r \cdot \overline{G}_{i,n}(x), \quad (42)$$

где $\overline{G}_{i,n}^r(x)$ и $\overline{G}_{i,n}(x)$ – среднегодовые метеорологические факторы разбавления для организованного и неорганизованного источников соответственно, с/м^3 .

Расчет величин $W_{r,i,n}(x)$ для организованных источников непрерывных выбросов рекомендовано выполнять с помощью соотношения [24]:

$$W_{r,i,n}(x) = \Lambda^r \cdot G_{r,i,n}^z(x), \quad (43)$$

где $G_{r,i,n}^z(x)$ – интеграл по вертикальной координате z от зависящего от высоты над поверхностью земли среднегодового фактора разбавления,

который для i -го организованного источника выбросов рекомендуется определять по следующей формуле:

$$G_{r,i,n}^z(x) = \frac{N}{2 \cdot \pi \cdot x} \cdot \sum_j \sum_k \frac{\omega_{n,j,k}}{U_{j,k}} \cdot \Phi_{j,k}^r(x). \quad (44)$$

Описание величин, входящих в соотношение (44), приведено выше.

$$W_{r,i,n}(x) = \sum_k \sum_j \frac{\Lambda^r \cdot \omega_{n,j,k}}{U_k \cdot \max\left(2 \cdot \arctg \frac{\pi \cdot x}{16}, \sigma_{y,j}(x)\right)}, \quad (45)$$

где $\sigma_{y,j}(x)$ – дисперсия шлейфа выброса в горизонтальном направлении, м.

Для случаев регулярных кратковременных выбросов из организованных и неорганизованных источников расчет фактора сухого осаждения $F_{r,i}(x)$ может быть выполнен с помощью соотношений, аналогичных соотношениям (41) и (42).

Для случаев регулярных кратковременных выбросов из организованных источников расчет фактора влажного выведения $W_{r,i,n}(x)$ может быть выполнен с помощью соотношения:

$$W_{r,i}(x) = \max_j \left(\Lambda^r \cdot \left(\frac{K_{b,i} \cdot \Phi_j^r(x)}{\sqrt{2 \cdot \pi} \cdot \sigma_{y,j}(x + x_b^{i,j}) \cdot u_j} + \frac{(1 - K_{b,i}) \cdot \Phi_j^r(x)}{\sqrt{2 \cdot \pi} \cdot \sigma_{y,j}(x) \cdot u_j} \right) \right). \quad (46)$$

Для случаев регулярных кратковременных выбросов из неорганизованных источников расчет фактора влажного выведения $W_{r,i,n}(x)$ может быть выполнен с помощью соотношения:

$$W_{r,i}(x) = \max_j \left(\int_{-a}^a \frac{\Lambda^r}{\sqrt{\pi} \cdot u_j \cdot 4 \cdot a^2} \cdot \operatorname{erf} \left(\frac{a}{\sqrt{2} \cdot \sigma_{y,j}(x - \zeta)} \right) d\zeta \right). \quad (47)$$

2.3. Нормирование сбросов радиоактивных веществ

2.3.1. Порядок расчета нормативов

Порядок расчета нормативов ДС РВ в водные объекты установлен положениями Методики [16]. В [16] определены четыре критерия, исходя из одновременного соблюдения которых должны устанавливаться нормативы ДС РВ. Все они имеют прямую связь с требованиями законодательства.

Первым критерием, напрямую следующим из требований ст. 9 [44], является непревышение значением годовой эффективной дозы облучения населения в результате сбросов РВ организации квоты от ПД, выделенной на облучение от сбросов δ . Для этих целей, в соответствии с требованиями [16], для каждого из радионуклидов, поступающих в водный объект со сточными водами по каждому из источников сбросов, должна быть рассчитана величина $ДС_{r,i}^{доз}$:

$$ДС_{r,i}^{доз} = \min_l \left(\frac{1}{\sum_j \frac{\Phi_{r,i,j,l}}{(1+S_s \cdot K_{нд,r,l}) \cdot МУА_{r,i,j,l}^{доз}}} \right), \quad (48)$$

где $МУА_{r,i,j,l}^{доз}$ – максимальная удельная активность в воде r -го радионуклида, сбрасываемого в водный объект из i -го источника сброса для j -го пути облучения критической группы лиц из населения на критическом участке l , при которой не превышает установленная для организации квота на облучение от сбросов δ , Бк/м³;

$\Phi_{r,i,j,l}$ – фактор разбавления для r -го⁵ радионуклида, сбрасываемого в водный объект из i -го источника сброса для j -го пути облучения критической группы лиц из населения на критическом участке водного объекта l , год/м³;

$K_{нд,r,l}$ – коэффициент межфазного распределения для r -го радионуклида между водой и донными отложениями на критическом участке водоема l , м³/кг;

S_s – концентрация взвеси донных отложений в водном объекте, кг/м³.

Под фактором разбавления в рамках методики [16] понимается отношение концентрации r -го радионуклида в конкретной точке водоема,

⁵ Здесь и далее, в целях обеспечения единообразия с обозначениями раздела 2.2, применяется индексация источников сброса и радионуклидов, отличная от используемой в Методике [16], где индексом i обозначаются радионуклиды, а индексом n – источники сбросов.

выраженной в Бк/м³, к годовому объему сброса этого радионуклида, выраженному в Бк/год.

Под критическими участками в [16] понимаются участки акватории водного объекта, входящего в состав водной системы, либо прилегающие к водному объекту участки территории, на которых осуществляется водопользование⁶, приводящее к облучению лиц из населения. В соответствии с [16] выделяются два типа критических участков:

критические участки, определяемые расположением объектов водопользования (водозаборы для питьевого водоснабжения, места водопоя скота, места отбора воды для полива, места добычи (вылова) водных биологических ресурсов, рыбопромысловые и рыбоводные участки, пляжи и другие места отдыха населения);

критические участки, определяемые максимальным загрязнением контрольного объекта (например, рыбы, донных отложений и др.).

При поступлении сбросов происходит накопление радионуклидов в донных отложениях водоема. При превышении их содержания в донных отложениях величин ПЗУА, установленных постановлением Правительства Российской Федерации [53], донные отложения водного объекта следует рассматривать как твердые РАО, которые необходимо изолировать от окружающей среды. Так, долгое время в процессе деятельности ФГУП «ПО «Маяк» оз. Карачай (водоем В-9) использовалось как хранилище ЖРО. При этом в [147] отмечено, что за время эксплуатации в озере скопилась активность более 120 млн. Ки и, по результатам натурных исследований 2002–2005 гг., определено, что до 75 % активности β – излучающих радионуклидов (в т. ч. долгоживущих ⁹⁰Sr и ¹³⁷Cs) накоплено в донных отложениях водоема.

Несмотря на то, что оз. Карачай является бессточным, водоем гидравлически связан с подземными водами [148] и является источником их загрязнения радионуклидами.

С учетом изложенного выше, в целях реализации принципа изоляции РАО, оз. Карачай было законсервировано (рис. 17). Работы по консервации велись с 1986 по 2015 г. Водоем был полностью закрыт скальным грунтом и бетонными квадратными блоками, после чего было построено еще и несколько слоев гидроизоляции. Ведется мониторинг подземных вод.

⁶ В соответствии с [86] термин «водопользование» определен как использование различными способами водных объектов для удовлетворения потребностей Российской Федерации, субъектов Российской Федерации, муниципальных образований, физических лиц, юридических лиц.



Рис. 17. Спутниковые снимки озера Карачай (водоем В-9)
1 – 2004 г., 2 – 2014 г., 3 – 2022 г.

Для недопущения возникновения подобных ситуаций в Методике [16] установлено, что сбросы РВ одной организации не должны приводить к накоплению техногенных радионуклидов в донных отложениях водного объекта в количествах, превышающих величины УАНИ из [149], и к накоплению материнских радионуклидов природного происхождения (например, ^{234}U , ^{235}U или ^{238}U) в количествах, превышающих 10 Бк/г [3]. Выбор в качестве ограничивающих уровней величин УАНИ, меньших ПЗУА [53], направлен на обеспечение недопущения достижения ПЗУА в донных отложениях в случаях, когда сброс в один и тот же водный объект осуществляется несколькими организациями, а также на сохранение возможности функционирования вновь размещаемых предприятий.

Для этих целей, в соответствии с требованиями [16], для каждого из радионуклидов, поступающих в водный объект со сточными водами из каждого источника сбросов, должна быть рассчитана величина $\text{ДС}_{r,i}^{\text{ДО}}$:

$$\text{ДС}_{r,i}^{\text{ДО}} = \min_l \left(\frac{\text{УАНИ}_r}{0,1 \cdot K_{\text{нд},r,l} \cdot (1+S_s \cdot K_{\text{нд},r,l})^{-1} \cdot \frac{1-e^{-\lambda_r T_e}}{\lambda_r T_e} \cdot \Phi_{r,i,l}} \right), \quad (49)$$

где $\Phi_{r,i,l}$ – фактор разбавления для r -го радионуклида, сбрасываемого в водный объект из i -го источника сброса на критическом участке l водного объекта, год/м³;

T_e – эффективное время накопления радионуклидов в донных отложениях водного объекта, принимаемое равным одному году;

λ_r – постоянная распада r -го радионуклида, год⁻¹.

Соотношения (48) и (49) основаны на моделях, рекомендованных МАГАТЭ [81]. Данные модели позволяют учитывать распределение радионуклидов между водой и донными отложениями, в том числе и теми, которые в виде взвеси находятся в воде водного объекта.

Следующий критерий, соблюдение которого, в соответствии с [16], должно обеспечиваться при разработке нормативов ДС, направлен на обеспечение выполнения требования ст. 51 [1] о недопустимости сброса ЖРО в водный объект. Таким образом, Методикой [16] предусматривается не только принцип ненакопления РАО, но и принцип недопустимости их сброса. Для этих целей, в соответствии с [16], для каждого из радионуклидов, поступающих в водный объект со сточными водами по каждому из источников сбросов, должна быть рассчитана величина:

$$ДС_{r,i}^{ОА} \leq V_{\min,i} \cdot A_r^{РАО} \cdot 10^5, \quad (50)$$

где $A_r^{РАО}$ – минимальное значение удельной активности r -го радионуклида в отходах, на основании которого жидкие отходы, содержащие РВ, относятся к ЖРО, установленное в [53];

$V_{\min,i}$ – минимальный годовой объем сброса через i -й источник сбросов, $м^3/год$.

Четвертый критерий, используемый в соответствии с [16] для установления нормативов, связан с действующими в Российской Федерации ограничениями на содержание радионуклидов в питьевой воде. Данный критерий используется только в том случае, если водоем – приемник сбросов РВ организации является объектом питьевого водоснабжения населения. Для этих целей, в соответствии с требованиями [16], для каждого из радионуклидов, поступающих в водный объект со сточными водами по каждому из источников сбросов, должна быть рассчитана величина $ДС_{r,i}^{ПВ}$:

$$ДС_{r,i}^{ПВ} = \frac{10^3 \cdot УВ_r}{\Phi_{r,i}}, \quad (51)$$

где $\Phi_{r,i}$ – фактор разбавления для r -го радионуклида на критическом участке, где осуществляется забор воды для нужд питьевого водоснабжения, $год/м^3$;

$УВ_r$ – величина установленного в [54] уровня вмешательства⁷ для r -го радионуклида.

Следует привести небольшое пояснение. Для радионуклидов, входящих в Перечень [12], для которых значения $УВ$ отсутствуют в [54],

⁷ Из [1, 58] следует, что установленные в [54] величины $УВ$ могут рассматриваться в качестве гигиенических нормативов качества окружающей среды.

эти значения могут быть получены путем деления предела годовой эффективной дозы облучения населения (1 мЗв/год в соответствии с [54]) на десятикратное произведение годового потребления воды лицом из критической группы «взрослые» (730 кг(л)/год в соответствии с [54]) на дозовый коэффициент при поступлении с пищей, мЗв/Бк [54], поскольку значения УВ для радионуклидов, указанные в [54], определены аналогичным образом. Что касается радионуклидов, входящих в Перечень [12], но для которых значения A^{PAO} в [53] отсутствуют, эти значения могут быть определены как $100 \cdot УВ$ (за исключением 3H). Данное соотношение очевидным образом следует из сопоставления значений A^{PAO} , приведенных в [53], и значений УВ, приведенных в [54].

Значения $0,1 \cdot A^{PAO}$, УАНИ и УВ для РВ из Перечня [12] приведены в табл. № 15.

Таблица № 15

Количественные критерии, используемые для нормирования сбросов радиоактивных веществ в водные объекты

Радионуклид	$0,1 \cdot A^{PAO}$, Бк/г	УАНИ, Бк/г**	УВ, Бк/кг
^{241}Am	0,0069	0,1	0,69
^{140}Ba	0,05	1	53
3H	100	100	7600
^{67}Ga	1,14*	100	114***
^{152}Eu	0,98	0,1	98
^{154}Eu	0,69	0,1	69
^{155}Eu	4,3	1	430
^{55}Fe	4,2	1000	420
^{59}Fe	0,76	1	76
^{198}Au	1,4	10	140
^{111}In	4,7	10	470
^{192}Ir	0,98	1	98
^{123}I	6,5	100	650
^{129}I	0,013	0,01	1,3
^{131}I	0,062	10	6,2
^{132}I	4,72*	10	472
^{133}I	0,31	10	31,9***
^{135}I	1,47*	10	147***
^{42}K	3,1	100	318***
^{45}Ca	1,9	100	190
^{47}Ca	0,86	10	86
^{57}Co	6,5	1	650
^{58}Co	1,9*	1	190
^{60}Co	0,4	0,1	40

Радионуклид	$0,1 \cdot A^{PAO}$, Бк/г	УАНИ, Бк/г**	УВ, Бк/кг
²⁴² Cm	0,14	10	14
²⁴³ Cm	0,0091	1	0,91
²⁴⁴ Cm	0,011	1	1,1
¹⁴⁰ La	0,06	1	6,9
⁵⁴ Mn	1,93*	0,1	193
⁹⁹ Mo	2,2	10	220
²² Na	0,043	0,1	4,3
²⁴ Na	0,065*	10	6,5***
²³⁷ Np	0,013	1	1,3
⁶³ Ni	9,1	100	910
⁹⁵ Nb	2,4*	1	240
²³⁸ Pu	0,006	0,1	0,6
²³⁹ Pu	0,0055	0,1	0,55
²⁴⁰ Pu	0,0055	0,1	0,55
²⁴¹ Pu	0,29	10	29
²¹⁰ Po	0,0011	10	0,11
¹⁴⁴ Pr	27,4*	100	2740***
¹⁴⁷ Pm	5,3	1000	530
²²⁶ Ra	0,0049	10	0,49
²²² Rn	0,6*	10	60
¹⁹⁷ Hg	6	100	600
¹⁰³ Ru	1,9	1	190
¹⁰⁶ Ru	0,2	0,1	20
²¹⁰ Pb	0,002	10	0,2
⁷⁵ Se	0,53	1	53
³⁵ S	1,78	100	178
^{110m} Ag	0,49	0,1	49
⁸⁹ Sr	0,53	1000	53
⁹⁰ Sr	0,049	1	4,9
¹²² Sb	0,81	10	81
¹²⁴ Sb	0,55	1	55
¹²⁵ Sb	1,2	0,1	120
²⁰¹ Tl	14*	100	1400
^{123m} Te	0,86	1	86
⁹⁹ Tc	2,1	1	210
^{99m} Tc	62,3*	100	6230***
²³⁰ Th	0,0065	10	0,65
²³¹ Th	4	10	400
²³² Th	0,006	10	0,6
²³⁴ Th	0,4	10	40
¹⁴ C	2,4	1	240
²³² U	0,0042	0,1	0,42
²³³ U	0,027	1	2,7
²³⁴ U	0,028	10	2,8

Радионуклид	$0,1 \cdot A^{PAO}$, Бк/г	УАНИ, Бк/г**	УВ, Бк/кг
^{235}U	0,029	10	2,9
^{236}U	0,029	10	2,9
^{238}U	0,03	10	3
^{32}P	0,57	1000	57
^{36}Cl	1,5	1	150
^{51}Cr	36	100	3600
^{134}Cs	0,072	0,1	7,2
^{137}Cs	0,11	0,1	11
^{141}Ce	0,19	100	190
^{144}Ce	0,26	10	26
^{65}Zn	0,35	0,1	35
^{95}Zr	1,4*	1	140
^{169}Er	3,7	1000	370

* Для радионуклидов из Перечня [12], в отношении которых в [53] не определены значения A^{PAO} , указанные в таблице значения приняты равными $100 \cdot \text{УВ}$ (кроме ^3H).

** Значения приведены в соответствии с [3, 149].

*** Для радионуклидов из Перечня [12], в отношении которых в [54] не определены значения УВ, указанные в таблице значения получены путем деления предела годовой эффективной дозы облучения населения (1 мЗв/год) на десятикратное произведение годового потребления воды лицом из критической группы «взрослые» по [54] и дозового коэффициента при поступлении с пищей из [54], мЗв/Бк.

С целью обеспечения выполнения всех перечисленных выше условий в Методике [16] используется следующее соотношение для расчета нормативов ДС РВ:

$$ДС_{r,i} = \min(ДС_{r,i}^{\text{доз}}, ДС_{r,i}^{\text{ПВ}}, ДС_{r,i}^{\text{ДО}}, ДС_{r,i}^{\text{ОА}}). \quad (52)$$

Проверку соблюдения установленных нормативов в [27] рекомендовано выполнять с использованием следующего соотношения:

$$\sum_{r,i} \frac{Q_{r,i}}{ДС_{r,i}} \leq 1. \quad (53)$$

Подводя итог следует отметить, что по сути в основе нормирования сбросов РВ лежат те же принципы, что и в отношении выбросов – недопустимость облучения населения сверх установленных пределов и обеспечение благоприятных условий окружающей среды.

2.3.2. Расчет факторов разбавления

Порядок расчета факторов разбавления в Методике [16] описан для различных типовых элементов, в виде комбинаций которых может быть представлена реальная водная система. Такими типовыми элементами являются:

однородные потоки – водные объекты, являющиеся водотоками или участками таких водных объектов, на которых имеется выраженное течение, отсутствуют резкие изменения глубины и ширины, направление осредненной скорости постоянно по всей глубине, количество воды, привносимое боковыми притоками, мало (менее 20 %) по сравнению с расходом основного потока и отсутствуют устойчивые водоворотные области (рис. 18 а);

однородные водоемы – водные объекты, являющиеся водоемами с площадями поверхности не более 400 км² (рис. 18 б);

большие водоемы – водные объекты, являющиеся водоемами с площадями поверхности более 400 км² (рис. 18 в).

Указанная выше категоризация водных объектов принята в соответствии с [150].

Каждый из указанных выше типовых элементов водных систем имеет свою собственную специфику расчета фактора разбавления.

Детально модели переноса радионуклидов в водных объектах описаны в Приложении Д, а здесь мы ограничимся лишь общим описанием расчетных соотношений для определения факторов разбавления.



а) р. Дон в районе Нововоронежской АЭС



б) пруд-охладитель Курской АЭС



в) оз. Бабинская Имандра

Рис. 18. Примеры различных типов водоемов

Для однородного потока (река, ручей) в непосредственной близости от источника сбросов (на расстояниях от источника сбросов, меньших семикратной глубины водоема) в [16] используется соотношение, в котором фактор разбавления водного объекта принимается равным начальному разбавлению в источнике сброса [81], т. е.:

$$\Phi = \Phi_1 = \frac{1}{3,15 \cdot 10^7 \cdot Q_{disc}}, \quad (54)$$

где x – продольная координата вдоль по течению водотока с началом в точке сброса, м;

H – глубина водотока, соответствующая минимальному за последние 30 лет расходу воды в водотоке с учетом притоков, м;

Q_{disc} – средний расход воды в сбросном канале источника сбросов радиоактивных сточных вод, м³/с;

$3,15 \cdot 10^7$ – число секунд в году.

Для участков однородного потока, на которых соотношение $x < 7 \cdot H$ не выполняется, в [16] используется соотношение, учитывающее разбавление сброса радиоактивных сточных вод, основанное на модели, изложенной в [144] и учитывающей начальное разбавление в источнике сброса:

$$\Phi = \Phi_2 = \frac{1}{3,15 \cdot 10^7 (Q_f + Q_{disc})} \left[1 + 2 \sum_{n=1}^{\infty} \exp \left(- \frac{n^2 \pi^2 (x + \zeta) D_{mnp}}{B^2 V} \right) \cos \left(\frac{z_s n \pi}{B} \right) \cos \left(\frac{z n \pi}{B} \right) \right], \quad (55)$$

где Q_f – минимальный за последние 30 лет расход воды в водотоке с учетом притоков, м³/с;

D_{mnp} – коэффициент турбулентной дисперсии в поперечном к течению направлении z , м²/с;

B – ширина водотока, м, соответствующая минимальному за последние 30 лет расходу воды в водотоке;

V – скорость водотока, м/с, соответствующая минимальному за последние 30 лет расходу воды в водотоке;

z – поперечная координата водотока, м;

z_s – поперечная координата точки сброса, м;

n – переменная суммирования;

ζ – параметр, м, значение которого определяется соотношениями:

$$\zeta = \begin{cases} \mu - 7 \cdot H, & \text{если } \Phi_2(x = 7 \cdot H) > \Phi_1 \\ 0, & \text{если } \Phi_2(x = 7 \cdot H) \leq \Phi_1 \end{cases}, \quad (56)$$

где μ – решение уравнения $\Phi_2(x) = \Phi_1$ в пределах от 0 до $7 \cdot H$ при ζ , равном 0.

Следует отметить, что, в соответствии с Методикой [16], в расчетах ДС^{доз} по соотношению (48) для пути внутреннего облучения, связанного

с потреблением водных биологических ресурсов⁸, консервативно принимается значение фактора разбавления, рассчитанное с использованием только соотношения (54), а для остальных путей облучения – значения, рассчитанные с использованием соотношений (55) и (56). Такой подход соответствует рекомендациям [81]. Соотношения для расчета факторов разбавления для больших водоемов и для однородных водоемов, представленные в [16], также основаны на моделях, описанных в [81].

При сбросе в большой водоем факторы разбавления для путей внешнего облучения рассчитываются с помощью соотношения [16]:

$$\Phi_i = \frac{962 \cdot U^{0,17}}{D \cdot x^{1,17}} \cdot \exp \left[\frac{(-7,28 \cdot 10^5) \cdot U^{2,34} \cdot y_0^2}{x^{2,34}} \right] \exp \left(-\frac{\lambda_i \cdot x}{U} \right), \quad (57)$$

где U – скорость прибрежного течения, м/с;

D – глубина большого водоема в области точки сброса, м;

λ_i – постоянная распада i -го радионуклида, с⁻¹;

x – расстояние от источника сбросов до точки расчета по берегу, м;

y_0 – расстояние от береговой линии до точки сброса по нормали к береговой линии, м.

При сбросе в большой водоем факторы разбавления для путей внутреннего облучения рассчитываются с помощью соотношения из [16]:

$$\Phi_i = \frac{962 \cdot U^{0,17}}{D \cdot x^{1,17}} \cdot \exp \left(-\frac{\lambda_i \cdot x}{U} \right), \quad (58)$$

при этом значения пространственных переменных, входящих в формулы (57) и (58), должны удовлетворять следующим условиям:

$$\frac{y - y_0}{x} < 3,7 \text{ и } 7 \cdot D < x, \quad (59)$$

где y – расстояние от береговой линии до точки, где определяется фактор разбавления, м.

Для расчета факторов разбавления при сбросах в однородные водоемы используется следующее соотношение из [16]:

⁸ В соответствии со статьей 1 [151] к водным биологическим ресурсам относятся рыба, водные беспозвоночные и млекопитающие, водоросли, а также другие водные животные и растения, находящиеся в состоянии естественной свободы.

$$\Phi_i = [W_s + W_f + W_t + W_e + \lambda_i \cdot V_p]^{-1}, \quad (60)$$

где W_s – минимальная за последние 30 лет проточность водоема, м³/год;
 W_f – годовой фильтрационный расход водоема, м³/год;
 W_t – безвозвратные потери на технические нужды, м³/год;
 W_e – дополнительный член, равный 0 для всех радионуклидов, за исключением ³H, для которого он принимается равным годовому испарению воды из водоема, м³/год;
 V_p – объем водоема, соответствующий минимальной за последние 30 лет проточности водоема, м³;
 λ_i – постоянная распада i -го радионуклида, год⁻¹.

В описании рассмотренных соотношений для расчета факторов разбавления упоминается период 30 лет. Использование этой величины обусловлено имплементацией в [16] подхода МАГАТЭ, описанного в [81], в котором предполагается, что сбросы на момент проведения оценки их радиационного воздействия осуществляются организациями уже 30 лет, тем самым обеспечивая учет накопленного воздействия на население от всех сбросов организации за предшествующие годы эксплуатации.

2.3.3. Расчет максимальных удельных активностей

Соотношение (48) для расчета величин ДС^{доз} оперирует величинами МУА^{доз}, которые могут быть определены как максимальные удельные активности радионуклидов в воде водоема – приемника сбросов организации, при которых при осуществлении водопользования годовая эффективная доза облучения населения не превысит выделенной для организации квоты от ПД на облучение от сбросов РВ.

Основными путями облучения населения, учет которых необходим при расчете МУА^{доз}, в соответствии с методикой [16], являются:

внешнее облучение: купание, добыча (вылов) водных биологических ресурсов, изъятие объектов аквакультуры⁹, удовлетворение личных и бытовых нужд (пребывание на пляже, пребывание в поймах рек, пребывание на орошаемых сельскохозяйственных угодьях);

внутреннее облучение: потребление продукции из водных биоресурсов и объектов аквакультуры, потребление питьевой воды, водопой скота (потребление молока и мяса), потребление плодоовощной продукции с орошаемых сельскохозяйственных угодий, выпас скота

⁹ В терминологии [151] под этим видом деятельности понимается, к примеру, вылов рыбы из рыбоводных хозяйств для дальнейшего ее перемещения в другой водоем в целях сохранения водных биоресурсов в этом водоеме.

на орошаемых пастбищах (потребление молока и мяса), вдыхание загрязненной пыли при проведении сельскохозяйственных работ.

Учет указанных выше путей облучения населения рекомендован МАГАТЭ в [81].

Окончательный набор путей облучения, которые необходимо учитывать при расчете величин $ДС^{ДОЗ}$, определяется на основании исследований видов водопользования водной системы.

В общем виде величины $МУА^{ДОЗ}$ для путей внешнего и внутреннего перорального поступления радионуклидов определяются соотношениями:

$$МУА_{r}^{ДОЗ.внеш.} = \frac{\delta}{F_{r,внеш.} \cdot \tau_D}, \quad (61)$$

$$МУА_{r}^{ДОЗ.внут.} = \frac{\delta}{F_{r,внут.} \cdot K_{f,r} \cdot P_f}, \quad (62)$$

где $F_{r,внеш.}$ – дозовые коэффициенты для путей внешнего облучения, $(Зв \cdot м^3)/(Бк \cdot год)$;

$F_{r,внут.}$ – дозовые коэффициенты для путей внутреннего перорального облучения, $Зв/Бк$;

$K_{f,r}$ – коэффициенты перехода r -го радионуклида из воды в организм человека по пищевым цепочкам в продукт питания f , $м^3/кг$;

τ_D – время, затрачиваемое на вид водопользования, выраженное в долях года (безразмерная величина);

P_f – потребление продукта питания f , $кг/год$.

В рамках Методики [16] и руководства по безопасности [25] предполагается, что пути облучения «добыча (вылов) водных биоресурсов», «изъятие объектов аквакультуры» подразумевают нахождение облучаемого лица из населения в судне на поверхности водного объекта – приемника сбросов РВ. Вместе с тем пути облучения «пребывание на пляже» и «пребывание в поймах рек» охватывают и деятельность по добыче (вылову) водных биоресурсов и изъятию объектов аквакультуры с берега.

Значения дозовых коэффициентов $F_{r,внеш.}$ для путей облучения «купание», «добыча (вылов) водных биоресурсов», «изъятие объектов аквакультуры», рекомендованные в [25], приняты на основе базы данных, используемой в программном средстве [152]. Данные значения, так же как и дозовые коэффициенты, связанные с внешним облучением от выбросов РВ, основываются на опубликованных МКРЗ данных по ядерному распаду радионуклидов [134] и на использовании серии фантомов, соответствующих различным возрастным группам [135, 153] (Приложение В).

Для путей внешнего облучения «пребывание на пляже», «пребывание в поймах рек», «пребывание на орошаемых сельскохозяйственных угодьях» дозовые коэффициенты $F_{r, \text{внеш}}$, в соответствии с [16, 25], определяются следующим образом:

$$F_{r, \text{пребывание на пляже}} = 0,2 \cdot f_r \cdot K_d^r, \quad (63)$$

$$F_{r, \text{пребывание в пойме}} = f_r \cdot K_d^r, \quad (64)$$

$$F_{r, \text{пребывание на орош.тер-ях}} = f_r \cdot q_{\text{ор}} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_r \cdot T_{\text{ор}}}}{\lambda_r}, \quad (65)$$

где f_r – дозовый коэффициент внешнего облучения от почвы, $(\text{Зв} \cdot \text{м}^2)/(\text{Бк} \cdot \text{с})$;

$q_{\text{ор}}$ – расход воды на орошение, $\text{м}^3/(\text{м}^2 \cdot \text{год})$;

K_d^r – коэффициент межфазного распределения радионуклида r между водой и почвой, м^{-1} , определять который в [25] рекомендовано следующим образом:

$$K_d^r = 6 \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_r \cdot T_e}}{\lambda_r \cdot T_e} \cdot K_{\text{нд}}^r, \quad (66)$$

где T_e – эффективное время накопления радионуклидов в донных отложениях, лет;

$T_{\text{ор}}$ – длительность орошения, лет;

$K_{\text{нд}}^r$ – коэффициент межфазного распределения радионуклида r между водой и донными отложениями, $\text{м}^3/\text{кг}$.

Рекомендованные в [25] значения дозовых коэффициентов f_r приняты на основе [152, 153]. Расход воды на орошение $q_{\text{ор}}$ следует определять на основе местных натуральных исследований, а при отсутствии возможности их проведения, на основе рекомендаций МАГАТЭ [81], принимать равным $0,475 \text{ м}^3/(\text{м}^2 \cdot \text{год})$. Длительность орошения в [25] рекомендовано принимать равной среднему времени проживания человека на загрязненной радионуклидами территории – 50 лет [81].

Коэффициенты $K_{\text{нд}}^r$ (Приложение Е) представляют собой отношение концентрации радионуклида r , сорбированной донными отложениями на единицу их веса (Бк/кг), к концентрации данного радионуклида, растворенной в единице объема водоема (Бк/л). Значения данных коэффициентов, рекомендованные для использования в [25] для пресной и морской воды, приняты на основе документов МАГАТЭ [82, 83].

Для пути внутреннего облучения, обусловленного вдыханием загрязненной радионуклидами пыли при проведении сельскохозяйственных работ на территориях, орошаемых водой из водоема – приемника сбросов РВ, расчет МУА, согласно [16, 25], выполняется с использованием соотношения:

$$\text{МУА}_{r, \text{доз.внут.}} = \frac{\delta}{F_{r, \text{инг.}} \cdot \tau_{\text{ор}} \cdot I_{\text{инг.}, r} \cdot K_{\text{пыль}, r}}, \quad (67)$$

где $\tau_{\text{ор}}$ – время (в долях года), в течение которого облучаемое лицо пребывает на орошаемых территориях;

$F_{r, \text{инг.}}$ – дозовый коэффициент внутреннего облучения за счет ингаляции, Зв/Бк;

$I_{\text{инг.}, r}$ – количество воздуха, вдыхаемого человеком возрастной группы, критической по поступлению в организм радионуклида r , за год, м³/год (в [25] рекомендованы значения из [54]);

$K_{\text{пыль}, r}$ – коэффициент перехода радионуклида i из воды, используемой для орошения, через почву в воздух за счет вторичного подъема пыли и за счет подъема пыли в результате пахоты, безразмерная величина, определять которую в [25] рекомендовано с использованием соотношения:

$$K_{\text{пыль}, r} = \frac{120}{365} \cdot q_{\text{ор}} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_i \cdot t_b}}{\lambda_i \cdot \rho} \cdot 0,74 \cdot \left(\frac{u}{2,2}\right)^{1,2} \cdot \left(\frac{M}{2}\right)^{1,4} \cdot S_{\text{уч}}^{\text{сред}} \cdot L \cdot P \cdot \bar{G}(x=1 \text{ м}), \quad (68)$$

где u – среднегодовая скорость ветра, м/с;

t_b – параметр, равный $1,1 \cdot 10^4$ сут (30 лет);

ρ – поверхностная плотность корневого слоя почвы, кг/м²;

M – влажность почвы, % (определяется на основе данных местных натуральных исследований);

$S_{\text{уч}}^{\text{сред}}$ – усредненная за сезон интенсивность вскапывания 600 м² земли, м²/с;

L – глубина корневого вскапываемого слоя почвы, м;

P – объемная плотность почвы, кг/м³;

$\bar{G}(x=1 \text{ м})$ – величина среднегодового метеорологического фактора разбавления на расстоянии 1 м от вспахиваемого участка, с/м³.

Рекомендованные (для случая отсутствия данных местных натуральных исследований) в [25] значения параметров ρ , L и P из соотношения (68) приняты на основе [81].

Для ${}^3\text{H}$ в [25] приведено отдельное соотношение, составленное на основе моделей, изложенных в [81], и учитывающее сразу все возможные пути облучения населения за счет воздействия сбросов данного радионуклида:

$$\text{МУА}_{\text{H}} = \frac{\delta}{g_{\text{H}} \cdot 10^{-3}} \cdot \quad (69)$$

Глава 3. Методические основы контроля выбросов и сбросов радиоактивных веществ

Контроль выбросов и сбросов РВ является одним из наиболее важных элементов обеспечения радиационной безопасности. Так, в соответствии с руководством по безопасности МАГАТЭ [92], программа инспекций организации, эксплуатирующей ядерную установку, должна включать вопрос проверки того, что выбросы и сбросы РВ в окружающую среду находятся в рамках разрешенных нормативов. При этом, согласно [92], необходимо проверять организованные на объекте системы контроля радиоактивных выбросов и сбросов.

Рекомендованный МАГАТЭ [3, 92] подход к обеспечению безопасности предполагает соблюдение нормативов выбросов и сбросов как критерий обеспечения безопасности деятельности, что следует отражать в требованиях безопасности, утверждаемых регулирующим органом (в нормативной базе Российской Федерации рассмотренные выше положения нашли отражение в ФНП [17–22]).

При проверке соблюдения нормативов принципиально важно учитывать два фактора: неопределенность измерений активности выброса (сброса) и чувствительность измерительных приборов и методик выполнения измерений и пробоотбора, характеризующих степень точности измерений. Обеспечение точности измерений, связанных с ионизирующими излучениями, в том числе и измерений активности выбросов и сбросов РВ, является важной частью стандартов безопасности МАГАТЭ. Так, к примеру, в стандарте безопасности [3] указано, что калибровка¹⁰ средств радиационного контроля, необходимых для подтверждения выполнения требований безопасности осуществления организациями деятельности, приводящей к радиационному воздействию, является ответственностью этих организаций. Имплементацией данного требования в российской нормативной практике является, к примеру, установленное в [98] требование о том, что средства радиационного контроля выбросов и сбросов РВ в атмосферный воздух должны соответствовать метрологическим требованиям к измерениям, в том числе по диапазону измерений, показателям точности, предельно допустимой погрешности.

¹⁰ В терминологии, используемой в [100], данный термин определен как регулировка средства измерения в целях обеспечения приемлемой точности получаемых с его использованием результатов измерений, критерием достижения которой, согласно Глоссарию МАГАТЭ [154], является установленное допустимое расхождение результата измерения, полученного с помощью средства измерения, с результатом измерения, полученным в рамках утверждения типа средства измерения с использованием образцовой среды, являющейся эталонной в соответствии с законодательством в области обеспечения единства измерений.

Измерения в области использования атомной энергии в Российской Федерации отнесены к сфере государственного регулирования обеспечения единства измерений ст. 1 [103], что означает обязательность соблюдения метрологических требований при их проведении, включая показатели точности – диапазоны измерений и пределы допускаемой погрешности измерений. Установление требований к показателям точности, согласно ст. 5 [103], осуществляется структурами, уполномоченными осуществлять нормативно-правовое регулирование в области использования атомной энергии. В табл. № 16 приведены в качестве примера показатели точности измерения объемной активности радионуклидов в выбросах судов с ядерными энергетическими установками, утвержденные Госкорпорацией «Росатом» [155].

Таблица № 16

Показатели точности измерений активности радионуклидов в выбросах судов с ядерными энергетическими установками [155]

Измерения		Обязательные метрологические требования к измерениям	
Измеряемая величина	Объект измерений	Диапазон измерений	Максимальная допускаемая относительная погрешность, %
Объемная β -активность аэрозолей в воздухе	β -активные аэрозоли в выбросах в окружающую среду	$0,4 \cdot 10^1 \div 3,7 \cdot 10^7$ Бк/м ³	40
Объемная активность паров ¹³¹ I в воздухе	Пары ¹³¹ I в выбросах в окружающую среду	$3,7 \cdot 10^1 \div 3,7 \cdot 10^8$ Бк/м ³	50

Ограниченная чувствительность измерительных приборов и методик выполнения измерений и пробоотбора приводит к тому, что не каждый радионуклид в выбросах (сбросах) может быть зарегистрирован. В соответствии с международно-признанным подходом [100] в таких случаях значение фактического выброса или сброса радионуклида r за временной период t (например, сутки, месяц, год) следует принимать равным [26, 27]:

$$Q_r(t) = \eta_r \cdot \text{НПП}_r \cdot V_t, \quad (70)$$

где V_t – объем (расход) выбрасываемой (сбрасываемой) среды, м³/сут (м³/мес, м³/год);

НПР_r – нижний порог регистрации радионуклида r , характерный для метода регистрации выброса (сброса), Бк/м³;

η_r – коэффициент, характеризующий степень консервативности определения активности радионуклида r в выбросе (сбросе) в соответствии с применяемой методикой и средством контроля, безразмерная величина, значение которой, при отсутствии информации о распределении контролируемой величины рекомендуется принимать равным 0,5.

В соответствии с руководствами по безопасности МАГАТЭ [4, 100] целесообразно установление ограничений на выбросы и сбросы РВ за сроки, в том числе, меньшие, чем год. Имплементацией этих положений в российской нормативной практике является необходимость установления контрольных уровней по выбросам и сбросам РВ, продиктованная требованиями [21]. В соответствии с рекомендациями [26, 27] в целях обеспечения соблюдения нормативов ПДВ РВ и ДС РВ следует устанавливать контрольные уровни за сутки, месяц и год следующим образом:

$$\text{КУ}_{r,i}^{\text{год}} = \frac{\text{ПДВ}^{r,i}(\text{ДС}^{r,i})}{X}, \quad (71)$$

$$\text{КУ}_{r,i}^{\text{мес}} = \frac{\text{КУ}_{r,i}^{\text{год}}}{12}, \quad (72)$$

$$\text{КУ}_{r,i}^{\text{сут}} = \frac{\text{КУ}_{r,i}^{\text{год}}}{365}, \quad (73)$$

где X – безразмерная величина, значение которой рекомендовано принимать в диапазоне от 2 до 5.

Таким образом, КУ являются производными величинами от ПДВ или ДС.

Для обеспечения соблюдения ПДВ РВ, ДС РВ и КУ по выбросам (сбросам) необходим контроль активности выброса (сброса) за сутки, месяц и год. При этом важно обеспечить учет неопределенностей и НПР используемых методов регистрации выброса (сброса).

Как отмечалось в разделе 1.4, активность выброса (сброса) r -го радионуклида не является величиной, подлежащей непосредственному измерению. Она определяется на основе результатов измерения содержания этого радионуклида в выбрасываемой (сбрасываемой) среде и измерения объема (расхода) этой среды за определенный период времени. Так, активность выброса (сброса) радионуклида r за сутки из организованного источника i может быть определена следующим образом:

$$q_{r,i}^{\text{сут}} = A_{V,r}^{\text{сут}} \cdot W_i \cdot 24, \quad (74)$$

где $A_{V,r}^{\text{сут}}$ – среднесуточная объемная активность радионуклида r в выбросе (сбросе) из источника i , Бк/м³;

W_i – средний за сутки расход выброса (сброса), м³/час;

24 – число часов в одних сутках.

Основным способом измерения $A_{V,r}^{\text{сут}}$ является отбор в течение определенного времени радиоактивной среды из потока на пробоотборные фильтры или емкости. По результатам отбора проб осуществляется измерение активностей накопленных радионуклидов. Объемные активности радионуклидов получают путем деления измеренных активностей на измеренный с помощью расходомера объем прокачанного через фильтр (емкость) воздуха.

В случае если содержание радионуклида r в отобранных пробах не превысило НПР используемого метода регистрации активности, то значение $A_{V,r}^{\text{сут}}$ следует принимать равным $\eta_r \cdot \text{НПР}_r$.

Согласно рекомендациям [26, 27], если соответствующим исследованием (например, прецизионными измерениями) доказано присутствие в выбросе (сбросе) нормируемого радионуклида на более низком уровне, чем это позволяет регламентный (штатный) контроль, то коэффициент η_r может быть определен на основе результатов этих исследований, например, из решения системы уравнений:

$$\begin{cases} q_{r,i}^{\text{сут}} = \eta_r \cdot \text{НПР}_{r, \text{ штатного метода}} \cdot W_i^{\text{сут}} \\ q_{r,i}^{\text{сут}} = 0,5 \cdot \text{НПР}_{r, \text{ прецизионного метода}} \cdot W_i^{\text{сут}} \end{cases} \quad (75)$$

где $W_i^{\text{сут}}$ – объем выброса (сброса) за сутки, м³/сут.

Решив систему уравнений (75) относительно параметра η_r , получим:

$$\eta_r = 0,5 \cdot \frac{\text{НПР}_{r, \text{ прецизионного метода}}}{\text{НПР}_{r, \text{ штатного метода}}}. \quad (76)$$

Для учета абсолютной расширенной неопределенности контроля суточного выброса (сброса) с доверительной вероятностью $P = 0,95$ может быть использовано соотношение:

$$\Delta_{r,i}^{\text{сут}} = 2 \cdot u_{r,i}^{\text{сут}} \cdot q_{r,i}^{\text{сут}}, \quad (77)$$

где $u_{r,i}^{\text{сут}}$ – относительная суммарная стандартная неопределенность контроля активности суточного сброса нормируемого радионуклида r из нормируемого источника i за сутки, рассчитываемая по формуле:

$$u_{r,i}^{\text{сут}} = \sqrt{(u_{r,i}^a)^2 + \frac{1}{3} \cdot (U_i^W)^2}, \quad (78)$$

где $u_{r,i}^a$ – относительная суммарная стандартная неопределенность контроля объемной активности нормируемого радионуклида r , выбрасываемого (сбрасываемого) из нормируемого источника i ;

U_i^W – относительная суммарная стандартная неопределенность (для $P = 0,95$) контроля суточного объема выброшенного воздуха (сброшенной воды) из нормируемого источника i , которая может быть определена по формуле:

$$U_i^W = \frac{1}{\bar{W}} \cdot \sqrt{\frac{\sum_k (W_k - \bar{W})^2}{k-1}}, \quad (79)$$

где \bar{W} – среднее арифметическое значение результата контроля суточного объема выбрасываемой (сбрасываемой) среды;

W_k – очередное измеренное значение результата контроля суточного объема выбрасываемой (сбрасываемой) среды;

k – число измерений в испытании.

Значение активности выброса (сброса) за месяц m и его стандартная неопределенность определяются с помощью соотношений:

$$q_{r,i}^{\text{мес}} = \sum_{d=1}^D q_{r,i}^{\text{сут},d}, \quad (80)$$

$$u_{r,i}^{\text{мес},m} = \frac{\sqrt{\sum_{m=1}^{12} (u_{r,i}^{\text{сут},d} \cdot q_{r,i}^{\text{сут},d})^2}}{q_{r,i}^{\text{мес},m}}, \quad (81)$$

где D – число дней в месяце m .

Значение активности выброса (сброса) за год и его стандартная неопределенность определяются с помощью соотношений:

$$Q_{r,i}^{\text{год}} = \sum_{m=1}^{12} q_{r,i}^{\text{мес},m}, \quad (82)$$

$$u_{r,i}^{\text{год}} = \frac{\sqrt{\sum_{m=1}^{12} (u_{r,i}^{\text{мес},m} \cdot q_{r,i}^{\text{мес},m})^2}}{Q_{r,i}^{\text{год}}}. \quad (83)$$

При контроле выбросов радионуклидов в форме, отличной от газообразной (примером газообразной формы выбросов является выброс ИРГ), методами, предусматривающими пробоотбор, не вся активность, забираемая из источника выброса на пробоотбор, может быть доставлена по пробоотборному тракту до аналитического фильтра. Часть активности осядет в пробоотборном тракте, что диктует необходимость учитывать эти потери в методиках выполнения измерений объемной активности выбросов, таким образом, что фактически измеренная активность счетного образца, нормированная на объем прокаченного загрязненного воздуха, должна быть увеличена сообразно величине потерь в пробоотборном тракте. В связи с этим важным (в том числе с точки зрения международных документов по стандартизации [156]) является вопрос оценки потерь аэрозольной активности в пробоотборном тракте.

Так, например, на основании методов оценки потерь в пробоотборном тракте, изложенных в [156, 157], можно утверждать, что при расходах и диаметрах пробоотборных трубок, характерных для АЭС, и при длине трубок около 20 м, возможны значительные (более 70 %) потери аэрозолей. Указанное свидетельствует о том, что методики выполнения измерений объемной активности выбросов радионуклидов, применяемые на объектах использования атомной энергии, должны учитывать реальные расходы среды в пробоотборных трубках, диаметры трубок и их длины, характерные для каждого конкретного источника выбросов, а также, что величина потерь в пробоотборном тракте, учитываемая в таких методиках, должна быть подтверждена экспериментально.

В [26] при разработке системы пробоотбора выбросов рекомендовано принимать меры для минимизации потерь аэрозолей и физико-химических форм йода в процессе транспортировки от пробоотборного зонда до точки отбора проб, в том числе обеспечивать:

- минимально возможную длину пробоотборной линии;
- минимальное количество поворотов и изгибов пробоотборной линии;
- плавные изгибы пробоотборных трубопроводов;
- применение трубок из нержавеющей стали с электрохимической полировкой внутренней поверхности;
- прокладку пробоотборной линии внутри венттрубы;
- электрообогрев и теплоизоляцию участков трубопровода пробоотборной линии, проложенных во внешней среде;
- возможность регулировки и установления оптимальной скорости воздушного потока в пробоотборной линии;
- возможность продувки пробоотборных линий сжатым воздухом для их очистки.

Схожие рекомендации, например минимизация длины пробоотборных линий и избежание использования острых колен и фитингов в пробоотборных линиях, присутствуют и в [158].

Определение указанных потерь в целях обеспечения достоверности контроля выбросов в [26] рекомендовано выполнять на основании прецизионных экспериментальных исследований, включающих анализ изменения характеристик аэродисперсной системы и соотношений между объемными активностями нормируемых радионуклидов на входе и выходе штатных пробоотборных линий.

Перспективным аспектом в рамках обеспечения достоверности контроля выбросов и сбросов является стандартизация методов и средств мониторинга выбросов и сбросов РВ. К примеру, в системе международных стандартов [159–163] установлен ряд положений, касающихся различных аспектов испытаний таких средств, проводимых в целях их допуска к эксплуатации на ОИАЭ. Аналогичный международный стандарт существует и для сбросов [164]. Важно отметить, что указанные стандарты устанавливают, в том числе, показатели точности, которые должны соблюдаться при том или ином испытании.

В табл. № 17 приведено уточнение предмета испытаний оборудования мониторинга выбросов РВ, рекомендованных в международных стандартах. В отношении сбросов РВ в международном стандарте [164] рекомендованы следующие испытания на:

- циклическое воздействие температуры/влажности;
- устойчивость к излучаемому радиочастотному электромагнитному полю и к кондуктивным помехам, наведенным радиочастотными электромагнитными полями;
- устойчивость к электростатическим разрядам;
- устойчивость к выбросу напряжения;
- устойчивость к электрическим быстрым переходным процессам;
- устойчивость к провалам, кратковременным прерываниям и изменениям напряжения электропитания;
- устойчивость к звенящей волне.

Рассмотренные выше рекомендации по видам испытаний средств измерений, используемых для мониторинга выбросов и сбросов РВ, имплементированы в [26, 27].

**Предмет испытаний оборудования мониторинга выбросов
радиоактивных веществ**

Предмет испытаний оборудования мониторинга выбросов радиоактивных веществ	Международный стандарт
Стойкость к механическим внешним воздействующим факторам машин, приборов и других технических изделий. Устойчивость к ударам	[165]
Совместимость технических средств электромагнитная. Устойчивость к радиочастотному электромагнитному полю	[166]
Совместимость технических средств электромагнитная. Устойчивость к микросекундным импульсным помехам большой энергии	[167]
Совместимость технических средств электромагнитная. Устойчивость к колебательным затухающим помехам	[168]

Рекомендациями [26, 27] допускается применение расчетного метода контроля выбросов и сбросов, основанного на применении так называемого метода радионуклидных векторов. Данный метод заключается в выявлении устойчивой корреляционной связи или консервативных соотношений между содержащимися в выбросе (сбросе) из нормируемого источника объемными активностями радионуклидов и выборе среди указанных радионуклидов реперных радионуклидов (активность которых в выбросах (сбросах) может быть достоверно измерена спектрометрическими методами) или групп радионуклидов, по содержанию которых в выбросах (сбросах) можно оценить активность выбросов (сбросов) нормируемых (целевых) радионуклидов, обнаружение которых не позволяет выполнить набор имеющихся средств измерений штатного (регулярного) контроля.

Наличие статистической корреляции может считаться доказанным, если рассчитанные по приведенному ниже соотношению (84) коэффициенты корреляции между активностями целевых и реперных радионуклидов равны или превышают значение целевого ориентира коэффициента корреляции.

$$R_A = \frac{\sum_{k=1}^n A_{r,k} \cdot A_{i,k} - \frac{(\sum_{k=1}^n A_{r,k}) \cdot (\sum_{k=1}^n A_{i,k})}{n}}{\sqrt{(\sum_{k=1}^n A_{r,k}^2 - \frac{(\sum_{k=1}^n A_{r,k})^2}{n}) \cdot (\sum_{k=1}^n A_{i,k}^2 - \frac{(\sum_{k=1}^n A_{i,k})^2}{n})}}, \quad (84)$$

где $A_{i,k}$ – объемная (удельная) активность i -го целевого радионуклида в k -ой пробе, Бк/м³;

$A_{r,k}$ – объемная (удельная) активность реперного радионуклида в k -ой пробе, Бк/м³;
 n – количество отобранных проб.

В качестве целевого ориентира коэффициента корреляции R_A в [169] рекомендовано использовать значение не менее 0,7. Для случая если R_A не ниже 0,7, в [169] рекомендовано определить масштабирующие коэффициенты \bar{K}_i с использованием метода, применяемого при линейном соотношении ($A_i = \bar{K}_i \cdot A_r$) между объемными (удельными) активностями целевых и реперных радионуклидов:

$$\bar{K}_i = \exp\left(\frac{1}{\sum_{k=1}^n (u_{K_{i,k}})^{-2}} \cdot \sum_{k=1}^n \frac{\ln(K_{i,k})}{(u_{K_{i,k}})^2}\right), \quad (85)$$

где $K_{i,k}$ – соотношения для i -го целевого и реперного радионуклида в k -ой пробе, определяемые как $A_{i,k}/A_{r,k}$;

$u_{K_{i,k}}$ – относительная неопределенность результата расчета соотношения для i -го радионуклида в k -ой пробе, определяемая по формуле:

$$u_{K_{i,k}} = \sqrt{(u_{A_{i,k}})^2 + (u_{A_{r,k}})^2}, \quad (86)$$

где $u_{A_{i,k}}$ и $u_{A_{r,k}}$ – относительные неопределенности измерения объемных (удельных) активностей целевого и реперного радионуклидов в k -ой пробе среды, выбрасываемой в атмосферный воздух (сбрасываемой в водный объект).

В случае если значение рассчитанного по формуле (84) коэффициента корреляции R_A ниже целевого ориентира, в [169] рекомендовано вычисление коэффициента корреляции $R_{\ln A}$ между логарифмами удельных активностей целевого и реперного радионуклидов:

$$R_{\ln A} = \frac{\sum_{k=1}^n \ln(A_{r,k}) \cdot \ln(A_{i,k}) - \frac{(\sum_{k=1}^n \ln(A_{r,k})) \cdot (\sum_{k=1}^n \ln(A_{i,k}))}{n}}{\sqrt{\left(\sum_{k=1}^n \ln(A_{r,k})^2 - \frac{(\sum_{k=1}^n \ln(A_{r,k}))^2}{n}\right) \cdot \left(\sum_{k=1}^n \ln(A_{i,k})^2 - \frac{(\sum_{k=1}^n \ln(A_{i,k}))^2}{n}\right)}}. \quad (87)$$

В случае если рассчитанное по формуле (87) значение коэффициента корреляции $R_{\ln A}$ не ниже целевого ориентира, следует определить параметры линейной регрессии α и β между логарифмами активностей реперного и i -го радионуклида (например, методом наименьших квадратов или методом Ньютона – Рафсона) в предположении,

что зависимость логарифма объемной (удельной) активности целевого радионуклида от логарифма объемной (удельной) активности реперного радионуклида имеет вид:

$$\ln(A_i) = \alpha + \beta \cdot \ln(A_r). \quad (88)$$

Получение значений R_A и $R_{\ln A}$ меньших, чем значение целевого ориентира коэффициента корреляции, следует рассматривать в качестве свидетельства неприменимости метода радионуклидного вектора для контроля активности нормируемого радионуклида в выбросах (сбросах) по конкретному реперному радионуклиду. В данном случае рекомендуется определить применимость метода с использованием объемной (удельной) активности альтернативного реперного радионуклида (при наличии такового) или с использованием суммарной объемной (удельной) активности α - или β -излучающих радионуклидов.

В случае наличия как линейных, так и логарифмических зависимостей между активностями целевых и потенциальных реперных радионуклидов, реперным рекомендуется считать радионуклид, активность которого коррелирует линейным образом с активностью целевого радионуклида. В случае наличия только линейных или только логарифмических корреляций между активностями целевого радионуклида и каждым из потенциальных реперных радионуклидов, реперным радионуклидом рекомендуется считать тот, использование которого дает наименьшую неопределенность расчета активности целевого радионуклида.

Заключение

Нормирование выбросов и сбросов РВ в окружающую среду является одной из наиболее важных составляющих обеспечения радиационной безопасности при использовании атомной энергии, а установление на государственном уровне регулирующих требований в части нормирования является общепринятой практикой.

В Российской Федерации функционирование системы государственного нормирования является одним из инструментов реализации государственной политики в области обеспечения радиационной безопасности, определенным на уровне документов стратегического планирования.

На сегодняшний день сформирована целостная система нормативных и методических документов (приложения Ж–Н), содержащих как обязательные к соблюдению требования в части нормирования выбросов и сбросов и обеспечения контроля за соблюдением установленных нормативов, так и рекомендации по обеспечению выполнения этих требований. В рамках настоящего Методического пособия показано соответствие этой системы наилучшим мировым стандартам и практикам, как это предусмотрено «Основами государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года и дальнейшую перспективу» [5].

Безусловно, все описанное в Методическом пособии в части положений российского законодательства, подзаконных актов и утвержденных Ростехнадзором нормативно-методических документов является неким временным срезом текущего (на конец 2023 г.) состояния системы. Наука и технологии не стоят на месте, поэтому, безусловно, система будет совершенствоваться, а Методическое пособие, мы надеемся, будет дополняться и обновляться.

Еще раз подчеркнем, что в приложениях приведены актуальные редакции документов на момент составления, в практической деятельности рекомендуется всегда проверять их актуальность по официальным источникам.

Список литературы

1. Об охране окружающей среды: Федеральный закон от 10.01.2002 № 7-ФЗ.
2. Об охране атмосферного воздуха: Федеральный закон от 04.05.1999 № 96-ФЗ.
3. Radiation protection and safety of radiation sources: International basic safety standards. General safety requirement Part 3 No. GSR Part 3. – IAEA, Vienna, 2014.
4. Regulatory control of radioactive discharges to the environment. General safety guide No. GSG-9. – IAEA, Vienna, 2018.
5. Основы государственной политики в области обеспечения ядерной и радиационной безопасности Российской Федерации на период до 2025 года и дальнейшую перспективу: утверждены указом Президента Российской Федерации от 13.10.2018 № 585.
6. Руководство по установлению допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферу (ДВ-98). – М.: Госкомэкология России, Минатом России, 1999.
7. Методические указания по расчету допустимых сбросов радиоактивных веществ АЭС в поверхностные воды. МУК.2.6.1.29-2000: утверждены АО «Концерн Росэнергоатом» 28.11.2000.
8. СанПиН 2.6.1.24-03. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС-03): утверждены постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 28.04.2003 № 69.
9. О внесении изменений в некоторые постановления Правительства Российской Федерации по вопросам полномочий Министерства природных ресурсов и экологии Российской Федерации, Федеральной службы по надзору в сфере природопользования и Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору: постановление Правительства Российской Федерации от 13.09.2010 № 717.
10. Fundamental safety principles. Safety fundamentals No. SF-1. – IAEA, Vienna, 2006.
11. О Порядке установления источников выбросов вредных (загрязняющих) веществ в атмосферный воздух, подлежащих государственному учету и нормированию, и о Перечне вредных (загрязняющих) веществ, подлежащих государственному учету и нормированию: приказ Минприроды России от 31.12.2010 № 579 (утратил силу на основании приказа Минприроды России от 23.12.2015 № 554).
12. Об утверждении Перечня загрязняющих веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области

охраны окружающей среды: распоряжение Правительства Российской Федерации от 08.07.2015 № 1316-р.

13. О нормативах допустимых выбросов радиоактивных веществ и нормативах допустимых сбросов радиоактивных веществ, а также о выдаче разрешений на выбросы радиоактивных веществ, разрешений на сбросы радиоактивных веществ: постановление Правительства Российской Федерации от 26.06.2018 № 731.

14. О внесении изменений в Правила разработки и установления нормативов допустимых выбросов радиоактивных веществ, нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ, а также выдачи разрешений на выбросы радиоактивных веществ, разрешений на сбросы радиоактивных веществ: постановление Правительства Российской Федерации от 02.06.2023 № 916.

15. Методика разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (ПДВ-2012): утв. приказом Ростехнадзора от 07.11.2012 № 639, зарегистр. в Минюсте России 18.01.2013 № 26595 (с изменениями, внесенными приказом Ростехнадзора от 28.06.2017 № 233).

16. Методика разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей (ДС-2016): утв. приказом Ростехнадзора от 22.12.2016 № 551, зарегистр. в Минюсте России 15.02.2017 № 45652.

17. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций (НП-001-15): утв. приказом Ростехнадзора от 17.12.2015 № 522, зарегистр. в Минюсте России 02.02.2016 № 40939.

18. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла (ОПБ ОЯТЦ) (НП-016-05): утв. постановлением Ростехнадзора от 02.12.2005 № 11, зарегистр. в Минюсте России 01.02.2006 № 7433.

19. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок (НП-033-11): утв. приказом Ростехнадзора от 30.06.2011 № 348, зарегистр. в Минюсте России 29.08.2011 № 21700.

20. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Общие положения обеспечения безопасности радиационных источников (НП-038-16): утв. приказом Ростехнадзора от 28.09.2016 № 405, зарегистр. в Минюсте России 24.10.2016 № 44120.

21. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Безопасность при обращении с радиоактивными

отходами. Общие положения (НП-058-14): утв. приказом Ростехнадзора от 05.08.2014 № 347, зарегистр. в Минюсте России 14.11.2014 № 34701.

22. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности судов атомно-технического обслуживания» (НП-109-20), утв. приказом Ростехнадзора от 18.03.2020 № 120, зарегистр. в Минюсте России 12.08.2020 № 59247.

23. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендации по содержанию документов, обосновывающих нормативы предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух и нормативы допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты (РБ-085-21): утв. приказом Ростехнадзора от 23.09.2021 № 326.

24. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (РБ-106-21): утв. приказом Ростехнадзора от 30.08.2021 № 288.

25. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты (РБ-126-21): утв. приказом Ростехнадзора от 09.09.2021 № 297.

26. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендации по методам и средствам контроля за выбросами радиоактивных веществ в атмосферный воздух (РБ-135-17): утв. приказом Ростехнадзора от 30.08.2017 № 347.

27. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендации по методам и средствам контроля сбросов радиоактивных веществ в водные объекты (РБ-005-21): утв. приказом Ростехнадзора от 16.02.2021 № 61.

28. Методическое пособие по вопросам регулирования выбросов и сбросов в окружающую среду: Часть I. Методические основы регулирования и мониторинга выбросов и сбросов. Нормирование выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2015. – 170 с.

29. Методическое пособие по вопросам регулирования выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду. Часть II. Регулирование сбросов радиоактивных веществ в водные объекты. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2017. – 114 с.

30. Рамочная конвенция Организации объединенных наций об изменении климата. – Организация объединенных наций, 1992.

31. Киотский протокол к Рамочной конвенции ООН об изменении климата. Киото, 11.12.1997.
32. Парижское соглашение. – Организация объединенных наций, 2015.
33. О ратификации рамочной Конвенции ООН об изменении климата: Федеральный закон от 04.11.1994 № 34-ФЗ.
34. Power reactor information system (PRIS). URL: <https://pris.iaea.org/PRIS/home.aspx> (дата обращения: 30.10.2023).
35. Официальный сайт Организации Объединенных Наций (ООН). URL: <https://www.un.org/ru/global-issues/atomic-energy> (дата обращения: 30.10.2023).
36. Technical assessment of nuclear energy with respect to the ‘do no significant harm’ criteria of Regulation (EU) 2020/852 (“Taxonomy Regulation”). EUR 30777 EN. Joint Research Centre. 2021.
37. Renewables 2021. Global status report. – Paris: Ren21 Secretariat, 2021. ISBN: 978-3-948393-03-8.
38. Regulation (EU) 2020/852 of the European Parliament and of the Council of 18 June 2020 on the establishment of a framework to facilitate sustainable investment, and amending Regulation (EU) 2019/2088.
39. Sources and effects of ionizing radiation. – United Nations Scientific Committee on the effects of atomic radiation. UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly, with scientific annexes. – New York, 2000.
40. Sources and effects of ionizing radiation. – United Nations Scientific Committee on the effects of atomic radiation. UNSCEAR 1993 Report to the General Assembly, with scientific annexes. – New York, 1993.
41. Sources and effects of ionizing radiation. – United Nations Scientific Committee on the effects of atomic radiation. UNSCEAR 1998 Report to the General Assembly, with scientific annexes. – New York, 1998.
42. Курындин А. В., Поляков Р. М., Понизов А. В., Фелицын М. А., Шаповалов А. С., Шарафутдинов Р. Б., Белинский Л. Л., Иванов К. В., Суворова Е. В., Хаперская А. В. Комплексный сравнительный анализ безопасности реализации открытого и замкнутого ядерных топливных циклов в Российской Федерации. Методология и результаты. Труды НТЦ ЯРБ. – М.: ФБУ «НТЦ ЯРБ», 2021 г. – 59 с.: ил.
43. Конституция Российской Федерации (принята всенародным голосованием 12.12.1993 с изменениями, одобренными в ходе всероссийского голосования 01.07.2020).
44. О радиационной безопасности населения: Федеральный закон от 09.01.1996 № 3-ФЗ.
45. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 26, 1977, Ann. ICRP 1 (3).

46. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection/ ICRP Publication 60. – Ann. ICRP 21 (1-3). – ICRP, 1991.

47. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection/ ICRP Publication 103.– Ann. ICRP 37 (2–4). – ICRP, 2007.

48. The Precautionary Principle. – France, United Nations Educational, Scientific and Cultural Organization.

49. Об утверждении Санитарных правил СП 2.6.1.2216-07 «Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ» (вместе с СП 2.6.1.2216-07. 2.6.1. Ионизирующее излучение, радиационная безопасность. Санитарно-защитные зоны и зоны наблюдения радиационных объектов. Условия эксплуатации и обоснование границ (СП СЗЗ И ЗН-07). Санитарные правила: постановление Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 29.05.2007 № 30.

50. Disposal of radioactive waste. Specific safety requirements No. SSR-5. – IAEA, Vienna, 2011.

51. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Захоронение радиоактивных отходов. Принципы, критерии и требования безопасности (НП-055-14): утв. приказом Ростехнадзора от 22.08.2014 № 379 (ред. от 18.05.2022), зарегистрир. в Минюсте России 02.02.2015 № 35819.

52. Об обращении с радиоактивными отходами и о внесении изменений в отдельные законодательные акты Российской Федерации: Федеральный закон от 11.07.2011 № 190-ФЗ.

53. О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов: постановление Правительства Российской Федерации от 19.10.2012 № 1069.

54. СанПиН 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): утв. постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 07.07.2009 № 47.

55. Nonstochastic Effects of Ionizing Radiation / ICRP Publication 41. – Ann. ICRP 14 (3). – ICRP, 1984.

56. A framework for assessing the impact of ionizing radiation on non-human species / ICRP Publication 91. – Ann. ICRP 33 (3). - ICRP, 2003.

57. Environmental protection – the concept and use of reference animals and plants / ICRP Publication 108. – Ann. ICRP 38 (4–6). – ICRP, 2008.

58. О разработке, установлении и пересмотре нормативов качества окружающей среды, а также об утверждении нормативных документов

в области охраны окружающей среды, устанавливающих технологические показатели наилучших доступных технологий: постановление Правительства Российской Федерации от 13.02.2019 № 149.

59. О порядке установления и пересмотра экологических и гигиенических нормативов качества атмосферного воздуха, предельно допустимых уровней физических воздействий на атмосферный воздух и государственной регистрации вредных (загрязняющих) и потенциально опасных веществ: постановление Правительства Российской Федерации от 02.03.2000 № 182.

60. Об утверждении Положения об отнесении водного объекта или части водного объекта к водным объектам рыбохозяйственного значения и определении категорий водных объектов рыбохозяйственного значения: постановление Правительства Российской Федерации от 28.02.2019 № 206.

61. Алексахин Р. М. Радиационная защита окружающей среды: антропоцентрический и экологический принципы // Рефераты докладов Тринадцатой ежегодной конференции Ядерного общества России «Экологическая безопасность, техногенные риски и устойчивое развитие». (Москва, 23–27 июня 2002 г.). – с. 20–23.

62. Оценка радиационно-экологического воздействия на объекты природной среды по данным мониторинга радиационной обстановки. Р. 52.18.820-2015. Рекомендации: утверждены Росгидрометом России 17.04.2015.

63. Порядок расчета контрольных уровней содержания радионуклидов в пресной воде и почве. Р 52.18.853-2016. Рекомендации: утверждены Росгидрометом России 17.08.2016.

64. Порядок расчета контрольных уровней содержания радионуклидов в морских водах. Р 52.18.852-2016. Рекомендации: утверждены Росгидрометом России 17.08.2016.

65. Порядок расчета контрольных уровней содержания радионуклидов в донных отложения морских водных объектов. Р 52.18.873-2018. Рекомендации: утверждены Росгидрометом России 01.10.2018.

66. Effects of ionizing radiation on plants and animals at levels implied by current radiation protection standards. Technical report series No. TRS-332. – IAEA, Vienna, 2001.

67. United Nations. Effects of radiation on the environment. UNSCEAR report. United Nations, New York, 1996.

68. United Nations. Effects of radiation on the environment. UNSCEAR 2008 report to the General Assembly with scientific annexes. Volume II, scientific annex E. Effect of ionizing radiation on non-human biota. United Nations, New York, 2008.

69. International Commission on Radiological Protection (ICRP). Publication 124. Protection of the Environment under Different Exposure Situations. Annals of the ICRP. 2014.

70. Административный регламент Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору предоставления государственной услуги по выдаче разрешений на выбросы и сбросы радиоактивных веществ в окружающую среду: утв. приказом Ростехнадзора от 06.05.2020 № 181, зарегистр. в Минюсте России 09.10.2020 № 60318.

71. Нововоронежская АЭС. Отчет по экологической безопасности. 2018. URL: <https://www.rosatom.ru/upload/iblock/7de/7dee7cc2aff0291212206afd814ae773.pdf> (дата обращения: 30.10.2023).

72. Assessing the need for radiation protection measures in work involving minerals and raw materials. SRS № 49. – Vienna: IAEA, 2006. – 56 p.

73. АО «Концерн Росэнергоатом». Официальный сайт. URL: <https://www.rosenergoatom.ru> (дата обращения: 30.10.2023).

74. Справочник по свойствам веществ и материалов: плотность, теплопроводность, теплоемкость, вязкость и другие физические свойства веществ в таблицах в зависимости от температуры и давления. URL: <https://thermalinfo.ru/eto-interesno/udelnaya-teplota-sgoraniya-topliva-i-goryuchih-materialov?ysclid=loptefkq5a297249885> (дата обращения: 08.11.2023).

75. Крылов Д. А., Сидорова Г. П. Радиоактивность углей и золошлаковых отходов ТЭС // Атомная энергия, т. 114, вып. 1, январь 2013, с. 43 – 47.

76. Сидорова Г. П., Крылов Д. А. Оценка содержания радиоактивных элементов в углях и продуктах их сжигания // Горный информационно-аналитический бюллетень (научно-технический журнал). ООО «Горная книга». – 2015. – № 7.

77. Реконструкция котлоагрегатов Краснокаменской ТЭЦ. Пояснительная записка. Студенческая библиотека онлайн. URL: https://studbooks.net/1909390/matematika_himiya_fizika/rekonstruktsiya_kotloagregatov_krasnokamenskoy_tets (дата обращения: 08.11.2023).

78. Положение о Федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору: утв. постановлением Правительства Российской Федерации от 30.07.2004 № 401.

79. Методические рекомендации по расчету нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ из организованных источников в атмосферный воздух применительно для организаций Госкорпорации «Росатом»: утв. распоряжением Госкорпорации «Росатом» от 15.07.2014 № 1-1/310-р.

80. Методика МТ 1.2.1.15.1176-2016. Разработка и установление нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ

атомных станций в атмосферный воздух: утв. приказом АО «Концерн Росэнергоатом» от 29.12.2016 № 9/1786-П (согласована письмом Ростехнадзора от 22.12.2016 исх. № 00-03-07/1282).

81. Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment. Safety reports series No. 19. – IAEA, Vienna, 2001.

82. Sediment distribution coefficients and concentration factors for biota in the marine environment. IAEA Technical reports series No. 422. – International Atomic Energy Agency, Vienna, 2004.

83. Handbook of parameter values for the prediction of radionuclide transfer in terrestrial and freshwater environments. IAEA Technical reports series No. 472. - International Atomic Energy Agency, Vienna, 2010.

84. Строганов А. А., Курындин А. В., Шаповалов А. С. О радиационном воздействии брызгальных бассейнов атомных станций // Ядерная и радиационная безопасность. 2014. № 4 (74).

85. Екидин А. А., Антонов К. Л., Васильев А. В., Васянович М. Е., Пышкина М. А., Курындин А. В., Шаповалов А. С. и др. Оценка поступления трития в атмосферу из брызгальных бассейнов Балаковской АЭС в холодный период // «Ядерная и радиационная безопасность. 2017. № 3 (85).

86. Водный кодекс Российской Федерации: Федеральный закон от 03.06.2006 № 74-ФЗ.

87. О водоснабжении и водоотведении: Федеральный закон от 07.12.2011 № 416-ФЗ.

88. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2020 году. Ежегодник. – ФГБУ «НПО «Тайфун», г. Обнинск, 2021.

89. Об использовании атомной энергии Федеральный закон от 21.11.1995 № 170-ФЗ.

90. Об утверждении Положения о разработки федеральных норм и правил в области использования атомной энергии: постановление Правительства Российской Федерации от 01.12.1997 № 1511.

91. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендации к структуре и содержанию технологического регламента эксплуатации атомной станции с реактором типа ВВЭР (РБ-121-16): утв. приказом Ростехнадзора от 14.12.2016 № 533.

92. Functions and processes of the regulatory body for safety. General safety guide No. GSG-13. – IAEA, Vienna, 2018.

93. Об утверждении порядка проведения экспертизы проекта нормативов допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух, проекта нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты: приказ Ростехнадзора от 14.05.2019 № 183 (зарегистрирован в Минюсте России 30.09.2019 № 56088).

94. IAEA TECDOC-1835 Technical and Scientific support Organizations Providing support to Regulatory functions. – IAEA, Vienna, 2018.

95. Principles and Methods for Establishing Concentrations and Quantities (Exemption values) Below which Reporting is not Required in the European Directive. Radiation protection. – Commission of the European Communities, 1993.

96. Кодекс Российской Федерации об административных правонарушениях: Федеральный закон от 30.12.2001 № 195-ФЗ.

97. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Основные правила учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации» (НП-067-16): утв. приказом Ростехнадзора от 28.11.2016 № 503, зарегистр. в Минюсте России 21.12.2016 № 44843.

98. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила безопасности при обращении с радиоактивными отходами атомных станций (НП-002-15): утв. приказом Ростехнадзора от 30.01.2015 № 35, зарегистр. в Минюсте России 27.02.2015, пер. № 36288.

99. Radiation Protection Aspects of Design for Nuclear Power Plants. NS-G-1.13. – IAEA, Vienna, 2005.

100. Environmental and source monitoring for purposes of radiation protection. Safety guide No RS-G-1.8. – IAEA, Vienna, 2005.

101. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Обращение с газообразными радиоактивными отходами. Требования безопасности» (НП-021-15): утв. приказом Ростехнадзора от 25.06.2015 № 244, зарегистр. в Минюсте России 22.07.2015, пер. № 38130.

102. Об утверждении Порядка проведения инвентаризации стационарных источников и выбросов загрязняющих веществ в атмосферный воздух, корректировки ее данных, документирования и хранения данных, полученных в результате проведения таких инвентаризации и корректировки: приказ Минприроды России от 19.11.2021 № 871, зарегистр. в Минюсте России 30.11.2021 № 66125.

103. Об обеспечении единства измерений: Федеральный закон от 26.06.2008 № 102-ФЗ.

104. Об утверждении Правил разработки и утверждения методик расчета выбросов вредных (загрязняющих) веществ в атмосферный воздух стационарными источниками: постановление Правительства Российской Федерации от 16.05.2016 № 422.

105. Об утверждении Порядка согласования Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору методик расчета выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух стационарными источниками: приказ Ростехнадзора от 01.10.2021 № 344, зарегистр. в Минюсте России 07.04.2022 № 68114.

106. Об утверждении Порядка формирования и ведения перечня методик расчета выбросов вредных (загрязняющих) веществ в атмосферный воздух стационарными источниками: приказ Минприроды России от 31.07.2018 № 341.

107. Об аккредитации в национальной системе аккредитации: Федеральный закон от 28.12.2013 № 412-ФЗ.

108. Заявление о политике Ростехнадзора в отношении развития расчетного моделирования процессов, влияющих на безопасность объектов использования атомной энергии и (или) видов деятельности в области использования атомной энергии. URL: https://www.gosnadzor.ru/about_gosnadzor/applications/?ysclid=llnw7rdug2206429286 (дата обращения: 30.10.2023).

109. Prospective radiological environmental impact assessment for activities and facilities. IAEA General Safety guide No GSG-10. – Vienna, IAEA, 2018. – 82 p.

110. Screening models for releases of radionuclides to atmosphere, surface water, and ground. NCRP Report No. 123I. – National Council on radiation protection and measurements, 7910 Woodmont Avenue / Bethesda, MD 20814-3095.

111. Miller C. W., Hively L. M. A Review of Validation Studies for the Gaussian Plume Atmospheric Dispersion Model, Nuclear safety, 1987.

112. Аттестационный паспорт программы для электронных вычислительных машин «РС» № 520 от 09.07.2021.

113. Аттестационный паспорт программного средства «ДОЗА 3.0» № 338 от 12.09.2013.

114. 2019 Results of Environmental Monitoring Programs. N-REP-03443-10023. Ontario Power Generation. 15.03.2020.

115. Климат и среднегодовые погодные условия в районе Ошавы (Канада). URL: <https://weatherspark.com/y/20412/Average-Weather-in-Oshawa-Canada-Year-Round> (дата обращения 30.10.2023).

116. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности блока атомной станции с реактором типа ВВЭР (НП-006-16): утв. приказом Ростехнадзора от 13.02.2017 № 53, зарегистрир. в Минюсте России 10.05.2017, пер. № 46663.

117. OSART Guidelines 2015 edition. Reference report for IAEA Operational Safety Review Teams (OSARTs). – IAEA, Vienna, 2016.

118. Строганов А. А., Курындин А. В., Шаповалов А. С., Орлов М. Ю. О нормировании выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух // Ядерная и радиационная безопасность. 2013. № 2 (68).

119. Курындин А. В., Строганов А. А., Тимофеев Н. Б., Шаповалов А. С. О нормировании сбросов радиоактивных веществ в водные объекты // Ядерная и радиационная безопасность. 2017. № 4 (86).
120. Курындин А. В., Шаповалов А. С., Тимофеев Н. Б. О методах выбора нормируемых радионуклидов и источников выброса при разработке нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух // Ядерная и радиационная безопасность. 2019. № 2 (92).
121. Публикации. Официальный сайт ФБУ «НТЦ ЯРБ». URL: <https://www.secnrs.ru/publications> (дата обращения: 30.10.2023).
122. Сведения из Реестра выданных разрешений на выбросы радиоактивных веществ в атмосферный воздух и разрешений на сбросы радиоактивных веществ в водные объекты. URL: <http://www.gosnadzor.ru/nuclear/reestr> (дата обращения: 30.10.2023).
123. О государственном мониторинге радиационной обстановки на территории Российской Федерации: постановление Правительства Российской Федерации от 10.07.2014 № 639.
124. Единая государственная система мониторинга радиационной обстановки. Официальный сайт. URL: <http://egasmro.ru> (дата обращения: 30.10.2023).
125. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2017 году. Ежегодник. – ФГБУ «НПО «Гайфун», г. Обнинск, 2018.
126. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2018 году. Ежегодник. – ФГБУ «НПО «Гайфун», г. Обнинск, 2019.
127. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2019 году. Ежегодник. – ФГБУ «НПО «Гайфун», г. Обнинск, 2020.
128. Commission recommendation of 18 December 2003 on standardized information on radioactive airborne and liquid discharges into the environment from nuclear power reactors and reprocessing plants in normal operation. – Official journal of the European Union 6.1.2004.
129. Radionuclides National Emission Standards for Hazardous Air Pollutants (40 CFR 61). Appendix D to Part 61. – United States Environmental Protection Agency.
130. ICRP, 2007. Radiological Protection in Medicine. ICRP Publication 105. Ann. ICRP 37 (6).
131. Clearance of materials resulting from the use of radionuclides in medicine, industry and research. IAEA-TECDOC-1000. – IAEA, Vienna, 1998.
132. ICRP, 2006. Assessing Dose of the Representative Person for the Purpose of the Radiation Protection of the Public. ICRP Publication 101a. Ann. ICRP 36 (3).

133. Барчуков В. Г., Кочетков О. А., Фомин Г. В., Кабанов Д. И., Иванов Е. А. Распространение трития и его соединений воздушным путем при нормальных условиях эксплуатации Балаковской АЭС // АНРИ, № 1, 2016.
134. Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations. ICRP Publication 107. Ann. ICRP 38 (3). ICRP, 2008.
135. Specific absorbed fractions of energy at various ages from internal photon sources. I. Methods. ORNL/TM-8381/V1. – M. Cristy, K. F. Eckerman, 1987.
136. Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection. ICRP Publication 66. Ann. ICRP 24 (1–3). ICRP, 1994.
137. Обзор судебной практики по вопросам применения законодательства об охране окружающей среды: утвержден Президиумом Верховного Суда Российской Федерации 24.06.2022.
138. Гусев Н. Г., Беляев В. А. Радиоактивные выбросы в биосфере: справочник. – Москва: Энергоатомиздат, 1991.
139. Pasquill F., Atmospheric diffusion, 2d ed., John Wiley and Sons, New York, 1974.
140. Miller C. W., Cotter S. J. Comparison of observed and predicted normalized air concentrations for particles released from a height of 111 meters, pp. 271–274 in Preprint Volume, Third joint conference on applications of air pollution meteorology, American Meteorological Society, Boston, 1982.
141. Gogolak C. V., Beck H. L., Pendergast M. M. Calculated and observed ⁸⁵Kr concentrations within 10 km of the Savannah river plant chemical separation facilities, Atmos. Environ., 15: 497–507 (1981).
142. Yildiran M., Miller C. W. Comparison of observed and predicted Kr-85 air concentrations, presented at International Symposium of the biosphere, Miami Beach, Fla., Apr. 16, 1984. DPE Report CONF-840407-1, Oakridge National Laboratory, NTIS, 1984.
143. Koziar P., Adamski B., Anderson B. A sensitivity analysis of three downwash models under neutral atmospheric stability, pp. 121–128 in Second Joint conference on applications of air pollution meteorology, American Meteorological Society, Boston, 1980.
144. PNNL-14584, Rev. 3 GENII Version 2 Software Design Document B. A. Napier, D. L. Strenge, J. V. Ramsdell, Jr. P. W. Eslinger, C. Fosmire: December 2009 Prepared for U. S. Environmental Protection Agency under Contract DE-AC05-76RLO 1830.
145. Методические указания по расчету радиационной обстановки в окружающей среде и ожидаемого облучения населения при кратковременных выбросах радиоактивных веществ в атмосферу (МПА-98). Минатом России, Москва, 1998.
146. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендуемые методы оценки и прогнозирования радиационных

последствий аварий на объектах ядерного топливного цикла (РБ-134-17): утв. приказом Ростехнадзора от 16.11.2017 № 479.

147. Кисляков А. В., Крючкова Т. А. Закрытие акватории технического водоема В-9 на ПО «МАЯК» / XXI всероссийская научно-практическая конференция «Дни науки – 2021»: Материалы конференции. – Озерск, 27–30 апреля 2021 г., г. Озерск: ОТИ НИЯУ МИФИ, 2021 – 306 с.

148. Научный портал «Атомная энергия 2.0». URL: <https://www.atomic-energy.ru/articles/2013/03/25/40689> (дата обращения: 30.10.2023).

149. СП 2.6.1.2612-10. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010): утв. постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 26.04.2010 № 40.

150. Screening models for releases of radionuclides to atmosphere, surface waters, ground. US National council on radiation protection and measurements. 1996.

151. О рыболовстве и сохранении водных биологических ресурсов Федеральный закон от 20.12.2004 № 166-ФЗ.

152. NUREG/CR-7166 Radiological Toolbox User's Guide. – Office of nuclear regulatory research, 2013.

153. EPA 402-R-93-081 Federal Guidance Report No. 12. External Exposure to Radionuclides in Air, Water and Soil. – U. S. Environmental Protection Agency, 1993.

154. IAEA Safety Glossary. Terminology Used in Nuclear Safety and Radiation Protection, 2018 Edition.

155. Об утверждении Перечня измерений, относящихся к сфере государственного регулирования обеспечения единства измерений и выполняемых при осуществлении деятельности в области использования атомной энергии, и обязательных метрологических требований к ним, в том числе показателей точности измерений: приказ Госкорпорации «Росатом» от 09.12.2020 № 1/14-НПА.

156. Sampling Airborne Radioactive Materials from the Stacks and Ducts of Nuclear Facilities. ISO 2889 International Standard. – Technical Committee ISO/TC85, Nuclear Energy, Subcommittee SC2, Radiation Protection, 2010.

157. Anand N. K., McFarland A. R., Kihm N. K., Wong F. S. Optimization of Aerosol Penetration Through Transport Lines, Aerosol Sci. Technol., 16:105-112, 1992.

158. Radionuclide NESHAPs. Subpart H Inspection Manual. – U. S. Environmental Protection Agency, 2002.

159. Equipment for continuous monitoring of radioactivity in gaseous effluents. Part 1: General requirements. – IEC 60761-1:2002.

160. Equipment for continuous monitoring of radioactivity in gaseous effluents. Part 2: Specific requirements for radioactive aerosol monitors including transuranic aerosols. – IEC 60761-2:2002.

161. Equipment for continuous monitoring of radioactivity in gaseous effluents. Part 3: Specific requirements for radioactive noble gas monitors. – IEC 60761-3:2002.

162. Equipment for continuous monitoring of radioactivity in gaseous effluents. Part 4: Specific requirements for radioactive iodine monitors. – IEC 60761-4:2002.

163. Equipment for continuous monitoring of radioactivity in gaseous effluents. Part 5: Specific requirements for tritium monitors. – IEC 60761-5:2002.

164. IEC 60861:2006 Equipment for monitoring of radionuclides in liquid effluents and surface waters.

165. IEC 60068-2-27: Environmental testing - Part 2-27: Tests – Test Ea and guidance: Shock.

166. IEC 61000-4-3: Electromagnetic compatibility (EMC) – Part 4-3: Testing and measurement techniques – Radiated, radio-frequency, electromagnetic field immunity test.

167. IEC 61000-4-5 Electromagnetic compatibility (EMC) – Part 4-5: Testing and measurement techniques – Surge immunity test.

168. IEC 61000-4-12: Electromagnetic compatibility (EMC) – Part 4-12: Testing and measurement techniques – Ring wave immunity test.

169. IAEA Nuclear Energy Series NW-T-1.18. Determination and use of scaling factors for waste characterization in NPP. – IAEA, Vienna, 2009.

Приложение А

Основы переноса радиоактивных веществ в атмосферном воздухе

1. Физические процессы, связанные с переносом примеси в атмосферном воздухе

Любая поступившая в атмосферный воздух примесь разносится воздушными потоками. При этом крупномасштабные потоки (ветер) переносят примесь как единое целое, а мелкомасштабные турбулентные потоки (вихри) рассеивают примесь посредством перемешивания ее с окружающим воздухом. Именно этими двумя процессами (ветровой перенос и турбулентная диффузия) определяется рассеивание примеси в атмосфере [1].

При непрерывном истечении примеси в атмосферный воздух ветровой перенос приводит к образованию струи выброса. В случае же слабого ветра или штиля процесс турбулентной диффузии может преобладать над ветровым переносом, что приводит к образованию штилевого облака примеси вокруг источника.

Наличие в атмосфере беспорядочных завихрений, в которые вовлечены определенные массы воздуха, приводят к образованию турбулентных потоков. Источниками возникновения таких вихрей, согласно [1], являются силы трения при взаимодействии ветрового потока с землей и вертикальные потоки воздуха над нагретой поверхностью. В то же время с увеличением высоты влияние поверхности земли на степень турбулентности снижается, что приводит к увеличению анизотропии в размерах атмосферных вихрей. Так, в плоскости земли они могут достигать размеров до нескольких сотен километров (типичный пример: антициклоны), но в то же время их вертикальные размеры ограничены и составляют порядка сотен метров. В связи с этим в атмосфере, как правило, выделяют так называемый пограничный слой, примыкающий к поверхности земли и обладающий развитой вертикальной турбулентностью. Вышележащие слои, в которых вертикальная составляющая турбулентности уменьшается до пренебрежимо малой величины, и турбулентная диффузия становится двумерной, принято называть свободной атмосферой.

Взаимодействие турбулентных вихрей и облака выброса существенно зависит от относительных размеров вихрей и облака (рис. 1). Если облако выброса значительно больше размеров вихрей, то облако при перемещении с ветром будет плавно расти, а концентрация примеси в нем снижаться, в то время как в обратной ситуации под воздействием вихрей будет меняться только траектория движения облака, но не его размеры и концентрация примеси в нем. В случае если же размеры облака и вихрей соизмеримы, то форма облака

со временем будет сильно искажаться (вплоть до распада на отдельные клубы), а концентрация примеси быстро уменьшается.

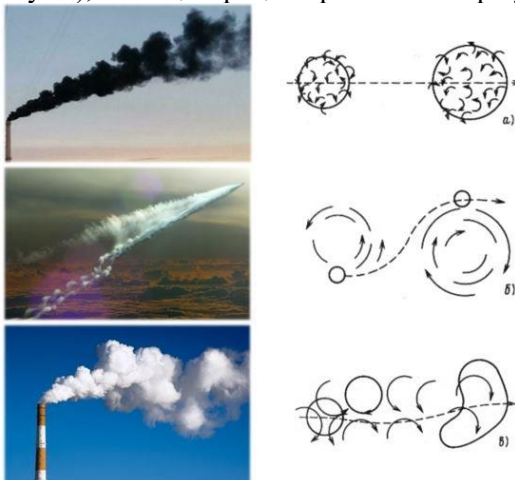


Рис. 1. Взаимодействие облака (струи) выброса и турбулентных вихрей в случаях, когда: а) облако больше вихрей; б) облако меньше вихрей; в) размеры облака сравнимы с размерами вихрей [1]

В случае непрерывного выброса, как отмечалось ранее, облако выбрасываемой примеси имеет форму струи. Мелкомасштабные вихри, воздействуя на струю выброса, приводят к увеличению ее поперечных размеров, в то время как крупномасштабные вихри приводят к изгибанию струи.

Таким образом, интенсивность диффузии зависит от размеров облака выброса и действующего спектра турбулентных вихрей, который в основном зависит от вертикального распределения температуры в атмосфере и от скорости ветра. Большое

значение имеет именно распределение температуры, что обусловлено воздействием силы плавучести на «горячие» объемы воздуха. Так, при распределении температуры воздуха с высотой, при котором на каждые 100 м высоты происходит понижение температуры на 1°C , сила плавучести, действующая на двигающиеся в вертикальном направлении объемы воздуха, равна нулю (нейтральные атмосферные условия). При большей или меньшей скорости изменения температуры с высотой сила плавучести начинает действовать на перемещающиеся объемы воздуха.

В случае большей скорости изменения температуры на поднимающийся объем воздуха начинает действовать сила плавучести, направленная вверх, что приводит к ускорению их движения и увеличению турбулентности (неустойчивые атмосферные условия). При меньшей скорости изменения температуры сила плавучести будет стремиться удерживать двигающийся по вертикали объем воздуха на первоначальной высоте, в результате чего турбулентность подавляется (устойчивые атмосферные условия). Согласно [1] наиболее устойчивые атмосферные условия реализуются при явлениях инверсии температуры, когда с изменением высоты температура воздуха возрастает.

В настоящее время наибольшее распространение получила категоризация устойчивости атмосферы Пасквилла [2]. Данная категоризация предполагает семь категорий устойчивости атмосферы

от сильно неустойчивой атмосферы до сильно устойчивой атмосферы (табл. № 1).

Таблица № 1

Категории устойчивости атмосферы по Пасквиллу [2]

Категория устойчивости	Характеристика устойчивости атмосферы
A	Сильная неустойчивость
B	Умеренная неустойчивость
C	Слабая неустойчивость
D	Нейтральные условия
E	Слабая устойчивость
F	Умеренная устойчивость
G	Сильная устойчивость

Установление категории устойчивости атмосферы основывается на месте и времени наблюдения, скорости ветра, облачности и подробно описано в [3].

При наличии ветра возникает иной тип турбулентности: в этом случае существенную роль играют силы трения, возникающие при взаимодействии движущегося воздушного потока с поверхностью земли, результатом которых становится то, что распределение скорости ветра по высоте принимает вид логарифмического (рис. 2), описываемого соотношением вида (1) (механическая турбулентность) [4]. Интенсивность механической турбулентности, согласно [1], зависит от скорости ветра, и в еще большей степени зависит от микрорельефа поверхности земли, которая характеризуется высотой шероховатости подстилающей поверхности.

$$u(z) = u_{10} \cdot \left(\frac{z}{10}\right)^\varepsilon, \quad (1)$$

где $u(z)$ – скорость ветра на высоте z над уровнем земли, м/с;

u_{10} – скорость ветра на высоте флюгера ($z = 10$), м/с;

10 – высота флюгера, м;

ε – параметр, определяемый в соответствии с табл. № 2.

Таблица № 2

Значения параметра ϵ , характеризующего распределение скорости ветра по высоте [4]

Категория устойчивости	Высота шероховатости			
	1 см	10 см	40 см	100 см
A	0,05	0,08	0,11	0,16
B	0,06	0,09	0,13	0,17
C	0,06	0,11	0,16	0,20
D	0,12	0,16	0,22	0,27
E	0,22	0,22	0,27	0,31
F	0,34	0,34	0,39	0,42
G	0,52	0,52	0,57	0,60

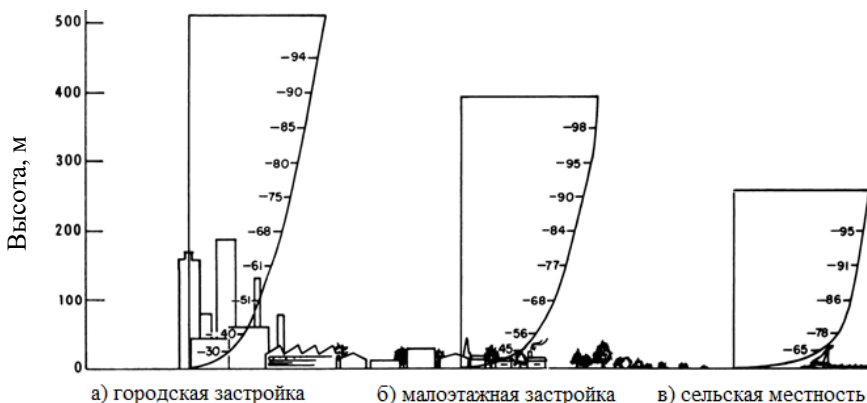


Рис. 2. Распределение скорости ветра $u(z)$ (в % от максимальной) по высоте при различных типах подстилающей поверхности [5]

При устойчивых условиях механическая турбулентность быстро уменьшается с увеличением высоты с сопутствующим увеличением скорости ветра. Неустойчивые условия способствуют ее развитию. Механическое перемешивание воздуха приводит к искажению вертикального профиля температуры, который реализуется при отсутствии ветра. В результате при сильном ветре вблизи поверхности земли устанавливается градиент температуры, близкий к тому, при котором сила плавучести не действует надвигающиеся в вертикальном направлении объемы воздуха.

Таким образом, распространение примеси в атмосфере существенно зависит от скорости ветра, высоты шероховатости подстилающей поверхности и вертикального распределения температуры атмосферного воздуха, которое в свою очередь зависит от температуры воздуха у поверхности земли, потоков приходящей солнечной энергии и уходящего

от земли тепла, облачности и влажности [1]. Учет всех этих параметров при моделировании переноса примеси в атмосфере является весьма нетривиальной задачей.

2. Основные подходы к описанию процесса переноса примеси в атмосфере. Уравнение атмосферной диффузии

В общем виде изменение средних значений концентраций q примеси в воздухе описывается уравнением [6]:

$$\frac{\partial q}{\partial t} + u \frac{\partial q}{\partial x} + v \frac{\partial q}{\partial y} + w \frac{\partial q}{\partial z} = \frac{\partial}{\partial x} K_x \frac{\partial q}{\partial x} + \frac{\partial}{\partial y} K_y \frac{\partial q}{\partial y} + \frac{\partial}{\partial z} K_z \frac{\partial q}{\partial z} - aq, \quad (2)$$

где t – время;

u, v, w – составляющие средней скорости перемещения примеси по направлениям осей x, y, z , соответственно;

K_x, K_y, K_z – составляющие коэффициента обмена по направлениям осей x, y, z , соответственно;

a – коэффициент, определяющий изменения концентрации за счет превращений примеси.

Для установившегося процесса диффузии при условиях горизонтальной однородной местности исходное уравнение (2) приобретает вид:

$$u \frac{\partial q}{\partial x} + w \frac{\partial q}{\partial z} = \frac{\partial}{\partial y} K_y \frac{\partial q}{\partial y} + \frac{\partial}{\partial z} K_z \frac{\partial q}{\partial z} - aq. \quad (3)$$

Данное уравнение имеет первый порядок по переменной x и второй порядок по переменным y и z , поэтому должно быть поставлено одно начальное условие по x и два граничных условия по y и z . Начальное условие для точечного источника записывается с использованием δ -функции в следующем виде [6]:

$$uq \rightarrow M\delta(y)\delta(z - H) \text{ при } x = 0, \quad (4)$$

где M – выброс вещества от источника в единицу времени;

H – высота источника выброса, м.

На бесконечном удалении граничные условия принимаются в предположении о том, что концентрация примеси убывает до нуля:

$$q \rightarrow 0 \text{ при } z \rightarrow 0, \quad (5)$$

$$q \rightarrow 0 \text{ при } |y| \rightarrow 0. \quad (6)$$

При формулировке граничного условия на подстилающей поверхности выделяют различные случаи. Так, при распространении примеси над водной поверхностью, большей частью вода поглощает примеси, поэтому их концентрация непосредственно у ее поверхности равна нулю. Однако такие случаи не характерны для решения задач, связанных с установлением нормативов выбросов РВ, поскольку население, с целью защиты которого устанавливаются нормативы, не может проживать на обширных водных поверхностях.

При взаимодействии с поверхностью почвы примеси в основном не накапливаются в ней, а вновь уносятся в атмосферу турбулентными вихрями, в связи с чем в целях упрощения принимается, что средний турбулентный поток примеси у земной поверхности мал:

$$K_z \frac{\partial q}{\partial z} = 0 \text{ при } z = 0. \quad (7)$$

В общем случае, однако, необходимо учитывать также возможное поглощение и отражение примеси, в связи с чем граничное условие можно записать в следующем виде [6]:

$$K_z \frac{\partial q}{\partial z} - \beta_1 q = 0 \text{ при } z = 0, \quad (8)$$

где β_1 – некая постоянная, которая характеризует взаимодействие примеси с подстилающей поверхностью.

Сложность использования соотношения (8) в качестве граничного условия при рассмотрении практических вопросов состоит в недостатке сведений о значениях β_1 . Поэтому обычно ограничиваются более простым условием (7).

К настоящему времени выработано два подхода к решению уравнений атмосферной диффузии (2) и (3) с описанными выше граничными условиями, на основании которых разработаны три модели атмосферного переноса примеси – гауссова модель, лагранжева стохастическая модель и эйлерова модель.

Гауссова модель переноса примеси основывается на аналитическом решении уравнения (3) при постоянных коэффициентах обмена. Однако поскольку, как отмечено ранее, в реальности коэффициенты обмена не являются постоянными, то в гауссову модель также включены эмпирические данные, полученные по результатам экспериментальных наблюдений.

Лагранжева стохастическая модель и эйлерова модель основываются на решении уравнения (2) численными методами (в том числе, методом Монте – Карло).

Рассмотрим перечисленные выше модели более подробно.

3. Гауссова модель переноса примеси в атмосфере

В случае условий однородной атмосферы (коэффициенты K_x , K_y , K_z постоянны), постоянной скорости ветра u , а также пренебрегая истощением облака выброса, уравнение (2) выглядит следующим образом:

$$\frac{\partial q}{\partial t} + u \frac{\partial q}{\partial x} = K_x \frac{\partial^2 q}{\partial x^2} + K_y \frac{\partial^2 q}{\partial y^2} + K_z \frac{\partial^2 q}{\partial z^2}. \quad (9)$$

Для мгновенного точечного источника мощностью Q (суммарная величина выброса) решение уравнения (9) выглядит следующим образом [7]:

$$q(x, y, z, t) = \frac{Q}{(4\pi t)^{3/2} \sqrt{K_x K_y K_z}} e^{-\frac{1}{4t} \left(\frac{(x-ut)^2}{K_x} + \frac{y^2}{K_y} + \frac{z^2}{K_z} \right)}. \quad (10)$$

При учете полного отражения примеси от поверхности земли путем добавления мнимого источника на высоте, равной $-H$, соотношение (10) примет вид:

$$q(x, y, z, t) = \frac{Q}{(4\pi t)^{3/2} \sqrt{K_x K_y K_z}} \left[e^{-\frac{1}{4t} \left(\frac{(x-ut)^2}{K_x} + \frac{y^2}{K_y} + \frac{(z-H)^2}{K_z} \right)} + e^{-\frac{1}{4t} \left(\frac{(x-ut)^2}{K_x} + \frac{y^2}{K_y} + \frac{(z+H)^2}{K_z} \right)} \right]. \quad (11)$$

Заменив в уравнении (11) суммарную величину мгновенного выброса на $\dot{Q} dt$, где \dot{Q} – это мощность длительного выброса (выброс вещества в единицу времени) и проинтегрировав полученное соотношение по времени получим соотношение расчета объемной активности воздуха на уровне земли ($z = 0$) в случае длительного выброса:

$$q(x, y) = \frac{\dot{Q}}{2\pi x \sqrt{K_y K_z}} e^{-\frac{u}{4x} \left(\frac{y^2}{K_y} + \frac{H^2}{K_z} \right)}. \quad (12)$$

После замены переменных следующим образом:

$$\sigma_y = \sqrt{2K_y \frac{x}{u}}, \quad \sigma_z = \sqrt{2K_z \frac{x}{u}}, \quad (13)$$

соотношение (12) примет вид гауссового распределения (14) с параметрами σ_y и σ_z , физический смысл которых заключается

в обозначении расстояния от оси облака выброса, в пределах которого содержится основная часть (68,2 %) примеси:

$$q(x, y) = \frac{Q}{\pi\sigma_y\sigma_z} e^{-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}} e^{-\frac{H^2}{2\sigma_z^2}}. \quad (14)$$

В связи с изложенным выше, все основанные на соотношении (12) модели переноса примеси в атмосфере называются гауссовыми. Схематичное изображение распределения примеси в облаке выброса, описываемое соотношением (14), представлено на рис. 3.

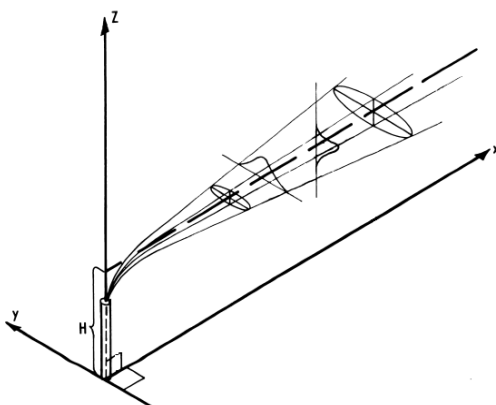


Рис. 3. Схематичное изображение распределения примеси в облаке выброса, описываемое гауссовыми моделями переноса примеси в атмосфере

Вместе с тем значения концентраций примеси, рассчитанные по формуле (14) или ее производным, с параметрами гауссового распределения, которые были рассчитаны аналитически по формулам (13), не были экспериментально подтверждены. При этом подтверждался только факт распределения примеси по оси y и по оси z (на незначительном удалении от источника) по гауссовому закону [1, 6]. В связи с этим было принято решение об использовании в соотношении (14) значений

параметров гауссового распределения σ_y и σ_z , рассчитанные не по аналитическим формулам (13), а на основании эмпирических соотношений. Таким образом, гауссова модель переноса примеси в атмосфере стала полуэмпирической.

Существует множество эмпирических соотношений (Бриггса, Смита – Хоскера, Дури, Карлсруэ – Юлиха и т. д.) для расчета параметров σ_y и σ_z для гауссовой модели переноса примеси в атмосфере [1, 4, 6, 8, 9], однако широкое распространение в мире [10] (в т. ч. и в Российской Федерации [4]) получили только соотношения Бриггса и Смита – Хоскера. Данные соотношения предлагают определять параметры σ_y и σ_z в зависимости от расстояния до источника, шероховатости подстилающей поверхности и степени устойчивости атмосферы. Детальное описание соотношений Смита – Хоскера и Бриггса представлено в [4].

Соотношения Карлсруэ – Юлиха для расчета параметров σ_y и σ_z , применяются только в ограниченном числе программ для расчета радиационных последствий выбросов РВ в атмосферу [11], а также в [9], и выглядят следующим образом:

$$\sigma_{z,j} = p_z^j \cdot x^{q_z^j}, \quad (15)$$

$$\sigma_{y,j}(x) = \begin{cases} p_y^j \cdot x^{q_y^j} & \text{при } 0 \leq x \leq 10\,000 \text{ м} \\ p_y^j \cdot 10\,000^{|q_y^j - 0,5|} \cdot x^{0,5} & \text{при } 10\,000 \leq x \leq 50\,000 \text{ м} \end{cases}, \quad (16)$$

где $p_z^j, q_z^j, p_y^j, q_y^j$ – параметры, определяемые в зависимости от категории устойчивости атмосферы и высоты выброса в соответствии с табл. № 3.

Таблица № 3

Параметры для расчета σ_y и σ_z по соотношениям Карлсруэ – Юлиха [9]

Высота выброса, м	Категория устойчивости атмосферы	p_y	q_y	p_z	q_z
$0 \leq H \leq 50$	A	1,503	0,833	0,151	1,219
	B	0,876	0,823	0,127	1,108
	C	0,659	0,807	0,165	0,996
	D	0,64	0,784	0,215	0,885
	E	0,801	0,754	0,264	0,774
	F	1,294	0,718	0,241	0,662
$50 \leq H \leq 100$	A	0,179	1,296	0,051	1,317
	B	0,324	1,025	0,07	1,151
	C	0,466	0,866	0,137	0,985
	D	0,504	0,818	0,265	0,818
	E	0,411	0,822	0,487	0,652
	F	0,253	1,057	0,717	0,486
$100 \leq H \leq 180$	A	0,671	0,903	0,025	1,5
	B	0,671		0,025	1,5
	C	0,232		0,104	0,997
	D	0,208		0,307	0,734
	E	0,345		0,546	0,557
	F	0,671		0,484	0,5

Соотношения Дури [8] существенно отличаются от описанных ранее соотношений Смита – Хоскера, Бриггса, Карлсруэ – Юлиха. Так, они предусматривают лишь две категории устойчивости атмосферы –

устойчивую (нормальную) и неустойчивую (экстремальную), и предполагают расчет параметров σ_y и σ_z в зависимости от времени, которое пошло с момента выброса, а не от расстояния до источника выброса. Соотношения Дури выглядят следующим образом:

$$\sigma_z = (A_z t)^{K_z}, \quad (17)$$

$$\sigma_y = (A_y t)^{K_y}, \quad (18)$$

где t – время с момента выброса, с;

A_z, K_z, A_y, K_y – параметры, определяемые в зависимости от времени с момента выброса и устойчивости атмосферы в соответствии с табл. № 4 и 5.

Таблица № 4

Значения параметров A_y и K_y [8]

Время после выброса	Устойчивая атмосфера		Неустойчивая атмосфера	
	K_y	$A_y, \text{м}^{1/K_y} \text{с}^{-1}$	K_y	$A_y, \text{м}^{1/K_y} \text{с}^{-1}$
От 0 до 4 мин	0,859	0,405	0,859	0,405
От 4 мин до 1 ч	1,13	0,135	1,13	0,135
От 1 до 4 ч	1	0,469	1	0,469
От 4 до 15 ч	0,824	6,5	0,824	6,5
Больше 15 ч	0,5	$2 \cdot 10^5$	0,5	$2 \cdot 10^5$

Таблица № 5

Значения параметров A_z и K_z [8]

Время после выброса	Устойчивая атмосфера		Неустойчивая атмосфера	
	K_z	$A_z, \text{м}^{1/K_z} \text{с}^{-1}$	K_z	$A_z, \text{м}^{1/K_z} \text{с}^{-1}$
От 0 до 4 мин	0,814	0,42	0,5	0,2
От 4 до 40 мин	0,685	1		
Больше 40 мин	0,5	20		

В случае моделирования продолжительных выбросов в течение года (например, для целей установления нормативов ПДВ РВ) использовать соотношение (14) без каких-либо изменений не представляется возможным, так как оно справедливо только для условий постоянной скорости ветра (как по величине, так и по направлению) и постоянной категории устойчивости атмосферы. В связи с этим для моделирования таких выбросов год разбивают на временные интервалы ω (в долях от года), в течение которых скорость и направление ветра, а также категорию

устойчивости атмосферы, можно с некоторыми допущениями считать постоянными, и затем рассчитывают усредненное среднегодовое значение концентрации примеси. При этом скорости ветра обычно разбивают на 8, а направления ветра на 16 групп.

Если принять, что распределение направлений ветра в рамках одного румба равномерное, то распределение концентраций примеси в облаке выброса по оси y (рис. 2) в рамках одного румба также будет равномерным, а не гауссовым [5]. Таким образом, для расчета среднегодовой объемной активности примеси в изменчивых метеоусловиях в соотношении (12) необходимо заменить часть $\frac{1}{\sqrt{2\pi}\sigma_y} e^{-\frac{y^2}{2\sigma_y^2}}$, обозначающую гауссово распределение примеси по оси y , на множитель $\frac{16}{2\pi x}$, обозначающий равномерное распределение примеси по дуге окружности с радиусом x , ограниченной одним румбом, а также добавить усреднение по скоростям ветра и категориям устойчивости (с весом ω) [5]. В результате соотношение (14) примет вид:

$$q_n(x) = \frac{2 \cdot 16 \cdot Q}{(2\pi)^{3/2} x} \sum_j \sum_k \frac{\omega_{n,j,k}}{u_{j,k} \sigma_{z,j}} e^{-\frac{H^2}{2\sigma_{z,j}^2}}, \quad (19)$$

где $q_n(x)$ – среднегодовая объемная активность в румбе n на расстоянии x от источника выброса;

16 – множитель, показывающий принятое в расчетах число групп (румбов) направлений ветра;

$\omega_{n,j,k}$ – доля времени в году, в течение которого ветер дует в направлении румба n со скоростью, входящей в группу скоростей k , при категории устойчивости j ;

$u_{j,k}$ – характерная для группы k скорость ветра на высоте источника выброса H при категории устойчивости атмосферы j , м/с.

Полученное соотношение (19) с дополнениями для учета некоторых физических процессов (подъем и истощение облака выброса, аэродинамические тени ближайших зданий), не учтенных при выводе уравнения гауссовой модели, получило широкое распространение при моделировании годовых выбросов ОИАЭ [10], в том числе и в Российской Федерации, для расчетов нормативов ПДВ РВ [4].

Наиболее распространенными соотношениями для расчета теплового и динамического подъема облака выброса в рамках гауссовой модели являются формулы Неттервилла, использование которых рекомендовано, в частности, в [4].

Соотношения Неттервилла чрезвычайно громоздки для выполнения оперативных расчетов, поэтому, в случае необходимости их проведения,

подъем облака выброса на расстояниях больше нескольких сотен метров от источника можно оценить с помощью соотношения, предложенного Голландом [5]:

$$\Delta h_{j,k} = \frac{w_0 d}{u_{j,k}} (1,5 + 2,68 \cdot 10^{-3} P \frac{\Delta T}{T_0} d), \quad (20)$$

где P – атмосферное давление, мБар.

При выбросах РВ истощение шлейфа выброса происходит за счет процессов радиоактивного распада, влажного выведения атмосферными осадками (не актуально для инертных радиоактивных газов, диоксида радиоуглерода и паров тритиевой воды) и сухого осаждения на подстилающую поверхность (не актуально для ИРГ, диоксида радиоуглерода и паров тритиевой воды) [1]. Все эти процессы учитываются в гауссовой модели переноса для расчетов среднегодовой концентрации примеси в атмосфере путем добавления в соотношения (14) и (19) соответствующих экспоненциальных множителей [4].

Следует отметить, что в рекомендованных в [4] соотношениях для расчета фактора истощения облака выброса за счет сухого осаждения на подстилающую поверхность используется параметр x_{max} , представляющий собой расстояние, на котором функция поперечной дисперсии σ_z достигает своего максимума. В табл. № 6 приведены полученные авторами оценочные значения параметра x_{max} для некоторых характерных значений шероховатости подстилающей поверхности.

Таблица № 6

Оценочные значения x_{max} , м

Шерохова- тость, м	Категория устойчивости атмосферы						
	A	B	C	D	E	F	G
0,01	29 640	74 940	77 800	158 200	29 600	27 510	35 090
0,04	25 560	62 530	65 070	125 200	25 200	23 250	29 130
0,1	22 810	55 720	58 100	110 900	22 240	20 350	25 310
0,4	19 930	48 630	50 820	95 550	19 150	17 350	21 400
1,0	17 940	43 900	45 910	83 980	17 000	15 250	18 750
0,15*	8 000	10 000	24 200	150 000	22 000	33 000	26 660

* Значение шероховатости подстилающей поверхности, при котором в [4] рекомендовано использование соотношений Бриггса.

В случае если выброс происходит из источника, вокруг которого расположены здания со схожей или большей высотой, то в их аэродинамической тени создается область повышенной концентрации примеси (рис. 4).

Для учета данного процесса при моделировании переноса примеси в атмосфере с использованием гауссовой модели добавляется дополнительный мнимый источник выброса на таком расстоянии от действительного источника, чтобы площадь поперечного сечения основной части шлейфа выброса от мнимого источника при достижении экранирующего здания совпадала с площадью поперечного сечения экранирующего здания (рис. 5).

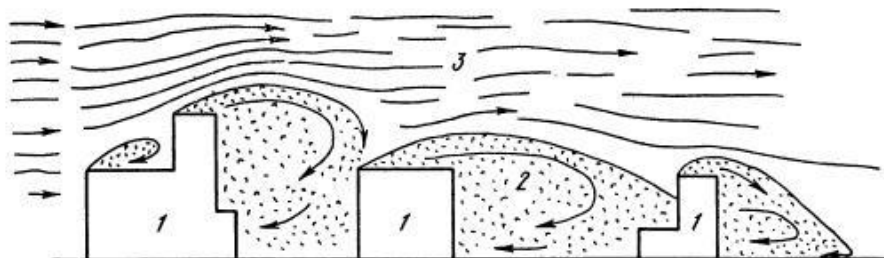


Рис. 4. Иллюстрация процесса накопления примеси в зоне аэродинамической тени здания (1 – здания, 2 – зона завихрений воздуха с повышенной концентрацией примеси, 3 – зона свободного движения воздуха) [1]

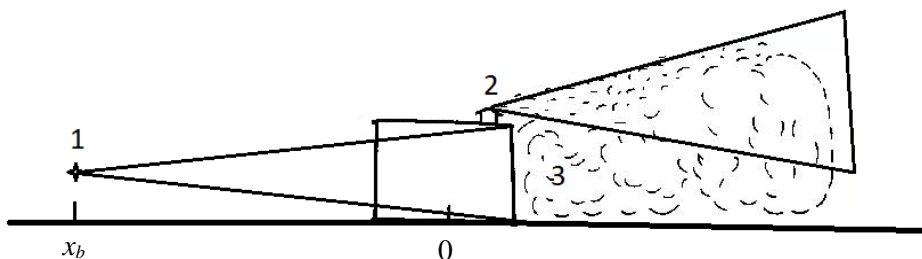


Рис. 5. Иллюстрация моделирования процесса накопления примеси в зоне аэродинамической тени здания в рамках гауссовой модели (1 – мнимый источник выброса и его шлейф, 2 – действительный источник выброса и его шлейф, 3 – зона с повышенной концентрацией примеси в аэродинамической тени здания) [9]

При этом доля выброса, попадающая в зону аэродинамической тени здания, определяется на основании соотношения высот здания, из которого осуществляется выброс, и экранирующего здания.

С учетом отмеченных соображений соотношение (19) примет следующий вид:

$$q_n(x) = (1 - K_b) \cdot \frac{2 \cdot 16 \cdot \dot{Q}}{(2\pi)^2 x} \sum_j \sum_k \frac{\omega_{n,j,k}}{u_{j,k} \cdot \sigma_{z,j}(x)} \cdot e^{-\frac{H^2}{2\sigma_{z,j}^2(x)}} + \\ + K_b \cdot \frac{2 \cdot 16 \cdot \dot{Q}}{(2\pi)^2 x} \sum_j \sum_k \frac{\omega_{n,j,k}}{u_{j,k} \cdot \sigma_{z,j}(x+x_b)} \cdot e^{-\frac{H^2}{2\sigma_{z,j}^2(x+x_b)}}, \quad (21)$$

где K_b – доля выбросов, попадающая в зону аэродинамической тени;
 x_b – расстояние, на котором располагается мнимый источник выброса, м.

Аналогичным способом можно моделировать и выбросы из некоторых площадных источников [9], в которых мощность выброса не распределена равномерно по площади. Однако в отечественной практике моделирования выбросов при расчете нормативов ПДВ используется иной подход, основанный на интегрировании соотношения (20) по площади источника, представляемого в виде квадрата со стороной $2a$. В этом случае соотношение (20) примет следующий вид, описываемый формулами (22) и (23) [4]:

$$q_n(x) = \begin{cases} \dot{Q} \sum_j \sum_k \int_{-a}^a \frac{\omega_{n,j,k}}{\sqrt{2\pi} \sigma_{z,j}(x-\varepsilon) u_{j,k} 4a^2} P_j(x-\varepsilon) d\varepsilon & \text{при } a \leq x \leq 5,093a \\ \dot{Q} \sum_j \sum_k \frac{16a}{\pi x} \int_{-a}^a \frac{2\omega_{n,j,k}}{\sqrt{2\pi} \sigma_{z,j}(x-\varepsilon) u_{j,k} 4a^2} P_j(x-\varepsilon) d\varepsilon & \text{при } x > 5,093a \end{cases}, \quad (22)$$

$$P_j(\varepsilon) = \sum_{l=-2}^2 \left(e^{-\frac{(2,5\sigma_{z,j}^{max}-1)^2}{2\sigma_{z,j}^2(\varepsilon)}} + e^{-\frac{(2,5\sigma_{z,j}^{max}+1)^2}{2\sigma_{z,j}^2(\varepsilon)}} \right), \quad (23)$$

где a – половина стороны площадного источника, м;

$5,093a = \frac{a}{\pi/16}$ – расстояние от источника, начиная с которого длина дуги румба (в данном случае разбиение на 16 румбов) принимает значения, большие чем сторона площадного источника.

Соотношение (22) уже позволяет моделировать площадные источники с равномерным распределением мощности выброса. Примерами таких источников при решении задач в области нормирования выбросов РВ являются брызгальные бассейны АЭС, а также обширные хвостохранилища.

4. Лагранжева и эйлерова модели переноса примеси в атмосфере

Лагранжева и эйлерова модели, в отличие от гауссовой, относятся к моделям численного прогноза переноса примеси в атмосфере. В рамках лагранжевой модели рассматривают некоторый бесконечно малый элемент атмосферы в фиксированный момент времени и, перемещаясь вслед за ним, рассматривают его координаты в последующие моменты как функции времени ее начальных координат с последующим усреднением параметров траектории или групп траекторий по флуктуациям среды. Примесь, поступившая от точечного источника, обычно представляется в виде ансамбля дискретных клубов или частиц [12]. Для каждого клуба рассчитывается траектория его движения в меняющемся во времени и пространстве поле ветра и рассчитывается диффузионный перенос. Это делается, например, с помощью стохастических моделей (например, метод Монте – Карло), причем часто турбулентная структура считается гауссовой. Изучение переноса и рассеяния большого числа (несколько тысяч) частиц трассеров позволяет моделировать дрейф и дисперсию примеси в турбулизованном атмосферном пограничном слое. Концентрацию примеси в любой точке пространства представляют как сумму вкладов от каждого лагранжева элемента.

К достоинствам лагранжевой модели относится детальное представление начального периода распространения выброса (включая учет подъема нагретой примеси за счет плавучести). Кроме того, данная модель удобна при оценке переноса и осаждения примесей, содержащих частицы с широким спектром размеров. К недостаткам лагранжевой модели следует отнести вычислительные затраты при прогнозе распространения примеси на большие расстояния, а также проблемы, возникающие при моделировании химических трансформаций примеси [12]. Однако отмеченные недостатки не актуальны для решения задач в области нормирования выбросов РВ в атмосферный воздух.

Эйлерова модель связана с заданием полей случайных величин в пространстве и во времени посредством уравнения или системы уравнений, например уравнений гидродинамики. Последовательно усредняя эти уравнения, получают систему уравнений, описывающую какие-либо процессы в турбулизованной среде. В этом случае аргументом является совокупность пространственных координат, а компоненты вектора скорости движения среды и значения концентрации примеси в данной точке пространства являются функциями этих координат и времени. Соотношения эйлеровой модели основаны на предположении о том, что размер диффундирующего облака больше, чем характерный размер турбулентных вихрей, поэтому они не применимы для расчета диффузии примеси на малых расстояниях от высотного источника. В связи с этим эйлерова модель позволяет сравнительно просто решать задачи,

связанные с предсказанием мезомасштабного переноса, и требует меньшего объема эмпирической информации, чем лагранжева модель. Однако в силу использования относительно грубой сетки (линейный размер по горизонтали – несколько километров и более) возникают трудности адекватного представления концентрационных градиентов от точечных и линейных источников [12]. Также к недостаткам эйлеровой модели следует отнести то, что:

пространственно-временные поля метеорологических переменных известны не столь хорошо, как это требовалось бы;

если уравнение решается численно с использованием электронно-вычислительных машин, то при переходе от производных к конечным разностям можно получить ошибочные результаты.

Для учета недостатков лагранжевой и эйлеровой моделей предложены гибридные модели, в которых на начальном этапе распространения выброса используется лагранжева модель, а при прогнозе дальнейшего распространения выброса используется эйлерова модель.

Однако лагранжева и эйлерова модели, в отличие от гауссовой модели, не получили широкого распространения для решения задач в области нормирования выбросов РВ, что связано, в первую очередь, с необходимостью сбора гораздо больших объемов информации о метеопараметрах (пространственно-временные поля метеорологических переменных, таких как скорость ветра, температура и т. п.) для их применения.

Список литературы

1. Гусев Н. Г., Беляев В. А. Радиоактивные выбросы в биосфере: справочник. – Москва: Энергоатомиздат, 1991.
2. Pasquill F. The Estimation of the Dispersion of Windborne Material // Meteorol. Mag. 1961. Vol. 9. P. 33.
3. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Мониторинг гидрологических, метеорологических и аэрологических условий в районах размещения объектов использования атомной энергии (РБ-046-21): утв. приказом Ростехнадзора от 01.02.2021 № 31.
4. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (РБ-106-21): утв. приказом Ростехнадзора от 30.08.2021 № 288.
5. Bruce Turner D. Workbook of Atmosphere Dispersion Estimates. U. S. Department of Health Education and Welfare. 1969.
6. Берлянд М. Е. Современные проблемы атмосферной диффузии и загрязнения атмосферы – Ленинград: Гидрометеоиздат, 1991.

7. Veverka O., Vlachovsky K. Atmospheric Dispersion of Ordinary and Radioactive Impurities. Skoda Works. Plzen. Czechoslovakia. 1975.

8. Doury A. Une Methode de Calcul Pratique et Generale Pour La Prevision Numerique des Pollutions Vehiculees Par L'atmosphere. Rapport CEA-R-4280. Février. 1972.

9. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендуемые методы оценки и прогнозирования радиационных последствий аварий на объектах ядерного топливного цикла (РБ-134-17): утв. приказом Ростехнадзора от 16.11.2017 № 479.

10. Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment. Safety reports series No. 19. – IAEA, Vienna, 2001.

11. Description of the Atmospheric Dispersion Model ATSTEP. RODOS(WG2)-TN(97)-01. Forschungszentrum Karlsruhe Institut für Kern- und Energietechnik. 2000.

12. Бузало Н. С. Математическое моделирование примеси в мезометеорологическом пограничном слое атмосферы: дисс. на соискание в ученой степени кандидата технических наук. Новочеркасск. Южнороссийский Государственный технический университет (Новочеркасский политехнический институт), 2003.

Приложение Б
Радионуклиды, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в выбросах и сбросах в окружающую среду

Радионуклид	Период полураспада	Радионуклид	Период полураспада
²⁴¹ Am	432,2 лет	⁹⁵ Nb	34,991 сут
⁴¹ Ar*	109,61 мин	²³⁸ Pu	87,7 лет
¹⁴⁰ Ba	12,752 сут	²³⁹ Pu	2,41·10 ⁴ лет
³ H	12,32 лет	²⁴⁰ Pu	6,56·10 ³ лет
⁶⁷ Ga	3,261 сут	²⁴¹ Pu	14,35 лет
¹⁵² Eu	13,54 лет	²¹⁰ Po	138,376 сут
¹⁵⁴ Eu	8,593 лет	¹⁴⁴ Pr	17,28 мин
¹⁵⁵ Eu	4,76 лет	¹⁴⁷ Pm	2,623 лет
⁵⁵ Fe	2,74 лет	²²⁶ Ra	1,6·10 ³ лет
⁵⁹ Fe	44,495 сут	²²² Rn	3,824 сут
¹⁹⁸ Au	2,695 сут	¹⁹⁷ Hg	64,94 ч
¹¹¹ In	2,805 сут	¹⁰³ Ru	39,26 сут
¹⁹² Ir	73,827 сут	¹⁰⁶ Ru	373,59 сут
¹²³ I	13,27 ч	²¹⁰ Pb	22,20 лет
¹²⁹ I	1,57·10 ⁷ лет	⁷⁵ Se	119,78 сут
¹³¹ I	8,02 сут	³⁵ S	87,51 сут
¹³² I	2,295 ч	^{110m} Ag	249,76 сут
¹³³ I	20,8 ч	⁸⁹ Sr	50,53 сут
¹³⁵ I	6,57 ч	⁹⁰ Sr	28,79 лет
⁴² K	12,36 ч	¹²² Sb	2,724 сут
⁴⁵ Ca	162,67 сут	¹²⁴ Sb	60,20 сут
⁴⁷ Ca	4,536 сут	¹²⁵ Sb	2,76 лет
⁵⁷ Co	271,74 сут	²⁰¹ Tl	72,912 ч
⁵⁸ Co	70,86 сут	^{123m} Te	119,25 сут
⁶⁰ Co	5,27 лет	⁹⁹ Tc	2,11·10 ⁵ лет
⁸⁵ Kr*	10,756 лет	^{99m} Tc	6,015 ч
^{85m} Kr*	4,48 ч	²³⁰ Th	7,54·10 ⁴ лет
⁸⁷ Kr*	76,3 мин	²³¹ Th	25,52 ч
⁸⁸ Kr*	2,84 ч	²³² Th	1,41·10 ¹⁰ лет
⁸⁹ Kr*	3,15 мин	²³⁴ Th	24,10 сут
¹²⁷ Xe*	36,4 сут	¹⁴ C	5,7·10 ³ лет
¹³³ Xe*	5,243 сут	²³² U	68,9 лет
^{133m} Xe*	2,19 сут	²³³ U	1,59·10 ⁵ лет
¹³⁵ Xe*	9,14 ч	²³⁴ U	2,46·10 ⁵ лет
^{135m} Xe*	15,29 мин	²³⁵ U	7,04·10 ⁸ лет
¹³⁷ Xe*	3,818 мин	²³⁶ U	2,34·10 ⁷ лет
¹³⁸ Xe*	14,08 мин	²³⁸ U	4,47·10 ⁹ лет
²⁴² Cm	162,8 сут	³² P	14,263 сут

Радионуклид	Период полураспада	Радионуклид	Период полураспада
²⁴³ Cm	29,1 лет	³⁶ Cl	3,01·10 ⁵ лет
²⁴⁴ Cm	18,1 лет	⁵¹ Cr	27,703 сут
¹⁴⁰ La	1,678 сут	¹³⁴ Cs	2,06 лет
⁵⁴ Mn	312,12 сут	¹³⁷ Cs	30,17 лет
⁹⁹ Mo	65,94 сут	¹⁴¹ Ce	32,508 сут
²² Na	2,6 лет	¹⁴⁴ Ce	284,91 сут
²⁴ Na	14,959 ч	⁶⁵ Zn	244,06 сут
²³⁷ Np	2,14·10 ⁶ лет	⁹⁵ Zr	64,032 сут
⁶³ Ni	100,1 лет	¹⁶⁹ Er	9,4 сут

* Только в выбросах в атмосферный воздух.

Несмотря на то, что распоряжением Правительства Российской Федерации [1] определен фиксированный перечень подлежащих учету радионуклидов, первичным фактором, на основе которого должна устанавливаться необходимость нормирования выбросов (сбросов) того или иного радионуклида, является установленный в [2, 3] критерий значимости создаваемого этим радионуклидом вклада в годовую эффективную дозу облучения населения. В связи с этим, даже в случае отсутствия радионуклида в [1], не рекомендуется только по этой причине исключать такой радионуклид из рассмотрения на предмет необходимости нормирования его выбросов (сбросов).

Список литературы

1. Об утверждении Перечня загрязняющих веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды: распоряжение Правительства Российской Федерации от 08.07.2015 № 1316-р.

2. Методика разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (ПДВ-2012): утв. приказом Ростехнадзора от 07.11.2012 № 639, зарегистр. в Минюсте России 18.01.2013 № 26595 (с изменениями, внесенными приказом Ростехнадзора от 28.06.2017 № 233).

3. Методика разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей (ДС-2016): утв. приказом Ростехнадзора от 22.12.2016 № 551, зарегистр. в Минюсте России 15.02.2017 № 45652.

Приложение В Методология определения дозовых коэффициентов внешнего и внутреннего облучения

Методология разработки нормативов ПДВ РВ и ДС РВ [1, 2] предусматривает использование ряда расчетных параметров и констант, в частности дозовых коэффициентов внешнего и внутреннего облучения. К числу дозовых коэффициентов внешнего облучения относятся коэффициенты внешнего облучения от облака, от загрязненной радионуклидами почвы и от загрязненной радионуклидами воды водного объекта. К числу дозовых коэффициентов внутреннего облучения относятся дозовые коэффициенты внутреннего облучения за счет ингаляции и за счет перорального поступления радионуклидов.

1. Дозовые коэффициенты внешнего облучения

Рекомендованные в [3, 4] значения дозовых коэффициентов внешнего облучения основаны приняты на основе [5]. При этом в [5] значения дозовых коэффициентов определены для различных возрастных групп населения, а в [3, 4] рекомендованы значения из [5], являющиеся максимальными по возрастным группам, реализуя тем самым консервативный подход.

Метод расчета дозовых коэффициентов внешнего облучения описан в [5, 6]. Данный метод основан на использовании методов Монте – Карло и данных по ядерному распаду радионуклидов, приведенных в публикации МКРЗ [7]. Согласно [5] для моделирования человеческого организма различных возрастных групп в расчетах применялись стилизованные математические фантомы (рис. 1), являющиеся модификациями фантомов, описанных в [8].

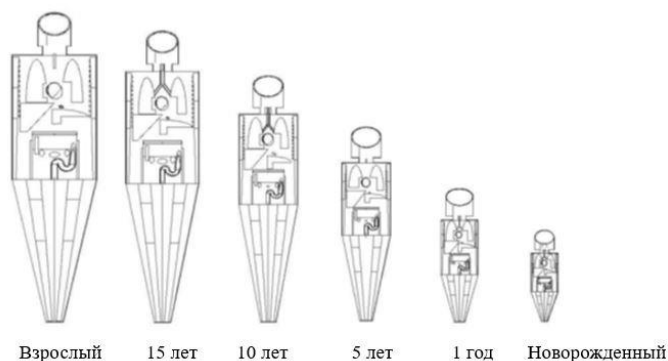


Рис. 1. Математические фантомы, представляющие различные возрастные группы

Метод расчета дозовых коэффициентов внешнего облучения от загрязненной радионуклидами почвы, описанный в [5], предполагает разделение расчета дозовых коэффициентов внешнего облучения на два этапа:

расчет фотонного излучения, падающего на окружающую фантом цилиндрическую поверхность высотой 200 и радиусом 30 см;

расчет дозовых коэффициентов для конкретного органа от излучения, поступающего из цилиндра в фантом.

Согласно [5] при моделировании в качестве источников излучения рассматривались бесконечные плоские моноэнергетические изотропные источники, расположенные на границе раздела «воздух – земля», а также углубленные в грунт на 3 мм и на глубины, соответствующие 0,2; 1,0; 2,5 и 4 длинам свободного пробега фотонов при заданной энергии. Расчеты проводились для 13 значений энергии гамма-излучения, находящихся в диапазоне от 0,01 до 5 МэВ. Важно отметить, что такие факторы, как растительность на поверхности земли, неоднородность верхних слоев почвы и диффузия в землю способствуют снижению мощности дозы от поверхности земли. Чтобы учесть снижение мощности дозы при расчетах, минимальное углубление источника излучения принималось равным 3 мм. Толщина воздушного слоя принималась равной трем длинам свободного пробега фотонов над соединительным цилиндром. Также в расчетах предполагалось, что фантом стоит на земле, состав которой соответствует илистому типу почв с содержанием влаги и воздуха в почве, равным 30 и 20 %, соответственно.

На поверхности соединительного цилиндра регистрируются положение, угол падения и энергия частиц падающего на него излучения. Полученные параметры используются для расчета мощности дозы в тканях и органах на втором этапе расчетов. Дозовые коэффициенты для тканей и органов рассчитывались для каждой комбинации 13 значений энергии источника, 6 плоских источников, расположенных в земле на разной глубине, и 6 фантомов. Также при расчетах предполагалось, что активность распределена равномерно по всему источнику.

Расчет дозовых коэффициентов внешнего облучения кожного покрова моноэнергетическими электронами для отдельных радионуклидов осуществлялся с учетом данных об энергиях и интенсивности бета- и электронного излучения, представленных в Публикации МКРЗ 107 [7], с применением программного средства DOSFACTER [9].

При оценке дозовых коэффициентов внешнего облучения от облака предполагается, что облучаемое лицо подвергается воздействию равномерно загрязненного воздуха с моноэнергетическим излучателем фотонов [5]. Сам метод расчета, так же как и в расчетах дозовых коэффициентов от загрязненной радионуклидами почвы, включает в себя

два аналогичных этапа. При этом предполагается, что поверхность, на которой находится фантом, не загрязнена радионуклидами.

Источник моделируется в виде полубесконечного облака, содержащего равномерно распределенный моноэнергетический излучатель фотонов мощностью 1 Бк/м^3 , окружающее человеческий фантом, стоящий на границе раздела «воздух – земля» [5].

Доза от полубесконечного облака-источника на поверхности земли, согласно [5], принималась равной половине величины дозы от бесконечного облака-источника. В связи с тем, что длина свободного пробега фотонов очень мала, считалось, что верхняя часть фантомов находилась в бесконечном источнике. Моделирование равномерно распределенного в бесконечном объеме моноэнергетического источника гамма-излучения осуществлялось с применением конечной геометрии [5]. Модель представляет собой куб с ребром длиной 10 м, в котором расположен излучатель мощностью 1 Бк/м^3 . Бесконечный объем обеспечивается за счет отражения излучения от граней куба, при этом угол падения излучения равен углу отражения. Кроме того, согласно [5], предполагалось, что потери энергии при отражении и выхода излучения за пределы куба не происходит.

Дозовые коэффициенты внешнего облучения от загрязненной радионуклидами воды, согласно [5], вычисляются в предположениях, что облучаемое лицо полностью погружено в бесконечный объем равномерно загрязненной воды, в которой находится источник моноэнергетических фотонов активностью 1 Бк/м^3 . В отличие от расчета дозовых коэффициентов облучения от облака с помощью методов Монте – Карло можно моделировать фактически бесконечный бассейн, используя относительно небольшие размеры, что обусловлено тем, что линейный коэффициент затухания у воды существенно ниже, чем у воздуха. Для получения значений дозовых коэффициентов каждый фантом помещают в относительно небольшую емкость с водой, генерируют исходные фотоны и оценивают дозы облучения органов и тканей, что отличается от методов оценки дозовых коэффициентов внешнего облучения от почвы и воздуха, в которых используется двухэтапный процесс. При этом вклад электронов в дозу облучения кожи, зависящий от радионуклидов, определяется методом точечного ядра, как и при облучении от облака. Специфический для радионуклидов вклад тормозных фотонов от источника электронов получается путем сложения дозовых коэффициентов моноэнергетических фотонов со спектром тормозного излучения.

Дозовые коэффициенты внешнего облучения e для каждого отдельного радионуклида и для различных возрастных групп определяются как:

$$e = \sum_T w_T h_T, \quad (1)$$

где e – дозовый коэффициент для конкретного радионуклида, $\text{Зв} \cdot \text{Бк}^{-1} \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{м}^3$ (или $\text{Зв} \cdot \text{Бк}^{-1} \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{м}^3$ при облучении от почвы);

h_T – коэффициент эквивалентной дозы для ткани или органа T , $\text{Зв} \cdot \text{Бк}^{-1} \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{м}^3$ (или $\text{Зв} \cdot \text{Бк}^{-1} \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{м}^3$ при облучении от почвы);

w_T – взвешивающий коэффициент для ткани или органа T [10].

2. Дозовые коэффициенты внутреннего облучения

Представленные в [11] значения дозовых коэффициентов внутреннего облучения (за счет ингаляции и за счет перорального поступления радионуклидов) основаны на данных, опубликованных МКРЗ в [10, 12, 13].

Коэффициенты внутреннего облучения $\varepsilon(\tau)$ характеризуют численную связь между поступлением в организм условного человека активности посредством ингаляции ($\varepsilon_{\text{инг}}$) или заглатывания радионуклидов ($\varepsilon_{\text{пищ}}$) и ожидаемой эффективной дозой $E(\tau)$.

В общем виде соотношение для расчета дозовых коэффициентов внутреннего облучения выглядит следующим образом [10]:

$$\varepsilon(\tau) = \sum_T w_T \cdot \frac{h_T^M(\tau) + h_T^F(\tau)}{2}, \quad (2)$$

где $h_T^M(\tau)$, $h_T^F(\tau)$ – коэффициенты ожидаемой эквивалентной дозы в органе или ткани T условного мужчины или условной женщины, соответственно, $\text{Зв}/\text{Бк}$;

w_T – взвешивающий коэффициент для органа или ткани T [10];

τ – время, прошедшее с момента поступления радионуклида в организм.

В [10] рекомендовано принимать значение параметра τ равным 50 лет для взрослых и равным $70-t_0$ лет для детей (где t_0 – момент поступления радионуклида в организм).

Рекомендованные в [10, 11] значения взвешивающих коэффициентов w_T приведены в таблице.

МКРЗ используются референтные математические фантомы взрослого условного мужчины и условной женщины для расчета эквивалентных доз в органах и тканях [10]. Для того чтобы обеспечить практичность подхода к оценке эквивалентных и эффективных доз, коэффициенты перехода, связывающие их с физическими величинами (например, с флюенсом частиц или кермой в воздухе для внешнего облучения и поступлением активности для внутреннего облучения), были рассчитаны для стандартных условий облучения референтных фантомов (моноэнергетическое излучение, стандартные геометрии внешнего

облучения, стандартные биокинетические модели поведения радионуклидов в организме человека и т. п.). Референтные воксел-модели (модели, составленные по данным медицинской визуализации реальных людей), согласно [10], используются для расчета дозовых коэффициентов с применением программного обеспечения, моделирующего перенос излучения и передачу энергии.

Таблица

Взвешивающие коэффициенты для тканей и органов [10, 11]

Наименование органа или ткани, T	Взвешивающий коэффициент, w_T
Гонады	0,2
Костный мозг (красный), толстая кишка, легкие, желудок	0,12
Мочевой пузырь, грудь, печень, пищевод, щитовидная железа, надпочечники, головной мозг, внегрудные дыхательные пути, тонкая кишка, почки, мышцы, поджелудочная железа, селезенка, вилочковая железа и матка	0,05
Кожа, поверхность костей	0,01

Список литературы

1. Методика разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (ПДВ-2012): утв. приказом Ростехнадзора от 07.11.2012 № 639, зарегистр. в Минюсте России 18.01.2013 № 26595 (с изменениями, внесенными приказом Ростехнадзора от 28.06.2017 № 233).

2. Методика разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей (ДС-2016): утв. приказом Ростехнадзора от 22.12.2016 № 551, зарегистр. в Минюсте России 15.02.2017 № 45652.

3. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (РБ-106-21): утв. приказом Ростехнадзора от 30.08.2021 № 288.

4. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты (РБ-126-21): утв. приказом Ростехнадзора от 09.09.2021 № 297.

5. EPA 402-R-93-081 Federal Guidance Report No. 12. External Exposure to Radionuclides in Air, Water and Soil. – U. S. Environmental Protection Agency, 1993.

6. Строганов А. А., Курындин А. В., Курындина Л. А., Жикин Е. С. Расчет доз человека при внешнем облучении человека ионизирующим излучением // Медицинская физика. 2010. № 2 (46). С. 81-84.

7. Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations. ICRP Publication 107. Ann. ICRP 38 (3). ICRP, 2008.

8. Specific absorbed fractions of energy at various ages from internal photon sources. I. Methods. ORNL/TM-8381/V1. – M. Cristy, K. F. Eckerman, 1987.

9. Kocher D. C., Eckerman K. F. External Dose Rate-Conversion Factors for Calculations of Dose to the Public. DOE/EH-0070 (July 1988).

10. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection/ ICRP Publication 103.– Ann. ICRP 37 (2–4). – ICRP, 2007.

11. СанПиН 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): утв. постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 07.07.2009 № 47.

12. Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection. ICRP Publication 66. Ann. ICRP 24 (1–3). ICRP, 1994.

13. Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 4. Inhalation Dose Coefficient. ICRP Publication 71. Ann. ICRP 25 (3–4). ICRP, 1995.

Приложение Г

Коэффициенты накопления радионуклидов в тканях рыбы

Согласно [1, 2] для целей расчета параметров, используемых для разработки нормативов ДС РВ в водные объекты, а именно: МУА радионуклидов в воде водного объекта для пути внутреннего облучения, обусловленного потреблением рыбы, требуется использование коэффициентов накопления радионуклидов в тканях рыбы (K_p , м³/кг). Рекомендованные в [2] значения этих коэффициентов для пресноводной и морской рыбы приняты на основе документов МАГАТЭ [3, 4].

Значения K_p для пресноводной рыбы приведены в таблице 57 [3] с указанием ссылок на публикации, на основе которых они приняты. При этом в [3] данные коэффициенты приведены в виде диапазонов с указанием среднего арифметического (в случае если число представительных проб равно двум) либо среднего геометрического (в случае если число представительных проб более двух). Также в [3] отмечено, что сведения о том, как были получены указанные коэффициенты, приведены в [5].

Из [5] следует, что коэффициенты накопления радионуклидов в тканях пресноводной рыбы представляют собой отношения концентраций радионуклидов в рыбе C_b (с учетом всех путей поступления радионуклидов в организм рыбы, включая поступление через воду, пищу и донные отложения) к концентрациям C_w радионуклидов в пресной воде, в которой обитает рыба, и получены исходя из полевых или лабораторных измерений указанных концентраций, результаты которых приведены в различных рецензируемых публикациях.

Согласно [3, 5] значения коэффициентов накопления короткоживущих радионуклидов в тканях пресноводной рыбы, приведенные в таблице 57 [2], могут применяться для консервативных расчетов, при этом для целей выполнения неконсервативных расчетов, учитывающих распад короткоживущих радионуклидов в тканях биоты, указанные коэффициенты следует умножить на коэффициент K , определяемый по следующей формуле [3, 5]:

$$K = \frac{\lambda_b}{\lambda_b + \lambda_r},$$

где λ_b – константа биологического выведения, с⁻¹;
 λ_r – постоянная распада, с⁻¹.

Значения коэффициентов накопления радионуклидов в тканях морской рыбы приведены в таблице III [4]. Согласно [4] данные по значениям этих коэффициентов для изотопов H, Na, S недостаточны

в связи с отсутствием методов их определения, поэтому в [4] их значения были приняты равными единице. Также в таблице III [4] отмечено, что в качестве коэффициента накопления для углерода было принято значение, рассчитанное для его органической формы, в связи с отсутствием данных о соединениях углерода, которые будут находится в равновесии с радиоактивным изотопом ^{14}C , а для свинца в качестве коэффициента накопления было принято значение, рассчитанное для изотопа ^{210}Pb , в связи с отсутствием данных о концентрации свинца, как в морской рыбе, так и в морской воде. Кроме того, в [4] отмечено, что коэффициенты накопления для остальных элементов рассчитаны с использованием данных по концентрациям радионуклидов в морской рыбе и морской воде, взятых из публикаций [6–26].

Стоит также отметить, что в [4], в отличие от [3], приведены не диапазоны измерений, а конкретные рекомендуемые значения коэффициентов накопления радионуклидов в морских рыбах.

Список литературы

1. Методика разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей (ДС-2016): утв. приказом Ростехнадзора от 22.12.2016 № 551, зарегистр. в Минюсте России 15.02.2017 № 45652.
2. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты (РБ-126-21): утв. приказом Ростехнадзора от 09.09.2021 № 297.
3. Handbook of parameter values for the prediction of radionuclide transfer in terrestrial and freshwater environments. IAEA Technical reports series No. 472. – International Atomic Energy Agency, Vienna, 2010.
4. Sediment distribution coefficients and concentration factors for biota in the marine environment. IAEA Technical reports series No. 422. – International Atomic Energy Agency, Vienna, 2004.
5. Quantification of radionuclide transfers in terrestrial and freshwater environments for radiological assessments. IAEA-TECDOC-1616. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2009.
6. Eisler R. Trace Metal Concentrations in Marine Organisms, Pergamon Press, New York (1981).
7. Pentreath R. J. Radionuclides in fish, Oceanogr. Mar. Biol. Ann. Rev. 15 (1977) 365.
8. Jenkins C. E. Radionuclide distribution in Pacific salmon, Health Phys. 17 (1969) 507.
9. Templeton W. L. Fission products and aquatic organisms. The Effects of Pollution on Living Material, Institute of Biology, London (1959) 125.

10. Schroeder H. A., Balassa J. J. Trace Metals in Man: Niobium, *J. Chronic Dis.* 18 (1965) 229.
11. Pentreath R. J., Jefferies D. F. The uptake of radionuclides by I-group plaice (*Pleuronectes platessa*) off the Cumberland coast, Irish Sea, *J. Mar. Biol. Assoc. U. K.* 51 (1971) 963.
12. Dunster H. J., Garner R. J., Howells H., Wix L. P. U., Environmental monitoring associated with the discharge of low activity radioactive waste from Windscale works to the Irish Sea, *Health Phys.* 10 (1964) 353.
13. Institut de protection et de sûreté nucléaire, The Report of the Nord-Cotentin Radioecology Group, IPSN, Fontenay-aux-Roses (1999).
14. Ewing R. A., Howes J. E., Price R. B. Bioenvironmental and Radiological Safety Feasibility Studies, Atlantic–Pacific Interoceanic Canal: Radionuclide and Stable-element Analyses of Environmental Samples from Routes 17 and 25, Rep. BMI-171-29, Battelle Memorial Institute, OH (1969) 52.
15. Noshkin V. E. Concentrations and Concentration Factors of Several Anthropogenic and Natural Radionuclides in Marine Vertebrates and Invertebrates, Environmental Protection Agency, Washington, DC (1984).
16. Goldberg E. D. Elemental composition of some pelagic fishes, *Limnol. Oceanogr.* 7 Suppl. (1962) 72.
17. Suzuki H., Royanagi T., Sairi M. Studies on rare earth elements in seawater and uptake by marine organisms, Impacts of Nuclear Releases into the Aquatic Environment (Proc. Symp. Otaniemi, 1975), IAEA, Vienna (1975) 77.
18. Kurabayashi M., Fukuda S., Kurokawa Y. Concentration factors of marine organisms used for the environmental dose assessment, *Marine Radioecology* (Proc. 3rd OECD/NEA Sem. Tokyo, 1979), OECD, Paris (1980) 355.
19. Al-Madfa H., Aboul dahab O., Holail H. Mercury pollution in Doha (Qatar) coastal environment, *Environ. Toxicol. Chem.* 13 (1994) 725.
20. International Atomic Energy Agency. Survey of Mercury in Fish and Sediments from the ROPME Sea Area: Final Data Report, IAEA Marine Environment Laboratory, Monaco (1990).
21. Al-Hashimi A. H., Al-Zorba M. A. Mercury in some commercial fish from Kuwait: A pilot study. *Sci. Total Environ.* 106 (1991) 71.
22. Tariq J., Jaffar M. Mercury concentrations in ten fish species from the Arabian Sea, Pakistan, *Toxicol. Environ. Chem.* 34 (1991) 57.
23. Jackson D. W., Gomez L. S., Marietta M. G. Compilation of Selected Marine Radioecological Data for the U. S. Subseabed Program, Rep. SAND-73-1725. Sandia Natl Laboratories, Albuquerque, NM (1983) 237.
24. Pentreath R. J., Harvey B. R. The presence of ^{237}Np in the Irish Sea, *Mar. Ecol. Prog. Ser.* 6 (1981) 243.
25. Harvey B. R., Kershaw P. J. Physico-chemical interactions of long-lived radionuclides in coastal marine sediments and some comparison with the deep sea environment. The Behaviour of Long-lived Radionuclides in the Marine

Environment (Cigna A., Myttenaere C., Eds.), Rep. EUR 9214, European Commission, Luxembourg (1984) 131.

26. Fowler S. W. Critical review of selected heavy metal and chlorinated hydrocarbon concentrations in the marine environment, Mar. Environ. Res. 29 (1990) 1.

Приложение Д Модели переноса радиоактивных веществ в водных объектах

Методология расчета нормативов ДС РВ [1, 2] основывается на моделировании переноса РВ в водных объектах. Модели переноса, описанные в [1, 2], в основе которых лежат методы, принципы и допущения, описанные в [3–5], предусматривают оценку снижения (разбавления) концентрации радионуклидов в воде с увеличением расстояния от точки сброса РВ. Использование результатов этой оценки позволяет прогнозировать приближенное к реальному (разумеется, с рядом консервативных допущений) воздействие сбросов РВ на население и окружающую среду.

Оценка дозового воздействия с учетом разбавления концентрации радионуклидов в сбросе представляет собой более трудоемкий процесс, чем оценка доз без разбавления (используемых в [1, 2] для определения необходимости нормирования источника), ее выполнение требует использования ряда гидрологических характеристик, являющихся уникальными в случае каждого конкретного водного объекта, и решения уравнений, описывающих перенос радионуклидов.

Методика [1] предписывает необходимость учета наличия гидрологических связей между водным объектом, в который непосредственно осуществляются сбросы РВ (водоемы – приемники сбросов), и другими водными объектами, расположенными в районе организации, деятельность которой сопровождается сбросами РВ. Связанные водные объекты представляют собой водную систему [1], пример которой представлен на рис. 1. На данном рисунке показано, что ручей, являющийся водоемом – приемником сброса, не используется местным населением, поскольку находится в охранной зоне, в то время как озеро, в которое впадает данный ручей, широко используется местным населением в рекреационных целях. При разработке нормативов ДС РВ это вызывает необходимость учета видов водопользования, реализуемых на водном объекте, гидрологически связанном с водоемом – приемником сбросов, а также необходимость учета этой гидрологической связи (например, учета объема годового стока из ручья в озеро).

Большинство реальных водных систем представляются в виде комбинации типовых элементов [3–5]. В [1] в качестве таких элементов определены:

водотоки (однородные потоки) – водные объекты или участки водных объектов, на которых: имеется явно выраженное течение; отсутствуют резкие изменения глубины и ширины водного объекта; направление осредненной скорости течения постоянно по всей глубине; количество воды, приносимое боковыми притоками, мало (менее 20 %), по сравнению

с расходом основного потока; отсутствуют устойчивые водоворотные области (примеры – река, ручей);

однородные водоемы площадью менее 400 км² (примеры – пруд, небольшое озеро, водоем-охладитель);

большие водоемы площадью более 400 км² (примеры – водохранилища, заливы морей).



Рис. 1. Пример сброса радиоактивных веществ в водную систему «ручей – озеро»

Для каждого из упомянутых ранее типов водных объектов используются различные модели переноса в них радионуклидов.

В общем виде изменение концентрации радионуклида в водоеме, согласно [3], может быть описано уравнением адвекции-диффузии:

$$\frac{\partial C_{w,i}}{\partial t} + U \cdot \frac{\partial C_{w,i}}{\partial x} + V \cdot \frac{\partial C_{w,i}}{\partial y} + W \cdot \frac{\partial C_{w,i}}{\partial z} = \varepsilon_x \cdot \frac{\partial^2 C_{w,i}}{\partial x^2} + \varepsilon_y \cdot \frac{\partial^2 C_{w,i}}{\partial y^2} + \varepsilon_z \cdot \frac{\partial^2 C_{w,i}}{\partial z^2} - \lambda_i \cdot C_{w,i} + S, \quad (1)$$

где $C_{w,i}$ – концентрация i -го радионуклида в водном объекте, Бк/м³;

U, V, W – скорости потока в продольном, вертикальном и поперечном направлениях x, y, z , м/с;

t – время, с;

$\varepsilon_x, \varepsilon_y, \varepsilon_z$ – коэффициенты дисперсии в направлениях x, y, z , м²/с;

λ_i – постоянная распада, с⁻¹;

S – дополнительный параметр, учитывающий образование дочерних продуктов распада, Бк·м⁻³·с⁻¹.

Снижение начальной (в точке сброса) концентрации радионуклидов в водоеме связано со следующими процессами [3]: потоковые процессы, такие как перенос вниз по течению (адвекция) и процессы перемешивания

(турбулентная дисперсия); процессы осаждения, такие как адсорбция и (или) десорбция на взвешях, береговых (пляжных) и донных отложениях; ресуспензия донных отложений с накопленными в них радионуклидами; иные процессы, включающие радиоактивный распад и другие механизмы снижения концентрации радионуклидов. Данные процессы на примере реки проиллюстрированы на рис. 2.

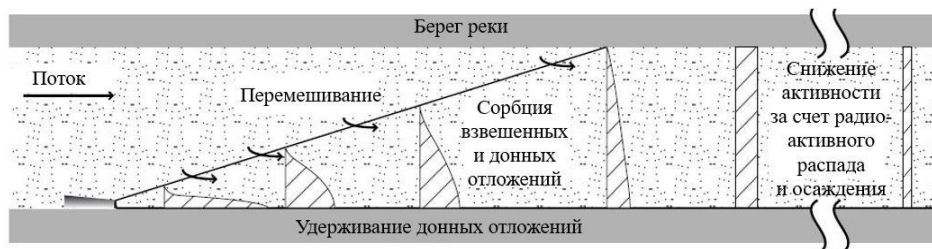


Рис. 2. Процессы, влияющие на разбавление, при сбросах радиоактивных веществ в реку [3]

Согласно [3] модели переноса, используемые для решения уравнения (1), делятся на 3 основные категории:

- аналитические модели;
- коробчатые (боксовые) модели;
- численные модели.

Аналитические модели решают основные уравнения переноса-диффузии со значительными упрощениями. Эти упрощения обычно касаются геометрии водного объекта, условий течения и процессов разбавления, предполагая их постоянность во всем объеме водного объекта и во времени. Таким образом, их точность по отношению к реальным распределениям радионуклидов в поверхностных водах является самой низкой среди вышеперечисленных моделей переноса. Преимуществом данного подхода является простое и оперативное их использование для анализа и предварительной оценки воздействия радионуклидов на окружающую среду, во многих ситуациях данные модели с их консервативными допущениями оказались достаточными для определения превышения (непревышения) установленных нормативных ограничений [6].

Коробчатые (боксовые) модели, иногда называемые моделями отсеков или камер, рассматривают весь водный объект как однородный (полностью смешанный) отсек или как ряд однородных отсеков, соединенных для представления всего водного объекта. Эти модели часто включают некоторые взаимодействия отложений и радионуклидов. Такие модели широко используются для решения общих проблем с качеством воды в озерах для учета сложных химических и биологических реакций для определения концентраций химических веществ [6].

Численные модели преобразуют одно-, двух- и трехмерные уравнения переноса в конечные формы, позволяющие изменять геометрию водного объекта, условия течения и осадок, дисперсию и возможные химические и биологические процессы. Такие модели полезны в случае, когда потребуются подробные или точные оценки миграции радионуклидов (например, оценка концентрации РВ в поверхностных водах, загрязненных в результате аварий на Чернобыльской АЭС и АЭС «Фукусима-Дайичи») [6].

В соответствии с методикой [1] важным параметром, характеризующим изменение концентрации радионуклида в водном объекте, является фактор разбавления, для определения которого в [1], в зависимости от типа водного объекта (однородный поток, однородный водоем, большой водоем), используются различные соотношения.

Соотношения для расчета фактора разбавления в однородном потоке [1] базируются на моделях, описанных в [3, 5]. Их использование требует знания ряда гидрологических характеристик водотока, в частности: расхода воды в водотоке с учетом притоков Q_f , м³/с; ширины и скорости течения водотока B и V ; глубины водотока H ; коэффициента турбулентной диффузии $D_{тур}$. Данные параметры, являющиеся базовыми для выполнения расчетов, проиллюстрированы на рис. 3.

В основе используемой модели лежат следующие допущения [5]:
 неизменность глубины потока;
 неизменность скорости течения потока;
 прямое русло потока;
 неизменность ширины потока на всем его протяжении;
 неизменность коэффициента турбулентной дисперсии.

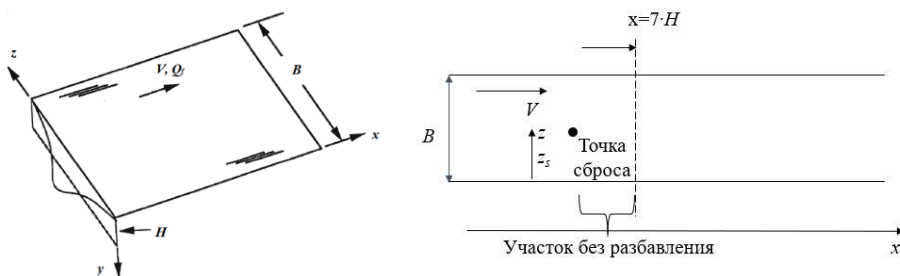


Рис. 3. Иллюстрация к модели переноса радиоактивных веществ в однородном потоке

В [1] предусмотрена вариация соотношений для расчета фактора разбавления в однородном потоке в зависимости от расстояния от точки сброса. Так, на основе рекомендаций МАГАТЭ [3] в [1] выделяется

начальный участок, на котором разбавления сточных вод водами однородного потока не происходит. Расстояние, ограничивающее данный участок, согласно [1, 3], принимается равным $7 \cdot H$, и предполагается, что именно на таком расстоянии достигается полное перемешивание в вертикальном направлении (т. е. в рамках рассматриваемой модели по оси y). На данном участке фактор разбавления обратно пропорционален расходу сбрасываемых сточных вод (формула (54) п. 2.3.2 настоящего Методического пособия).

На расстояниях от точки сброса $x \geq 7 \cdot H$ соотношение для расчета фактора разбавления основано на использовании модифицированных функций Бесселя (формула (55) п. 2.3.2 настоящего Методического пособия), вид которых принят на основе [5]. Используемый в нем коэффициент турбулентной диффузии $D_{тур}$ имеет физический смысл, аналогичный коэффициенту ϵ_y в соотношении (1), и характеризует дисперсию в вертикальном направлении y .

Соотношение для расчета фактора разбавления в однородном водоеме из [1] (формула (60) п. 2.3.2 настоящего Методического пособия) базируется на модели, описанной в [3]. Его использование требует знания следующих параметров, проиллюстрированных на рис. 4:

- проточность водоема W_s , м³/год;
- фильтрационный расход водоема W_f , м³/год;
- безвозвратные потери воды водоема, связанные с ее забором организации для использования в технических нуждах W_t , м³/год;
- испарение с поверхности водоема W_e , м³/год (актуально при наличии в сбросах ³H);
- объем водоема V_p .

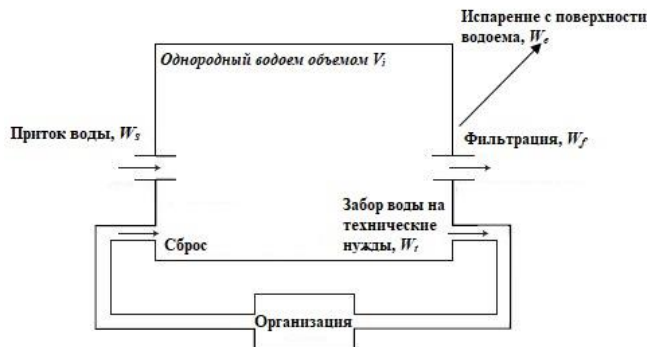


Рис. 4. Иллюстрация к модели переноса радиоактивных веществ в однородном водоеме

Соотношения для расчета фактора разбавления в большом водоеме (рис. 5) [1] базируются на модели, описанной в [3].

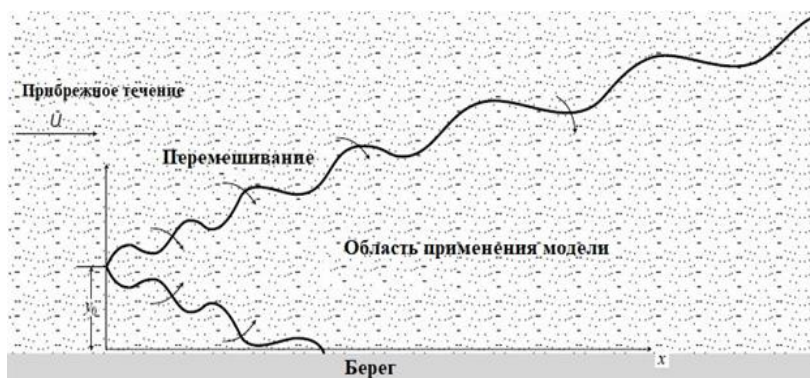


Рис. 5. Иллюстрация к модели переноса радиоактивных веществ в большом водоеме [3]

Модель большого водоема, описанная в [3], основана на стационарном уравнении адвекции-диффузии, осредненном по вертикальному направлению:

$$U \cdot \frac{\partial C_{w,i}}{\partial x} = \varepsilon_y \cdot \frac{\partial^2 C_{w,i}}{\partial y^2} - \lambda_i \cdot C_{w,i}, \quad (2)$$

где ε_y – коэффициент дисперсии в направлении y , $\text{м}^2/\text{с}$.

Решение уравнения (2), согласно [3], имеет эмпирический вид:

$$C_{w,i} = \frac{962 \cdot U^{0,17} \cdot Q_i}{D \cdot x^{1,17}} \cdot \exp\left(-\frac{7,28 \cdot 10^5 \cdot U^{2,34} \cdot (y - y_0)^2}{x^{2,34}}\right) \cdot \exp\left(-\frac{\lambda_i \cdot x}{U}\right) \quad (3)$$

при выполнении следующих граничных условий:

$$7 \cdot D < x < 8 \cdot 10^7 \text{ м}, \quad (4)$$

$$\left| \frac{y - y_0}{x} \right| \ll 3,7, \quad (5)$$

где $C_{w,i}$ – концентрация i -го радионуклида в большом водоеме, $\text{Бк}/\text{м}^3$;

Q_i – мощность сброса i -го радионуклида, $\text{Бк}/\text{с}$;

U – скорость прибрежного течения, $\text{м}/\text{с}$;

D – глубина большого водоема, м ;

x – расстояние вдоль берега, м ;

y – расстояние в перпендикулярном берегу направлении, м;
 y_0 – расстояние по нормали от берега до точки сброса, м.

На основе соотношения (3) получены представленные в [1] соотношения для расчета фактора разбавления в большом водоеме (формулы (57) и (58) п. 2.3.2 настоящего Методического пособия). При этом в рамках [3] консервативно предполагается, что облучение водных биологических ресурсов, вылавливаемых и потребляемых в пищу местным населением, происходит в непосредственной близости от точки сброса. Этим объясняется отсутствие первого экспоненциального множителя в формуле (58) п. 2.3.2 настоящего Методического пособия.

Список литературы

1. Методика разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей (ДС-2016): утв. приказом Ростехнадзора от 22.12.2016 № 551, зарегистрир. в Минюсте России 15.02.2017 № 45652.
2. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты (РБ-126-21): утв. приказом Ростехнадзора от 09.09.2021 № 297.
3. Generic models for use in assessing the impact of discharges of radioactive substances to the environment. Safety reports series No. 19. – IAEA, Vienna, 2001.
4. Screening models for releases of radionuclides to atmosphere, surface water, and ground. NCRP Report No. 123I. – National Council on radiation protection and measurements, 7910 Woodmont Avenue / Bethesda, MD 20814-3095.
5. PNNL-14584, Rev. 3 GENII Version 2 Software Design Document B. A. Napier, D. L. Strenge, J. V. Ramsdell, Jr. P. W. Eslinger, C. Fosmire: December 2009 Prepared for U. S. Environmental Protection Agency under Contract DE-AC05-76RLO 1830.
6. John E. Till, Helen A. Grogan. Radiological Risk Assessment and Environmental Analysis, Oxford University Press, 2008.

Приложение Е Коэффициенты распределения радионуклидов между водой и донными отложениями

Согласно [1] для целей расчета параметров, используемых для разработки нормативов РВ в водные объекты, а именно: МУА радионуклидов для путей облучения, связанных с пребыванием на пляже и в поймах рек, рекомендуется использовать коэффициенты межфазного распределения радионуклидов между водой и донными отложениями ($K_{нд}^r$, м³/кг). Рекомендованные в [1] значения данных коэффициентов приняты на основе документов МАГАТЭ [2, 3].

Согласно [2] время нахождения радионуклидов в пресной воде зависит от их осаждения на донных отложениях, в том числе и тех, которые находятся в воде в виде взвеси. При этом в [2] отмечено, что распределение радионуклидов между водой и донными отложениями описывается с помощью коэффициента распределения $K_{нд}^r$, который представляет собой отношение концентрации радионуклида r в взвешенной фазе донных отложений (Бк/кг) к концентрации радионуклидов в воде (Бк/л).

Согласно [2] сорбция радионуклидов донными отложениями в пресной воде обусловлена несколькими как быстрыми, так и медленными кинетическими процессами (например, процессы окисления, образование химических связей, миграция катионов в структуру донных отложений). Кинетика взаимодействия радионуклидов на границе раздела между водой и твердыми взвешенными частицами донных отложений зависит от элемента, а также от других факторов – концентрации взвешенных частиц, ионной силы раствора, длительности загрязнения [2]. Кроме того, на сорбцию ряда радионуклидов в пресной воде влияет время года («сезонный эффект»).

Значения коэффициентов распределения, согласно [2, 4], делятся на четыре группы по элементам, в зависимости от объема имеющихся результатов натурных исследований. К первой группе относятся значения коэффициентов распределения элементов, для которых в настоящее время сформирована большая база данных (в том числе, значения рН воды, время контакта между элементом и донными отложениями) [4]. Согласно [4] к первой группе относятся значения коэффициентов распределения для таких элементов, как Ag, Am, Co, Cs, I, Mn, Pu и Sr. В [2] отмечено, что для определения конкретных значений коэффициентов распределения, отнесенных к первой группе, применялся ряд последовательных действий:

- 1) построение базы данных с имеющимися в публикациях значениями коэффициентов распределения, включая сведения о параметрах окружающей среды, в которой проводились измерения;

2) применение критериев качества значений коэффициентов распределения, собранных в базах данных (согласно [2, 4] применялись следующие критерии: а) представление и доступность данных, имеющихся в публикациях; б) оценка времени взаимодействия элементов с донными отложениями в пресной воде; в) оценка диапазона рН пресной воды; г) оценка соотношения твердой и жидкой фаз взвеси донных отложений);

3) определение безусловных функций плотности вероятности для учета неопределенности значений коэффициентов распределения;

4) определение условных функций плотности вероятности для учета неопределенности значений коэффициентов распределения.

Ко второй группе относятся коэффициенты распределения элементов, для определения значений которых выполнялись действия 1) – 3) (Be, Ba, Ce, Ra, Ru, Sb, Th) [2]. Согласно [4] для указанных выше радионуклидов не применялось действие 4) с целью уменьшения неопределенности при определении значений коэффициентов распределения.

К третьей группе относятся коэффициенты распределения элементов, которые были получены с использованием статистической обработки имеющихся данных [2]. К четвертой группе относятся коэффициенты распределения элементов (Cr, Fe, Zn, Tc, Pm, Eu, U, Np, Cm), значения которых взяты из публикаций [5, 6].

В связи с тем что объем полевых и лабораторных измерений параметров, необходимых для определения коэффициентов распределения, для разных элементов различен [4], в [2] значения коэффициентов распределения представлены для каждого элемента в виде диапазонов с указанием среднего и геометрических отклонений.

Коэффициенты распределения радионуклидов между морской водой и донными отложениями приведены в таблице II [3]. Согласно [3] коэффициент распределения $K_{нд}^r$ описывает распределение радионуклидов между морской водой и донными отложениями и представляет собой отношение концентрации радионуклида r во взвешенной фазе донных отложений (Бк/кг) к концентрации радионуклидов в воде (Бк/л).

При этом в [3] отмечено, что коэффициенты распределения между морской водой и донными отложениями были получены как на основании полевых измерений, так и лабораторных исследований (для ряда радионуклидов, имеющих особую радиологическую значимость).

Согласно [3] в столбце 2 таблицы II [3] приведены рекомендуемые значения коэффициентов распределения радионуклидов между морской водой и донными отложениями, рассчитанные на основании приведенных в столбцах 3 и 4 значений концентраций радионуклидов во взвешенной фазе донных отложений и концентраций радионуклидов в морской воде, соответственно. Кроме того, для целей сравнения с расчетными значениями коэффициентов распределения в столбце 10 таблицы II [3] представлены

значения коэффициентов распределения, полученных исходя из полевых или лабораторных измерений, результаты которых приведены в рецензируемых публикациях. Также в [3] отмечено, что для ряда природных радионуклидов применялся альтернативный подход, заключающийся в использовании геохимических данных, а именно данных о распределении природных радионуклидов в прибрежных отложениях.

Стоит также отметить, что в [3], в отличие от [2], приведены не диапазоны измерений $K_{нд}^r$, а конкретные рекомендуемые значения коэффициентов распределения радионуклидов между морской водой и донными отложениями.

Список литературы

1. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты (РБ-126-21): утв. приказом Ростехнадзора от 09.09.2021 № 297.

2. Handbook of parameter values for the prediction of radionuclide transfer in terrestrial and freshwater environments. IAEA Technical reports series No. 472. - International Atomic Energy Agency, Vienna, 2010.

3. Sediment distribution coefficients and concentration factors for biota in the marine environment. IAEA Technical reports series No. 422. – International Atomic Energy Agency, Vienna, 2004.

4. Quantification of radionuclide transfers in terrestrial and freshwater environments for radiological assessments. IAEA-TECDOC-1616. – Vienna: International Atomic Energy Agency, 2009.

5. International Atomic Energy Agency, Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer in Temperate Environments, Technical Reports Series No. 364, IAEA, Vienna (1994).

6. Onishi Y., Serne R. J., Arnold E. M., Cowen C. E., Thompson, F. L. Critical review: Radionuclide transport, sediment transport, and water quality mathematical modelling and radionuclide adsorption/desorption mechanisms, Rep. NUREG/CR-1322, PNL-2901, Pacific Northwest Lab., Richmond, WA (1991).

Приложение Ж

Методика разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух утверждена приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 07.12.2012 № 639 (в редакции приказа Ростехнадзора от 28.06.2017 № 233, зарегистрированного в Минюсте России 16.08.2017, регистрационный номер 47824)

ФЕДЕРАЛЬНАЯ СЛУЖБА ПО
ЭКОЛОГИЧЕСКОМУ, ТЕХНОЛОГИЧЕСКОМУ
И АТОМНОМУ НАДЗОРУ

**МЕТОДИКА РАЗРАБОТКИ
И УСТАНОВЛЕНИЯ НОРМАТИВОВ
ПРЕДЕЛЬНО ДОПУСТИМЫХ ВЫБРОСОВ
РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ
В АТМОСФЕРНЫЙ ВОЗДУХ**

ФБУ «НТЦ ЯРБ»

Методика разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух

Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, Москва, 2015

Методика разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (далее – Методика) разработана в соответствии с Федеральным законом от 10 января 2002 г. № 7-ФЗ «Об охране окружающей среды» и Федеральным законом от 4 мая 1999 г. № 96-ФЗ «Об охране атмосферного воздуха» в целях государственного регулирования воздействия выбросов радиоактивных веществ на окружающую среду, гарантирующего сохранение благоприятной окружающей среды и обеспечение экологической безопасности, и в целях реализации полномочий Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору (далее – Ростехнадзор), установленных постановлением Правительства Российской Федерации от 2 марта 2000 г. № 183 «О нормативах выбросов вредных (загрязняющих) веществ в атмосферный воздух и вредных физических воздействий на него» и постановлением Правительства Российской Федерации от 30 июля 2004 г. № 401 «О Федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору».

Методика устанавливает порядок разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов (далее – ПДВ) радиоактивных веществ в атмосферный воздух, а также методы разработки нормативов ПДВ.

Методика распространяется на организации, эксплуатирующие объекты, представляющие собой стационарные и эксплуатируемые в стационарных условиях источники выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (далее - организации), в том числе эксплуатирующие организации объектов использования атомной энергии (далее - ОИАЭ) для условий их нормальной эксплуатации и иные организации, эксплуатирующие промышленные объекты, не являющиеся ОИАЭ, но производящие выбросы радиоактивных веществ в атмосферный воздух (далее - промышленные объекты) для любых условий их эксплуатации.

Методика не распространяется на организации, эксплуатирующие ОИАЭ или промышленные объекты, представляющие собой подвижные источники выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух¹.

¹ Методика разработана коллективом авторов в составе: А. А. Строганов, А. В. Курындин, А. С. Шаповалов (ФБУ «НТЦ ЯРБ»).

I. ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

1. Методика разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (далее – Методика) разработана в соответствии с:

Федеральным законом от 10 января 2002 г. № 7-ФЗ «Об охране окружающей среды» (Собрание законодательства Российской Федерации, 2002, № 2, ст. 133; 2004, № 35, ст. 3607; 2005, № 1, ст. 25; № 19, ст. 1752; 2006, № 1, ст. 10; № 52, ст. 5498; 2007, № 7, ст. 834; № 27, ст. 3213; 2008, № 26, ст. 3012; № 29, ст. 3418; № 30, ст. 3616; 2009, № 1, ст. 17; № 11, ст. 1261; № 52, ст. 6450; 2011, № 1, ст. 54; № 29, ст. 4281; № 30, ст. 4590, ст. 4591, ст. 4596; № 48, ст. 6732; № 50, ст. 7359; 2012, № 26, ст. 3446);

Федеральным законом от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» (Собрание законодательства Российской Федерации, 1995, № 48, ст. 4552; 1997, № 7, ст. 808; 2001, № 29, ст. 2949; 2002, № 1, ст. 2; № 13, ст. 1180; 2003, № 46, ст. 4436; 2004, № 35, ст. 3607; 2006, № 52, ст. 5498; 2007, № 7, ст. 834; № 49, ст. 6079; 2008, № 29, ст. 3418; № 30, ст. 3616; 2009, № 1, ст. 17; № 52, ст. 6450; 2011, № 29, ст. 4281; № 30, ст. 4590, ст. 4596; № 45, ст. 6333; № 48, ст. 6732; № 49, ст. 7025; 2012, № 26, ст. 3446);

Федеральным законом от 4 мая 1999 г. № 96-ФЗ «Об охране атмосферного воздуха» (Собрание законодательства Российской Федерации, 1999, № 18, ст. 2222; 2004, № 35, ст. 3607; 2005, № 19, ст. 1752; 2006, № 1, ст. 10; 2008, № 30, ст. 3616; 2009, № 1, ст. 17, ст. 21; № 52, ст. 6450; 2011, № 30, ст. 4590, ст. 4596; № 48, ст. 6732; 2012, № 26, ст. 3446);

Федеральным законом от 23 ноября 1995 г. № 174-ФЗ «Об экологической экспертизе» (Собрание законодательства Российской Федерации, 1995, № 48, ст. 4556; 1998, № 16, ст. 1800; 2004, № 35, ст. 3607; № 52, ст. 5276; 2006, № 1, ст. 10; № 50, ст. 5279; № 52, ст. 5498; 2008, № 20, ст. 2260; № 26, ст. 3015; № 30, ст. 3616, ст. 3618; № 45, ст. 5148; 2009, № 1, ст. 17; № 19, ст. 2283; 2011, № 27, ст. 3880; № 30, ст. 4591, ст. 4594, ст. 4596; 2012, № 26, ст. 3446; № 31, ст. 4322);

Федеральным законом от 30 марта 1999 г. № 52-ФЗ «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» (Собрание законодательства Российской Федерации, 1999, № 14, ст. 1650; 2002, № 1, ст. 2; 2003, № 2, ст. 167; № 27, ст. 2700; 2004, № 35, ст. 3607; 2005, № 19, ст. 1752; 2006, № 1, ст. 10; № 52, ст. 5498; 2007, № 1, ст. 21, ст. 29; № 27, ст. 3213; № 46, ст. 5554; № 49, ст. 6070; 2008, № 29, ст. 3418; № 30, ст. 3616; 2009, № 1, ст. 17; 2010, № 40, ст. 4969; 2011, № 1, ст. 6; № 30, ст. 4563, ст. 4590, ст. 4591, ст. 4596; № 50, ст. 7359; 2012, № 24, ст. 3069; № 26, ст. 3446);

Федеральным законом от 9 января 1996 г. № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения» (Собрание законодательства Российской Федерации, 1996, № 1, ст. 10; 2002, № 1, ст. 2; 2003, № 2, ст. 167; № 27, ст. 2700; 2004, № 35, ст. 3607; 2005, № 19, ст. 1752; 2006, № 1, ст. 10; № 52, ст. 5498; 2007, № 1, ст. 21, ст. 29; № 27, ст. 3213; № 46, ст. 5554; № 49, ст. 6070; 2008, № 29, ст. 3418; № 30, ст. 3616; 2009, № 1, ст. 17; 2010, № 40, ст. 4969; 2011, № 1, ст. 6; № 30, ст. 4563, ст. 4590, ст. 4591, ст. 4596; № 50, ст. 7359; 2012, № 24, ст. 3069; № 26, ст. 3446);

Федерации, 1996, № 3, ст. 141; 2004, № 35, ст. 3607; 2008, № 30, ст. 3616; 2011, № 30, ст. 4590, ст. 4596);

постановлением Правительства Российской Федерации от 2 марта 2000 г. № 183 «О нормативах выбросов вредных (загрязняющих) веществ в атмосферный воздух и вредных физических воздействий на него» (Собрание законодательства Российской Федерации, 2000, № 11, ст. 1180; 2007, № 17, ст. 2045; 2009, № 18, ст. 2248; 2011, № 9, ст. 1246; 2012, № 37, ст. 5002);

постановлением Правительства Российской Федерации от 30 июля 2004 г. № 401 «О Федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору» (Собрание законодательства Российской Федерации, 2004, № 32, ст. 3348; 2006, № 5, ст. 544; № 23, ст. 2527; № 52, ст. 5587; 2008, № 22, ст. 2581; № 46, ст. 5337; 2009, № 6, ст. 738; № 33, ст. 4081; № 49, ст. 5976; 2010, № 9, ст. 960; № 26, ст. 3350; № 38, ст. 4835; 2011, № 6, ст. 888; № 14, ст. 1935; № 41, ст. 5750; № 50, ст. 7385; 2012, № 29, ст. 4123; № 42, ст. 5726);

постановлением Правительства Российской Федерации от 15 февраля 2011 г. № 78 «О внесении изменений в некоторые акты Правительства Российской Федерации по вопросу осуществления отдельных полномочий Министерством природных ресурсов и экологии Российской Федерации, Федеральной службой по надзору в сфере природопользования и Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору» (Собрание законодательства Российской Федерации, 2011, № 9, ст. 1246; 2012, № 15, ст. 1781);

постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 7 июля 2009 г. № 47 «Об утверждении СанПиН 2.6.1.2523 – 09 «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)» (зарегистрировано Министерством юстиции Российской Федерации 14 августа 2009 г., регистрационный № 14534; «Российская газета», 2009 г., № 171/1);

постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 28 апреля 2003 г. № 69 «О введении в действие санитарно-эпидемиологических правил и нормативов СанПиН 2.6.1.24–03 «Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций» (СП АС–03)» (зарегистрировано Министерством юстиции Российской Федерации 26 мая 2003 г., регистрационный № 4593; «Российская газета», 2003 г., № 119/1);

постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 17 мая 2001 г. № 14 «О введении в действие санитарных правил «Гигиенические требования к обеспечению качества атмосферного воздуха населенных мест СанПиН 2.1.6.1032–01» (зарегистрировано Министерством юстиции Российской Федерации 18 мая

2001 г., регистрационный № 2711; Бюллетень нормативных актов федеральных органов исполнительной власти, 2001, № 22; № 31);

постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 28 октября 2003 г. № 158 «О введении в действие санитарных правил СП 2.6.1.45–03 «Обеспечение радиационной безопасности при проектировании, строительстве, эксплуатации и выводе из эксплуатации атомных теплоэлектростанций малой мощности на базе плавучего энергетического блока СП АТЭС–2003» (зарегистрировано Министерством юстиции Российской Федерации 17 декабря 2003 г., регистрационный № 5332; Бюллетень нормативных актов федеральных органов исполнительной власти, 2004, № 6);

распоряжением Правительства Российской Федерации от 8 июля 2015 г. № 1316-р «Об утверждении перечня загрязняющих веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды» (Собрание законодательства Российской Федерации, 2015, № 29, ст. 4524).

2. Применяемые сокращения и условные обозначения приведены в приложении к Методике.

3. Методика устанавливает порядок разработки (определения) и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (далее – ПДВ) и методы разработки (определения) нормативов ПДВ радиоактивных веществ в атмосферный воздух. ПДВ устанавливаются для объектов, производящих постоянные непрерывные (с характеристиками, практически не изменяющимися в течение года) и кратковременные (длящиеся не более нескольких часов) повышенные по сравнению с постоянными непрерывными (но не превышающие 1/100 от ПДВ, а в сумме с непрерывными за год не превышающие ПДВ) выбросы радиоактивных веществ в атмосферный воздух.

4. Разработка ПДВ обеспечивается юридическим лицом, эксплуатирующим (имеющим) стационарные сооружения, устройства или установки, хранящиеся на поверхности земли вне каких-либо инженерных сооружений радиоактивные вещества, или радиоактивно загрязненные участки территории, из которых радиоактивные вещества поступают в атмосферный воздух (далее – источники выбросов).

5. Методика распространяется на организации, эксплуатирующие объекты, представляющие собой стационарные и эксплуатируемые в стационарных условиях источники выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (далее – организации), в том числе эксплуатирующие организации объектов использования атомной энергии (далее – ОИАЭ) для условий их нормальной эксплуатации и иные организации, эксплуатирующие промышленные объекты, не являющиеся ОИАЭ, но производящие выбросы радиоактивных веществ в атмосферный

воздух (далее – промышленные объекты) для любых условий их эксплуатации.

6. Методика не распространяется на организации, эксплуатирующие ОИАЭ или промышленные объекты, представляющие собой подвижные источники выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух.

7. ПДВ устанавливаются для конкретного стационарного источника выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух в форме таблиц ПДВ^{*i,r*}, Бк/год, – предельно допустимых выбросов радионуклида *r* в атмосферный воздух из каждого (*i*-го) стационарного изолированного источника выброса радиоактивных веществ в атмосферный воздух, а также для совокупности источников выбросов организации (для организации в целом). ПДВ устанавливаются для каждого источника выбросов организации, суммарный выброс которого создает без учета рассеивания индивидуальную годовую эффективную дозу более 10 мкЗв и для всех радионуклидов, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды, суммарный вклад которых в годовую эффективную дозу облучения лиц из критической группы населения, создаваемую выбросом этого источника, составляет не менее 99%, исходя из условий:

1) не превышения выделенной организации части предела эффективной дозы (или пределов каждой из эквивалентных доз) для лиц из населения (далее – ПД, Зв/год), приведенных в таблице № 3.1 «Основные пределы доз» санитарных правил и нормативов СанПиН 2.6.1.2523–09 «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)», утвержденных постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 7 июля 2009 г. № 47 (зарегистрировано Министерством юстиции Российской Федерации 14 августа 2009 г., регистрационный № 14534; «Российская газета», 2009 г., №171/1) от всех путей облучения, связанных с выбросами радионуклидов в атмосферный воздух из всех источников выброса организации, установленной для ограничения облучения населения от этой организации (далее – квоты δ от ПД, или квоты δ). Для атомных станций квоты являются фиксированными и установлены в санитарно-эпидемиологических правилах и нормативах СанПиН 2.6.1.24–03 «Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций (СП АС–03)», утвержденных постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 28 апреля 2003 г. № 69 (зарегистрировано Министерством юстиции Российской Федерации 26 мая 2003 г., регистрационный № 4593);

2) обеспечения сохранения благоприятных условий жизнедеятельности человека и устойчивого функционирования естественных экологических систем, природных и природно-

антропогенных объектов, а также сохранения биологического видового разнообразия.

8. Условие, изложенное в подпункте 1) пункта 7 Методики, выполняется, если соблюдается соотношение:

$$\sum_i E_i \leq \delta, \quad (1)$$

где E_i – годовая индивидуальная доза облучения лиц из населения, живущего в окрестности данной точки местности от рассматриваемого i -го источника, вычисленная на время установления равновесия процессов формирования радиационного загрязнения окружающей среды для группы лиц из населения (не менее 10 человек), однородной по одному или нескольким признакам – полу, возрасту, социальным или профессиональным условиям, месту проживания, рациону питания, которая подвергается наибольшему радиационному воздействию по всем путям облучения от данного источника излучения (далее – критическая группа лиц из населения).

9. Условие, изложенное в подпункте 2) пункта 7 Методики, выполняется, если соблюдается соотношение:

$$U_{r,l} = \sum_i U_{i,r,l} \leq \text{ППВ}_{r,l}, \quad (2)$$

где $U_{r,l}$ – показатель негативного воздействия (l -го типа) радиационного загрязнения окружающей среды r -тым радионуклидом на экологические системы, природные и природно-антропогенные объекты; $U_{i,r,l}$ – вклад в это негативное воздействие от i -го источника; $\text{ППВ}_{r,l}$ – предел приемлемого воздействия l -го типа на экологические системы, природные и природно-антропогенные объекты, например:

накопление в приповерхностном слое почвы или в донных отложениях расположенных в окрестности источника выброса поверхностных водоемов r -го радионуклида в концентрациях ($U_{r,l}$), превышающих допустимые уровни ($\text{ППВ}_{r,l}$ – удельная активность r -го радионуклида, допускающая неограниченное использование загрязненных им твердых материалов – УАНИ $_r$, определенная согласно приложению № 3 «Удельные активности техногенных радионуклидов, при которых допускается неограниченное использование материалов» к санитарным правилам и нормативам СП 2.6.1.2612–10 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)», утвержденным постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 26 апреля 2010 г. № 40 (зарегистрировано

Министерством юстиции Российской Федерации 11 августа 2010 г., регистрационный № 18115; «Российская газета», 2010 г. № 210/1);

накопление r -го радионуклида в продуктах питания, воде источников питьевого водоснабжения и биоте в концентрациях, превышающих установленные допустимые уровни.

II. ПОРЯДОК РАЗРАБОТКИ (ОПРЕДЕЛЕНИЯ) И УСТАНОВЛЕНИЯ НОРМАТИВОВ ПРЕДЕЛЬНО ДОПУСТИМЫХ ВЫБРОСОВ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В АТМОСФЕРНЫЙ ВОЗДУХ

10. Проекты нормативов ПДВ разрабатываются организациями для их последующего установления территориальными органами Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору для конкретного стационарного источника выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух и их совокупности (организации в целом) впервые – до ввода в эксплуатацию ОИАЭ и промышленных объектов, далее – каждый раз, когда по результатам мониторинга радиоактивного загрязнения компонент окружающей среды (радиационной обстановки) в зоне потенциального влияния выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух, производимых ОИАЭ и промышленными объектами организации, будет установлено превышение уровня этого загрязнения по сравнению с прогнозными значениями, но не реже, чем один раз в 5 лет.

В случае изменения условий, влияющих на радиационную обстановку и на дозы облучения критической группы лиц из населения за счет выбросов, а также изменений технологии, необходим внеочередной пересмотр нормативов ПДВ.

11. При разработке нормативов ПДВ организация на первом этапе проводит радиационно-техническое обследование (инвентаризацию) существующих источников выбросов радиоактивных веществ и определяет фактическое радиоактивное загрязнение атмосферного воздуха в контрольных точках. Результаты радиационно-технического обследования документируются в отчете «Радиационно-техническое обследование для оценки влияния существующих выбросов организации на окружающую среду», содержащем:

- 1) описание используемых технологических процессов и связанных с ними выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух;
- 2) результаты обследования (инвентаризацию) существующих и вновь создаваемых источников выбросов радиоактивных веществ, включая радионуклидный состав и условия выбросов (геометрические характеристики источников, температура и скорость выбрасываемой газоаэрозольной смеси, размеры близлежащих зданий), дисперсность

аэрозольной компоненты и ее физико-химическую форму для установления классов транспортабельности;

3) данные по динамике выбросов по годам (за последние 5 лет) или проектные данные о среднегодовом выбросе, диапазон разброса (дисперсия) его значений, возможные максимальные значения;

4) карту промплощадки (включая санитарно-защитную зону) с указанием всех источников выбросов и характеристик застройки;

5) характеристику существующего на текущий момент времени загрязнения объектов окружающей среды (фоновое загрязнение) в зоне потенциального влияния выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух, производимых ОИАЭ и промышленными объектами организации – на промплощадке, в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения, карту годовых доз фонового излучения на местности (предоставляется при необходимости);

б) прогнозные расчеты годовых доз облучения населения, связанных с планируемым вводом в эксплуатацию новых источников выбросов.

12. На втором этапе на основе результатов прогнозных расчетов годовых доз облучения населения разрабатывается проект нормативов ПДВ, а также производных от них дифференциальных величин (критериев, пределов и показателей), необходимых для практической деятельности по мониторингу и контролю за ограничением фактических выбросов. По результатам работ подготавливается том «Нормативы предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух», содержащий проект нормативов ПДВ для каждого источника и для организации в целом.

III. МЕТОДЫ РАЗРАБОТКИ (ОПРЕДЕЛЕНИЯ) НОРМАТИВОВ ПРЕДЕЛЬНО ДОПУСТИМЫХ ВЫБРОСОВ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В АТМОСФЕРНЫЙ ВОЗДУХ

13. Расчет величин ПДВ необходимо выполнять по соотношению, связывающему выброс радиоактивных веществ в атмосферный воздух Q с дозой облучения населения E , с учетом того, что для каждого отдельного радионуклида, содержащегося в выбрасываемых радиоактивных веществах, в обобщенном виде это соотношение может быть представлено, как:

$$E(\text{или } H) = Q \cdot \Psi(x, y), \quad (3)$$

где E – годовая эффективная или эквивалентная H (в хрусталике глаза, коже, кистях и стопах) индивидуальная доза, получаемая критической

группой лиц из населения, живущих и работающих в «окрестности» точки (x, y) местности, Зв/год; Q – величина годового выброса данного радионуклида в составе выбрасываемых радиоактивных веществ, Бк/год; $\Psi(x, y)$ – функционал, связывающий дозу с выбросом радионуклидов из данного источника и зависящий от: условий выброса (эффективной высоты выброса, равной сумме геометрической высоты источника и дополнительного подъема выброса за счет динамических и термических факторов – объема и скорости истечения газовой смеси, степени ее перегрева по отношению к атмосферному воздуху, агрегатного и дисперсного состава выбрасываемых веществ), условий рассеяния выбросов в атмосфере, выпадения их на поверхность почвы, миграции в наземных экосистемах и по пищевым цепочкам выращиваемых в данной местности растительных культур, доли сельскохозяйственной продукции местного производства в рационе питания местных жителей. Функционал $\Psi(x, y)$ рассчитывается с учетом воздействия материнских и образующихся дочерних радионуклидов.

14. В случае выброса из одного источника радиоактивного вещества, содержащего несколько радионуклидов, для каждого из них должно быть установлено значение ПДВ^{*r,i*} – общего предельно-допустимого выброса радионуклида *r*, выбрасываемого из источника *i* в атмосферный воздух в составе радиоактивных веществ, содержащих смесь радионуклидов.

Значения общих ПДВ^{*r,i*}, учитывающих суммарное облучение по всем путям облучения, для каждого радионуклида *r*, в соответствии с критерием неперевышения квоты эффективной дозы облучения населения от смеси радионуклидов, должны удовлетворять соотношению:

$$\delta = \sum_r \text{ПДВ}^{r,i} \cdot \Psi_{r,i}(x_{r,i}^{max}, y_{r,i}^{max}), \quad (4)$$

где $(x_{r,i}^{max}, y_{r,i}^{max})$ – точка местности, в окрестности которой реализуется максимум дозы облучения населения, суммарной по всем путям облучения, за счет всех радионуклидов, входящих в состав смесей, выбрасываемой всеми источниками (далее - критическая точка местности);

$\Psi_{r,i}$ – значение функционала, связывающего дозу с выбросом радионуклида *r* из источника *i*, определяемое по формуле:

$$\Psi_{r,i} = R_A^r \bar{G}_i^r + \frac{R_s^r (\bar{F}_i^r + \bar{W}_i^r)}{\lambda_{ef}^r} + \varepsilon_{нас,r}^{возд} \cdot U_{IH} \bar{G}_i^r + \varepsilon_{нас,r}^{пнша} \cdot \left[K_{S1}^r (\bar{F}_i^r + 0,2\bar{W}_i^r) + K_{S2}^r (\bar{F}_i^r + \bar{W}_i^r) \right]. \quad (5)$$

Входящие в формулу (5) условные обозначения определены в приложении к Методике.

Значения общих ПДВ^{r,i} для каждого радионуклида смеси для фактического состава выброса источника, усредненного за год, исходя из того, что радионуклидный состав выброса неизменен, определяются по формуле:

$$\text{ПДВ}^{r,i} = \frac{\xi_{r,i} \cdot \delta}{\sum_r \xi_{r,i} \cdot \Psi_{r,i}(x_{r,i}^{max}, y_{r,i}^{max})}, \quad (6)$$

где $\xi_{r,i} = Q_{r,i} / \sum_r Q_{r,i}$ – относительный вклад каждого радионуклида в общую активность выброса (принимается постоянным для данного радионуклида), а $Q_{r,i}$ – измеренная инструментально величина фактического выброса радионуклида r , или ее проектное значение.

Для установления окончательных значений ПДВ^{r,i} для отдельного источника выброса, определяемых по условию непревышения значениями эффективной и эквивалентных (в хрусталике глаза, коже, кистях и стопах) доз ни одного из установленных пределов эффективной и эквивалентных доз, приведенных в таблице 3.1 «Основные пределы доз» санитарных правил и нормативов СанПиН 2.6.1.2523 – 09 «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)», утвержденных постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 7 июля 2009 г. № 47 (зарегистрировано Министерством юстиции Российской Федерации 14 августа 2009 г., регистрационный № 14534; «Российская газета», 2009 г., № 171/1), следует использовать формулу:

$$\frac{1}{\text{ПДВ}^{r,i}} = \frac{1}{\xi_{r,i}} \cdot \sum_r \xi_{r,i} \cdot \max_{k=1,2,3,4} \sum_r \frac{\Psi_{r,i,k}(x_{r,i,k}^{max}, y_{r,i,k}^{max})}{\delta_k}, \quad (7)$$

где индекс k относится к эффективной дозе и эквивалентным дозам в хрусталике глаза, коже, кистях и стопах соответственно; δ_k – величины выделенной квоты по эффективной дозе, по эквивалентным дозам в хрусталике глаза, коже, кистях и стопах (в случае, если квоты пределов эквивалентных доз не установлены, их значения принимаются равными $\delta_k = \delta \cdot \text{ПД}_k / \text{ПД}$); $\Psi_{r,i,k}(x_{r,i,k}^{max}, y_{r,i,k}^{max})$ – максимальные значения функционала «выброс – доза» для радионуклида r и для k -ой группы органов.

15. При определении общих ПДВ^{r,i} для нескольких значимо удаленных друг от друга источников выброса организации (критерием значимости взаимной удаленности источников может служить несовпадение их критических точек местности, в каждой из которых

достигается максимум дозы облучения населения, обусловленной отдельным источником) необходимо выполнить расчеты пространственного распределения эффективной дозы облучения населения E – поля доз, создаваемых фактическими (проектными) выбросами по формуле:

$$E = \sum_i \sum_r Q_{r,i} \cdot \Psi_{r,i}(x^*, y^*), \quad (8)$$

где $Q_{r,i}$ – выброс r -го нуклида i -м источником, значения функционала $\Psi_{r,i}(x^*, y^*)$ вычисляются для r -го нуклида и i -го источника выброса с учетом всех путей облучения для количества точек на местности, достаточного для выявления особенностей пространственного распределения поля доз.

16. Поле доз, рассчитанное по формуле (8), может иметь сложную конфигурацию с несколькими локальными максимумами, наибольший из которых должен быть принят в качестве критической точки местности. Для общего случая нормативы общих ПДВ ^{r,i} для нескольких значимо удаленных друг от друга источников выброса организации следует определять методом последовательных приближений с принятием для первого приближения при расчетах поля доз фактических (проектных) выбросов всех источников в соответствии с формулой (8) Методики.

17. Если рассматривается изолированная группа близко расположенных источников с похожим радионуклидным составом выбросов (типичным примером такой группы является атомная электростанция, в состав которой входит несколько блоков с отдельными выбросами радиоактивных веществ в атмосферу), их можно рассматривать, как один источник (критерием возможности такого рассмотрения является совпадение для всех источников положения максимумов функционалов $\Psi_{r,i}(x, y)$). В этом случае для определения ПДВ могут быть использованы формулы (6) – (7) для определения аналогичных нормативов для единичного источника, а нормировать суммарный выброс такой организации допускается в целом.

18. Если выброс группы источников не приводит к облучению в дозе свыше 10 мкЗв/год в каждой критической точке местности, допускается обосновывать значения ПДВ, исходя из фактической величины и радионуклидного состава выбросов каждого источника, без выполнения дальнейшей оптимизации.

19. По завершению разработки проекта нормативов ПДВ для всех источников выбросов, имеющихся в организации, должна быть выполнена расчетная проверка корректности их значений. Результат проверки считается положительным, если в поле доз от всех источников организации,

одновременно осуществляющих постоянные непрерывные или кратковременные повышенные выбросы на уровне значений ПДВ, со значениями консервативно определенных погрешностей расчетов, добавленными к расчетным значениям доз, не будет ни одного значения, превышающего установленную квоту δ от ПД.

20. При необходимости обеспечения выполнения сохранения условий устойчивого функционирования естественных экологических систем, природных и природно-антропогенных объектов по какому-либо конкретному установленному пределу приемлемого воздействия l -го типа на эти системы и объекты ППВ $_{r,l}$ (согласно пункту 9 Методики) следует, с использованием значений ПДВ, полученных исходя из условия не превышения установленной квоты δ от ПД, выполнить прямой расчет значений $U_{r,l}(\text{ПДВ}; x, y)$ – показателя негативного воздействия выброса радиоактивных веществ на соответствующий природный или природно-антропогенный объект согласно соотношению, определяющему это негативное воздействие в обобщенном виде через значение ПДВ:

$$U_{r,l}(\text{ПДВ}, x, y) = \sum_i \text{ПДВ}_{r,i} \cdot K_{l,i}(x, y), \quad (9)$$

где $K_{l,i}(x, y)$ – функционал, связывающий значение этого показателя с величиной выброса радионуклидов из данного источника или всех источников.

В случае, если полученное значение этого показателя $U_l(\text{ПДВ}; x, y)$ превысит установленный предел приемлемого воздействия l -го типа на экологические системы, природные и природно-антропогенные объекты ППВ $_{r,l}$, ранее установленные значения ПДВ следует пропорционально уменьшить, умножив их на коэффициент ППВ $_{r,l} / U_l(\text{ПДВ})$.

ПРИЛОЖЕНИЕ

к Методике разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух, утвержденной приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору

от 07 ноября 2012 г. № 639

СОКРАЩЕНИЯ И УСЛОВНЫЕ ОБОЗНАЧЕНИЯ

- δ_1 – квота от предела эффективной дозы ($k = 1$), выделенная организации, Зв/год;
- δ_k – квота от предела эквивалентной дозы на орган или группу органов k ($k = 2, 3, 4$), выделенная организации, Зв/год;
- $\varepsilon_{нас,r}^{возд}$ – дозовый коэффициент при ингаляции радионуклида r с воздухом, Зв/Бк;
- $\varepsilon_{нас,r}^{пища}$ – дозовый коэффициент при поступлении радионуклида r с продуктами питания, Зв/Бк;
- λ_{ef}^r – постоянная уменьшения уровня излучения от одномоментно загрязненной почвы за счет радиоактивного распада и экранирования верхним слоем при диффузии радионуклидов в глубь почвы, c^{-1} ;
- $\Psi(x, y)$ – функционал, связывающий дозу с выбросом радионуклидов из источника и зависящий от условий выброса, Зв/Бк;
- $\Psi_{r,i}$ – функционал, связывающий эффективную дозу, обусловленную воздействием радионуклида r , с его выбросом из источника i , Зв/Бк;
- $\Psi_{r,i,k}$ – функционал, связывающий эффективную либо эквивалентную дозы на весь организм или группу органов k , обусловленную воздействием радионуклида r , с его выбросом из источника i , Зв/Бк;

- ξ_r – инструментально регистрируемый (или предполагаемый проектный) относительный состав выбросов радионуклидов r в составе смеси, безразмерен;
- C_S^r – интенсивность выпадения r -го радионуклида на почву, Бк/(с·м²);
- C_V^r – среднегодовая концентрация (объемная активность) r -го радионуклида в приземном слое атмосферного воздуха, Бк/м³;
- E – эффективная доза, Зв;
- E_i – эффективная годовая доза в данной точке местности от рассматриваемого i -го источника, Зв;
- \bar{F}_i^r – фактор сухого выпадения метеорологический приземный среднегодовой – отношение среднегодовой плотности поступления (Бк/(год·м²)) из атмосферного воздуха радионуклида r , входящего в состав выброса радиоактивных веществ в атмосферный воздух источника i , на подстилающую поверхность земли за счет не связанного с осадками (дождем и снегом) осаждения радиоактивных веществ в критической (для источника i) точке местности к среднегодовому значению выброса (Бк/год) этого радионуклида в атмосферный воздух, м²;
- \bar{G}_i^r – фактор разбавления метеорологический приземный среднегодовой – отношение среднегодовой объемной активности (Бк/м³) радионуклида r , входящего в состав выброса радиоактивных веществ в атмосферный воздух источника i , в приземном слое атмосферного воздуха в критической (для источника i) точке местности к среднегодовому значению выброса (Бк/с) этого радионуклида в атмосферный воздух;
- H – эквивалентная доза, Зв;

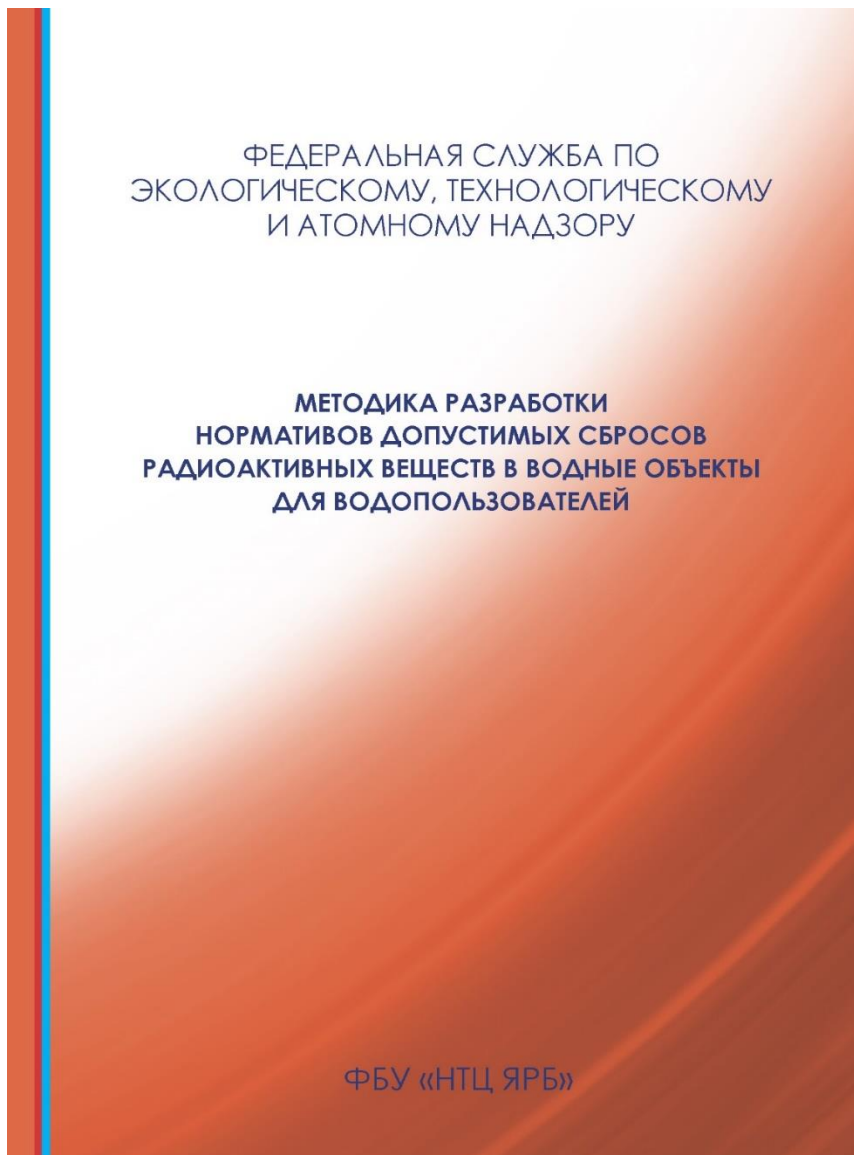
k	– индекс, обозначающий органы или группы органов: весь организм, хрусталик глаза, кожу, кисти и стопы;
K_{S1}^r	– коэффициент перехода «выпадение из атмосферы – поступление в организм человека» радионуклида r с продуктами питания по воздушному пути, m^2 ;
K_{S2}^r	– коэффициент перехода «выпадение из атмосферы – поступление в организм человека» радионуклида r с продуктами питания по корневому пути, m^2 ;
l	– индекс негативного воздействия на экологические системы, природные и природно-антропогенные объекты окружающей среды (почвы, воды поверхностных водоемов, донных отложений, объектов живой природы – рыбы, моллюсков, диких животных) за счет их радиационного загрязнения;
$\min_{k=1,2,3,4} \square$	– входящее в формулу (8) Методики обозначение минимального из 4-х значений доз (эффективной дозы и эквивалентных доз на хрусталик глаза, кожу, кисти и стопы), которые определяются согласно выражению, приведенному в квадратных скобках, для 4-х наборов соответствующих параметров;
$Q_{r,i}$	– величина фактического годового выброса r -го радионуклида i -ым источником, Бк/год;
R_A^r	– дозовый фактор конверсии при облучении от облака для радионуклидов r , $Zв \cdot m^3 / (Бк \cdot с)$;
R_S^r	– дозовый фактор конверсии при облучении от поверхности почвы для радионуклидов r , $Zв \cdot m^2 / (Бк \cdot с)$;
U_{IH}	– интенсивность вдыхания стандартного человека (для населения), $m^3/с$;
$U_{i,r,l}$	– вклад в негативное воздействие (l -го типа) на экологические системы, природные и природно-антропогенные объекты радиационного загрязнения окружающей среды r -тым радионуклидом от i -го источника;
$U_{r,l}$	– показатель негативного воздействия (l -го типа) на экологические системы, природные и природно-

антропогенные объекты радиационного загрязнения окружающей среды r -тым радионуклидом;

- \bar{W}_i^r – фактор влажного выведения метеорологический приземный среднегодовой – отношение среднегодовой плотности поступления (Бк/(год·м²)) из атмосферного воздуха радионуклида r , входящего в состав выброса радиоактивных веществ в атмосферный воздух источника i , на подстилающую поверхность земли за счет вымывания радиоактивных веществ из атмосферного воздуха осадками (дождем и снегом) в критической (для источника i) точке местности к среднегодовому значению выброса (Бк/год) этого радионуклида в атмосферный воздух, м⁻²;
- x – расстояние от источника по оси абсцисс, м;
- y – расстояние от источника по оси ординат, м;
- $x_{i,r,k}^{max}$ и $y_{i,r,k}^{max}$ – координаты точки, в которой реализуется максимум функционалов – доз облучения критической группы лиц из населения (по облучению k -ой группы органов): эффективной дозы ($k = 1$), эквивалентных доз в хрусталике глаза ($k = 2$), коже ($k = 3$), кистях и стопах ($k = 4$) в случае выброса одного радионуклида r из единичного источника i ;
- $ПГП_{IH}^r$ – предел годового поступления r -го радионуклида для критической группы лиц из населения при вдыхании, Бк/год;
- ПД – предел годовой эффективной дозы для населения, Зв/год
- ПД _{k} – предел дозы для соответствующей группы органов k или всего организма, Зв/год;
- ПДВ ^{r,i} – предельно-допустимый выброс радионуклида r , выбрасываемого в атмосферный воздух из источника i в составе смеси других нуклидов, вычисленный с учетом совместного облучения от всех радионуклидов смеси (называемый общим ПДВ или ПДВ группового действия), Бк/год;

ПДВ	общее обозначение группы нормативов, относящихся к ограничению предельно допустимого выброса радиоактивных веществ в атмосферный воздух;
ППВ _{r,l}	установленный предел приемлемого воздействия <i>l</i> -го типа на экологические системы, природные и природно-антропогенные объекты <i>r</i> -го радионуклида.

Приложение 3
Методика разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей
утверждена приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 22.12.2016 № 551, зарегистрированным в Минюсте России 15.02.2017, регистрационный номер 45652



Методика разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей

Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, Москва, 2017

Методика разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей (далее – Методика) разработана в соответствии с Федеральным законом от 10 января 2002 г. № 7-ФЗ «Об охране окружающей среды» в целях государственного регулирования воздействия сбросов радиоактивных веществ в водные объекты, гарантирующего сохранение благоприятной окружающей среды и обеспечение экологической безопасности, и в целях реализации полномочий Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору (далее – Ростехнадзор), установленных постановлением Правительства Российской Федерации от 23 июля 2007 г. № 469 «О порядке утверждения нормативов допустимых сбросов веществ и микроорганизмов в водные объекты для водопользователей» и постановлением Правительства Российской Федерации от 30 июля 2004 г. № 401 «О Федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору».

Методика устанавливает порядок и методы разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты. Методика распространяется на организации, эксплуатирующие объекты, имеющие в своем составе стационарные источники сбросов радиоактивных веществ (источники сбросов радиоактивных сточных вод) в водные объекты, в том числе на эксплуатирующие организации объектов использования атомной энергии, и на иные организации, эксплуатирующие объекты хозяйственной и иной деятельности, не относящиеся к объектам использования атомной энергии и осуществляющие сбросы радиоактивных веществ (сбросы радиоактивных сточных вод) в водные объекты (далее – организации), за исключением организаций, деятельность которых не приводит к изменению объемной активности радиоактивных веществ (по сравнению с фоновой) и (или) внесению дополнительной (к фоновой) активности радиоактивных веществ при условии, что сброс осуществляется в тот же водный объект, из которого вода отобрана для ведения деятельности¹.

¹ Методика разработана коллективом авторов в составе: А. В. Курындин, А. А. Строганов, А. С. Шаповалов, Н. Б. Тимофеев (ФБУ «НТЦ ЯРБ»).

I. Основные положения

1. Настоящая Методика разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей (далее – Методика) разработана в соответствии с:

Федеральным законом от 10 января 2002 г. № 7-ФЗ «Об охране окружающей среды» (Собрание законодательства Российской Федерации, 2002, № 2, ст. 133; 2004, № 35, ст. 3607; 2005, № 1, ст. 25; № 19, ст. 1752; 2006, № 1, ст. 10; № 52, ст. 5498; 2007, № 7, ст. 834; № 27, ст. 3213; 2008, № 26, ст. 3012; № 29, ст. 3418; № 30, ст. 3616; 2009, № 1, ст. 17; № 11, ст. 1261; № 52, ст. 6450; 2011, № 1, ст. 54; № 29, ст. 4281; № 30, ст. 4590, ст. 4591, ст. 4596; № 48, ст. 6732; № 50, ст. 7359; 2012, № 26, ст. 3446; 2013, № 27, ст. 3477; № 30, ст. 4059; № 52, ст. 6971, ст. 6974; 2014, № 11, ст. 1092; № 30, ст. 4220; № 48, ст. 6642; 2015, № 1, ст. 11; № 27, ст. 3994; № 29, ст. 4359; № 48, ст. 6723; 2016, № 1, ст. 24; № 15, ст. 2066; № 27, ст. 4187, ст. 4291) (далее – ФЗ № 7);

Федеральным законом от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» (Собрание законодательства Российской Федерации, 1995, № 48, ст. 4552; 1997, № 7, ст. 808; 2001, № 29, ст. 2949; 2002, № 1, ст. 2; № 13, ст. 1180; 2003, № 46, ст. 4436; 2004, № 35, ст. 3607; 2006, № 52, ст. 5498; 2007, № 7, ст. 834; № 49, ст. 6079; 2008, № 29, ст. 3418; № 30, ст. 3616; 2009, № 1, ст. 17; № 52, ст. 6450; 2011, № 29, ст. 4281; № 30, ст. 4590, ст. 4596; № 45, ст. 6333; № 48, ст. 6732; № 49, ст. 7025; 2012, № 26, ст. 3446; 2013, № 27, ст. 3451; 2016, № 14, ст. 1904; № 15, ст. 2066; № 27, ст. 4289);

Федеральным законом от 30 марта 1999 г. № 52-ФЗ «О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» (Собрание законодательства Российской Федерации, 1999, № 14, ст. 1650; 2002, № 1, ст. 2; 2003, № 2, ст. 167; № 27, ст. 2700; 2004, № 35, ст. 3607; 2005, № 19, ст. 1752; 2006, № 1, ст. 10; № 52, ст. 5498; 2007, № 1, ст. 21, ст. 29; № 27, ст. 3213; № 46, ст. 5554; № 49, ст. 6070; 2008, № 24, ст. 2801; № 29, ст. 3418; № 30, ст. 3616, № 44, ст. 4984; № 52, ст. 6223; 2009, № 1, ст. 17; 2010, № 40, ст. 4969; 2011, № 1, ст. 6; № 30, ст. 4563, ст. 4590, ст. 4591, ст. 4596; № 50, ст. 7359; 2012, № 24, ст. 3069; № 26, ст. 3446; 2013, № 27, ст. 3477; № 30, ст. 4079; № 48, ст. 6165; 2014, № 26, ст. 3366, ст. 3377; 2015, № 1, ст. 11; № 27, ст. 3951; № 29, ст. 4339, ст. 4359; № 48, ст. 6724; 2016, № 27, ст. 4160, ст. 4238);

Федеральным законом от 9 января 1996 г. № 3-ФЗ «О радиационной безопасности населения» (Собрание законодательства Российской Федерации, 1996, № 3, ст. 141; 2004, № 35, ст. 3607; 2008, № 30, ст. 3616; 2011, № 30, ст. 4590, ст. 4596);

Федеральным законом от 20 декабря 2004 г. № 166-ФЗ «О рыболовстве и сохранении водных биологических ресурсов» (Собрание

законодательства Российской Федерации, 2004, № 52, ст. 5270; 2006, № 1, ст. 10; № 23, ст. 2380; № 52 ст. 5498; 2007, № 1, ст. 23; № 17, ст. 1933; № 50, ст. 6246; 2008, № 49, ст. 5748; 2011, № 1, ст. 32; № 30, ст. 4590; № 48, ст. 6728, ст. 6732; № 50, ст. 7343, ст. 7351; 2013, № 27, ст. 3440; № 52, ст. 6961; 2014, № 11, ст. 1098; № 26, ст. 3387, № 45, ст. 6153; № 52, ст. 7556; 2015, № 1, ст. 72; № 18, ст. 2623; № 27, ст. 3999; 2016, № 27, ст. 4282);

Водным кодексом Российской Федерации от 3 июня 2006 г. № 74-ФЗ (Собрание законодательства Российской Федерации, 2006, № 23, ст. 2381; № 50, ст. 5279; 2007, № 26, ст. 3075; 2008, № 29, ст. 3418; № 30, ст. 3616; 2009, № 30, ст. 3735; № 52, ст. 6441; 2011, № 1, ст. 32; № 29, ст. 4281; № 30, ст. 4590, ст. 4594, ст. 4596; ст. 4605; № 48, ст. 6732; № 50, ст. 7343, ст. 7359; 2012, № 26, ст. 3446; № 31, ст. 4322; 2013, № 19, ст. 2314; № 27, ст. 3440; № 43, ст. 5452; № 52, ст. 6961; 2014, № 26, ст. 3387; № 42, ст. 5615; № 43, ст. 5799; 2015, № 1 ст. 11, ст. 12, ст. 52; № 29, ст. 4347, ст. 4350, ст. 4359, ст. 4370; № 48, ст. 6723; 2016, № 45, ст. 6203);

постановлением Правительства Российской Федерации от 23 июля 2007 г. № 469 «О порядке утверждения нормативов допустимых сбросов веществ и микроорганизмов в водные объекты для водопользователей» (Собрание законодательства Российской Федерации, 2007, № 31, ст. 4088; 2009, № 12, ст. 1429; 2011, № 9, ст. 1246; № 24, ст. 3500);

постановлением Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов» (Собрание законодательства Российской Федерации, 2012, № 44, ст. 6017; 2015, № 6, ст. 974) (далее – постановление Правительства о критериях отнесения к радиоактивным отходам);

постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 7 июля 2009 г. № 47 «Об утверждении СанПиН 2.6.1.2523–09 «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)» (зарегистрировано Министерством юстиции Российской Федерации 14 августа 2009 г., регистрационный № 14534; Российская газета, 2009 г., № 171/1) (далее – НРБ-99/2009);

постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 26 апреля 2010 г. № 40 «Об утверждении СП 2.6.1.2612–10 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)» (зарегистрировано Министерством юстиции Российской Федерации 11 августа 2010 г., регистрационный № 18115; «Российская газета», 2010 г., № 210/1) с изменением № 1, утвержденным постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 16 сентября 2013 г. № 43 (зарегистрировано Министерством юстиции

Российской Федерации 5 ноября 2013 г., регистрационный № 30309; Бюллетень нормативных актов федеральных органов исполнительной власти, 2013, № 47) (далее – ОСПОРБ-99/2010).

2. Методика распространяется на организации, эксплуатирующие объекты, имеющие в своем составе стационарные источники сбросов радиоактивных веществ (источники сбросов радиоактивных сточных вод) в водные объекты, в том числе на эксплуатирующие организации объектов использования атомной энергии, и на иные организации, эксплуатирующие объекты хозяйственной и иной деятельности, не относящиеся к объектам использования атомной энергии и осуществляющие сбросы радиоактивных веществ (сбросы радиоактивных сточных вод) в водные объекты (далее – организации), за исключением организаций, деятельность которых не приводит к изменению объемной активности радиоактивных веществ (по сравнению с фоновой) и (или) внесению дополнительной (к фоновой) активности радиоактивных веществ при условии, что сброс осуществляется в тот же водный объект, из которого вода отобрана для ведения деятельности.

3. Методика устанавливает методы разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ (далее – нормативы ДС) из стационарных источников сбросов радиоактивных веществ (сбросов радиоактивных сточных вод) в водные объекты, а именно в водотоки – реки, ручьи, каналы; водоемы – озера, пруды, обводненные карьеры, водохранилища; отдельные части морей – проливы, заливы, в том числе бухты, лиманы и прочие.

При разработке нормативов ДС необходимо учитывать связь водных объектов, в которые непосредственно осуществляются сбросы (далее для целей настоящей Методики – приемники сбросов), с водными объектами, на состояние каждого из которых радионуклиды посредством попадания из приемников сбросов могут оказывать влияние, представляющими, совместно с приемниками сбросов, систему водных объектов (далее для целей настоящей Методики – водная система).

4. Сооружения, обеспечивающие охрану водных объектов от загрязнения, должны обеспечивать очистку сточных, в том числе дренажных, вод таким образом, чтобы не превышались установленные нормативы допустимых сбросов радиоактивных веществ.

5. Нормативы ДС устанавливаются для каждого проектируемого и (или) существующего в организации конкретного источника сбросов радиоактивных веществ (сбросов радиоактивных сточных вод) в водный объект (в том числе вод, сток которых осуществляется или будет осуществляться с территории организации) в виде значений допустимых сбросов i -го радионуклида в водный объект из каждого (n -го) источника сбросов радиоактивных веществ (сбросов радиоактивных сточных вод) в водный объект – $ДС_{i,n}$, Бк/год.

6. На стадии проектирования объекта нормативы ДС устанавливаются с использованием данных проектных изысканий. За время эксплуатации нормативы ДС должны пересматриваться не реже одного раза в 7 лет. При изменениях водной системы, характеристик водопользования, модернизации или создании дополнительных гидротехнических сооружений, а также при изменении деятельности организации, приводящей к изменению расходов радиоактивных сточных вод из источников сбросов, объемных активностей радионуклидов в данных радиоактивных сточных водах и (или) к изменению их радионуклидного состава, должен проводиться внеочередной пересмотр нормативов ДС.

7. Нормативы ДС устанавливаются для всех источников сбросов радиоактивных веществ (сбросов радиоактивных сточных вод), сброс радионуклидов из которых создает (без учета рассеивания) индивидуальную годовую эффективную дозу облучения населения, превышающую 10 мкЗв.

Индивидуальная годовая эффективная доза облучения населения принимается равной индивидуальной годовой эффективной дозе облучения группы лиц из населения (не менее 10 человек), однородной по одному или нескольким признакам – полу, возрасту, социальным или профессиональным условиям, месту проживания, рациону питания, которая подвергается наибольшему радиационному воздействию (за счет сбросов радиоактивных веществ в водные объекты) от данного источника излучения (далее – критическая группа лиц из населения).

Нормативы ДС устанавливаются для всех радионуклидов, совокупный вклад которых в значение годовой эффективной дозы облучения критической группы лиц из населения с учетом рассеивания составляет не менее 99%.

8. Нормативы ДС определяются исходя из требования не превышения установленной для организации квоты на облучение населения от сбросов организацией радиоактивных веществ (сбросов радиоактивных сточных вод) в водные объекты δ (части от предела эффективной дозы облучения критической группы лиц из населения, приведенного в таблице 3.1 НРБ-99/2009), установленной для ограничения облучения населения от всех путей облучения, связанных со сбросами радионуклидов в водные объекты из всех источников сброса организации.

9. Нормативы допустимых сбросов устанавливаются исходя из соблюдения санитарно-эпидемиологических требований и гигиенических нормативов, а также из условий обеспечения благоприятной окружающей среды, благоприятных условий жизнедеятельности человека и сохранения биологического разнообразия.

II. Условия, которым должны удовлетворять нормативы допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей из каждого источника сброса

10. Норматив $ДС_{i,n}$ i -го радионуклида через n -ый источник сброса ($n=1, 2, \dots, N$) для каждого из N источников сброса организации определяется из условия, что сброс осуществляется только через данный n -ый источник сброса и при этом из него сбрасывается только i -ый радионуклид, по формуле:

$$ДС_{i,n} = \min(ДС_{i,n}^{\text{ДОЗ}}, ДС_{i,n}^{\text{ПВ}}, ДС_{i,n}^{\text{ДО}}, ДС_{i,n}^{\text{ОА}}), \quad (1)$$

где $ДС_{i,n}^{\text{ДОЗ}}$ – максимальная величина сброса i -го радионуклида через n -ый источник сбросов радиоактивных веществ (сбросов радиоактивных сточных вод), при которой не превышает установленная для организации квота δ на облучение критической группы лиц из населения за счет сбросов в водные объекты из всех источников сбросов радиоактивных веществ (сбросов радиоактивных сточных вод) организации по всем путям воздействия, связанным с использованием этих водных объектов, Бк/год;

$ДС_{i,n}^{\text{ПВ}}$ – максимальная величина сброса i -го радионуклида через n -ый источник сбросов радиоактивных веществ (сбросов радиоактивных сточных вод), при которой в точках водозабора для целей питьевого водоснабжения не превышаются установленные в приложении 2а к НРБ-99/2009 уровни вмешательства по содержанию радионуклидов в питьевой воде, Бк/год;

$ДС_{i,n}^{\text{ДО}}$ – максимальная величина сброса i -го радионуклида через n -ый источник сбросов радиоактивных веществ (сбросов радиоактивных сточных вод), при которой величина удельной активности i -го радионуклида в донных отложениях (в нативном виде) водного объекта, в который осуществляется сброс, не превысит для техногенных радионуклидов – значения удельной активности этого радионуклида, допускающего неограниченное использование твердых материалов (далее – УАНИ $_i$), приведенного в приложении № 3 к ОСПОРБ-99/2010, а для материнских радионуклидов природного происхождения – 10 Бк/г, Бк/год;

$ДС_{i,n}^{\text{ОА}}$ – максимальная величина сброса i -го радионуклида через n -ый источник сбросов радиоактивных веществ (сбросов радиоактивных сточных вод), Бк/год, при которой величина удельной активности i -го радионуклида в непосредственно сбрасываемой в водоем жидкости не превышает $0,1 \cdot A_i^{\text{РАО}}$, Бк/г, где $A_i^{\text{РАО}}$ – минимальное значение удельной активности данного радионуклида в отходах, на основании которого

жидкие отходы относятся к радиоактивным отходам, установленное постановлением Правительства о критериях отнесения к радиоактивным отходам, то есть при которой выполняется соотношение:

$$ДС_{i,n}^{OA} \leq V_{\min,n} \cdot A_i^{PAO} \cdot 10^5, \quad (2)$$

где $V_{\min,n}$ – минимальный годовой объем сброса через n -ый источник сбросов радиоактивных веществ (сбросов радиоактивных сточных вод), м³/год, при котором с учетом одновременного неперевышения удельной активности радионуклидов в сбросе значений $0,1 \cdot A_i^{PAO}$ гарантированно обеспечивается выполнение запрета на сброс жидких радиоактивных отходов в окружающую среду, установленного ФЗ № 7.

Величина $ДС_{i,n}^{ПВ}$ применяется в формуле (1) только в случае, если хотя бы один водный объект водной системы является источником питьевого водоснабжения.

Величина $ДС_{i,n}$ является основной величиной, определяющей нормативы ДС радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей.

11. При наличии в сбрасываемых через n -ый источник сброса радиоактивных сточных водах смеси радионуклидов сброс удовлетворяет нормативам ДС, если одновременно выполняются следующие соотношения:

$$\sum_{i,n} \frac{Q_{i,n}}{ДС_{i,n}^{ДОЗ}} \leq 1; \quad (3)$$

$$\sum_i \frac{Q_{i,n}}{ДС_{i,n}^{ПВ}} \leq 1; \quad (4)$$

$$\sum_i \frac{Q_{i,n}}{ДС_{i,n}^{ДО}} \leq 1; \quad (5)$$

$$\sum_i \frac{Q_{i,n}}{ДС_{i,n}^{OA}} \leq 1, \quad (6)$$

где $Q_{i,n}$ – величина фактического сброса i -го радионуклида через n -ый источник сбросов радиоактивных веществ (сбросов радиоактивных сточных вод) за год или ее проектное значение, Бк/год; при этом соотношения (4) - (6) должны выполняться для каждого из N источников в отдельности.

12. Значения УАНИ_{*i*} в рамках настоящей Методики используются только как критерий для установления нормативов ДС организации.

Фактическое превышение значений $УАНИ_i$ в донных отложениях, обусловленное сбросами до введения в действие настоящей Методики, не является препятствием для установления нормативов ДС.

13. При расчете нормативов ДС радиоактивных веществ в реку Теча необходимо руководствоваться принципом непревышения допустимой удельной активности $0,1 \cdot A_i^{PAO}$ воды в контрольном створе Муслимово реки Теча, а также принципом непревышения в контрольном створе Красноисетское реки Исеть уровней вмешательства по содержанию радионуклидов в питьевой воде, установленных в приложении 2а к НРБ-99/2009.

Расчет нормативов ДС радиоактивных веществ в реку Теча осуществляется исходя из условия минимального расхода воды в ней.

III. Проведение анализа водной системы

14. Водная система включает в себя источники сбросов радиоактивных веществ (радиоактивных сточных вод) организации и часть водохозяйственных участков, водных объектов, речных бассейнов или бассейновых округов, и ограничивается условной линией, пересекающей водотоки или водоемы, за пределами которой влияние сбросов радиоактивных веществ (радиоактивных сточных вод) не приводит к повышению естественного радиационного фона.

15. Для расчета нормативов ДС радиоактивных веществ в водные объекты необходимо определить ожидаемое распределение сбрасываемых радионуклидов в водной системе и дозовые нагрузки на критическую группу лиц из населения, обусловленные радионуклидами, поступившими за счет сброса.

16. На первом этапе выполняются анализ состояния водной системы и подготовка данных.

При анализе необходимо выполнить следующие операции:

1) осуществить условное разбиение водной системы на типовые элементы (описание типовых элементов для анализа водной системы и определение факторов разбавления приведены в главе V настоящей Методики);

2) определить гидрологические характеристики водной системы, виды водопользования водной системы, а также радиоэкологические характеристики;

3) выделить все участки акватории каждого водного объекта, входящего в состав водной системы, либо прилегающие к водному объекту участки территории, на которых осуществляется использование этих водных объектов (далее в рамках настоящей Методики – водопользование), приводящее к облучению лиц из населения (далее – критические участки).

17. Необходимые для выполнения требований пункта 16 настоящей Методики сведения могут быть определены как по данным изысканий, так и на основе их запроса в государственном водном реестре.

18. В качестве гидрологических характеристик водной системы (размеры и расход рек, размеры и проточность озер и водохранилищ) для расчета, выбираются минимальные значения гидрологических данных, полученных на протяжении последних 30 лет (далее – наименее водный год). При отсутствии данных по расходу выбираются гидрологические характеристики, соответствующие трети от среднегодового расхода или проточности рек и озер.

19. Минимальным перечнем радиоэкологических характеристик, необходимым для установления нормативов ДС в соответствии с настоящей Методикой, является следующее: плотность загрязненной почвы, толщина слоя загрязненной почвы, содержащего радионуклиды, расход воды на орошение, годовые количества потребляемых продуктов питания, концентрация взвеси донных отложений в воде водного объекта, коэффициенты межфазного распределения радионуклидов между водой и почвой и между водой и донными отложениями, коэффициенты перехода радионуклидов из воды по пищевым цепочкам в продукты питания, коэффициенты перехода радионуклидов из воды, используемой для полива, через почву в воздух за счет вторичного ветрового подъема пыли и за счет подъема пыли в результате пахоты.

20. Радиоэкологические характеристики принимаются преимущественно на основе измерений, выполненных в рассматриваемой водной системе. При невозможности проведения этих измерений допускается использование общедоступных опубликованных данных. При несовпадении справочных величин и результатов натурных наблюдений следует использовать результаты натурных наблюдений.

IV. Определение максимальных удельных активностей радионуклидов

21. Рассматриваются две группы факторов, приводящих к облучению населения в результате водопользования: по пути облучения лиц из населения и по типу критических участков.

По пути облучения населения:

1) внешнее: купание, добыча (вылов) водных биологических ресурсов, изъятие объектов аквакультуры, удовлетворение личных и бытовых нужд (пребывание на пляже, пребывание в поймах рек, пребывание на орошаемых сельскохозяйственных угодьях);

2) внутреннее: потребление продукции из водных биоресурсов и объектов аквакультуры, потребление питьевой воды, водопой скота (потребление молока и мяса), потребление плодоовощной продукции

с орошаемых сельскохозяйственных угодий, выпас скота на орошаемых пастбищах (потребление молока и мяса), вдыхание загрязненной пыли при сельскохозяйственных работах.

По типу критических участков:

1) критические участки, определяемые расположением объектов водопользования (водозаборы для питьевого водоснабжения, места водопоя скота, места отбора воды для полива, места добычи (вылова) водных биологических ресурсов, рыбопромысловые и рыболовные участки, пляжи и другие места для отдыха);

2) критические участки, определяемые максимальным загрязнением контрольного объекта (например, рыбы).

При наличии в водной системе нескольких критических участков для одного пути облучения лиц из населения выбирается участок с наименьшим расчетным значением $MUA_i^{доз}$, Бк/м³ – максимальной допустимой удельной активности i -го радионуклида в воде водного объекта (участка водного объекта) из рассматриваемых в составе водной системы по данному пути облучения населения.

22. При учете внешнего облучения населения, обусловленного купанием лиц из населения в водных объектах водной системы, добычей (выловом) в них водных биологических ресурсов, пребыванием на пляже, в поймах рек и на орошаемых сельскохозяйственных угодьях, $MUA_i^{доз}$ определяется по соотношению:

$$MUA_i^{доз} = \frac{\delta}{F_{i,внеш} \cdot \tau_D}, \quad (7)$$

где δ – установленная для организации квота на облучение от сбросов, определенная в пункте 8 настоящей Методики; τ_D – время облучения в долях года (безразмерная величина); $F_{i,внеш}$ – дозовый коэффициент для внешнего облучения, (мЗв·м³)·(Бк·год)⁻¹.

Для пребывания лиц из населения в поймах рек и на пляже значения дозовых коэффициентов для расчета внешнего облучения за счет i -го радионуклида, поступившего из воды водного объекта в почву поймы или пляжа, определяются по формуле:

$$F_{i,внеш} = a \cdot f_i \cdot \rho_s \cdot \Delta \cdot K_{di}, \quad (8)$$

где f_i – дозовый коэффициент, равный мощности эквивалентной дозы от поверхностного загрязнения почвы поймы или пляжа i -ым радионуклидом с единичной поверхностной активностью,

$(\text{мЗв}\cdot\text{м}^2)\cdot(\text{Бк}\cdot\text{год})^{-1}$; ρ_s – плотность загрязненной почвы, $\text{кг}/\text{м}^3$; Δ – толщина слоя загрязненной почвы, содержащего радионуклиды, м; K_{di} – коэффициент межфазного распределения «вода – пойменная почва», $\text{м}^3/\text{кг}$; a – безразмерный коэффициент, принимающий значение 1 при пребывании на пойме и 0,2 – при пребывании на пляже.

Для пребывания лиц из населения в поймах рек и на пляже значения дозовых коэффициентов для расчета внешнего облучения за счет i -го радионуклида, поступившего из воды водного объекта в почву поймы или пляжа, определяются по формуле:

$$F_{i,\text{внеш}} = f_i \cdot q_r \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_i T_r}}{\lambda_i}, \quad (9)$$

где q_r – расход воды на орошение, $\text{м}^3/(\text{м}^2\cdot\text{год})$; λ_i – постоянная распада радионуклида, год^{-1} ; T_r – длительность орошения (не менее 7 лет), год.

Значения Δ , ρ_s , K_{di} , q_r и T_r принимаются в соответствии с результатами натурных исследований. В случае невозможности проведения таких исследований для определения $F_{i,\text{внеш}}$ допускается использование общедоступных опубликованных данных. При несовпадении справочных величин и результатов натурных наблюдений следует использовать результаты натурных наблюдений.

23. При учете внутреннего облучения населения, обусловленного потреблением пищевых продуктов, максимальная допустимая удельная активность i -го радионуклида в воде водного объекта (участка водного объекта) из рассматриваемых в составе водной системы определяется по соотношению:

$$\text{МУА}_i^{\text{доз}} = \frac{\delta}{F_{i,\text{внут}} \cdot K_{f,i} \cdot P}, \quad (10)$$

где δ – установленная для организации квота на облучение от сбросов, определенная в пункте 8 настоящей Методики; $F_{i,\text{внут}}$ – дозовый коэффициент для внутреннего облучения, $\text{мЗв}/\text{Бк}$; $K_{f,i}$ – коэффициент перехода радионуклидов из воды по пищевым цепочкам в данный пищевой продукт, $\text{м}^3/\text{кг}$; P – количество изготовленного из сельскохозяйственной продукции местного производства пищевого продукта, потребляемого человеком за год, $\text{кг}/\text{год}$.

Для пищевой цепочки, связанной с потреблением определенного водного биологического ресурса $K_{f,i} = K_{P,i}$, где $K_{P,i}$ – коэффициент перехода радионуклида в водный биологический ресурс.

Значения коэффициентов $K_{f,i}$, $K_{P,i}$ и рациона потребления пищевых продуктов P устанавливаются на основании региональных натуральных исследований. При отсутствии необходимых сведений допускается использование общедоступных опубликованных данных. При несовпадении справочных величин и результатов натуральных наблюдений следует использовать результаты натуральных наблюдений.

24. При учете внутреннего облучения лиц из населения, обусловленного вдыханием пыли при работе на орошаемой территории, максимальная допустимая удельная активность i -го радионуклида в воде водного объекта (участка водного объекта) из рассматриваемых в составе водной системы определяется по соотношению:

$$\text{МУА}_i^{\text{доз}} = \frac{\delta}{F_{i,\text{инг}} \cdot I_{\text{инг}} \cdot \tau \cdot K_{\text{пыль},i}}, \quad (11)$$

где δ – квота на облучение от сбросов, определенная в п. 8 настоящей Методики; $F_{i,\text{инг}}$ – дозовый коэффициент для ингаляции, мЗв/Бк; $I_{\text{инг}}$ – количество воздуха, вдыхаемого человеком за год, м³/год; $K_{\text{пыль},i}$ – коэффициент перехода радионуклидов из воды, используемой для полива, через почву в воздух за счет вторичного ветрового подъема пыли и за счет подъема пыли в результате пахоты, безразмерная величина; τ – доля времени облучения в течение года, безразмерная величина.

V. Типовые элементы для анализа водной системы и определение факторов разбавления

25. В основу определения факторов разбавления в водных объектах, рассматриваемых в составе водной системы, положена модель, учитывающая перераспределение радионуклидов между водной массой и донными отложениями.

В ходе анализа водной системы должны быть выделены следующие типовые элементы, в виде комбинации которых может быть представлено большинство реальных водных систем:

водный объект, являющийся водотоком, или участок такого водного объекта, на котором имеется явно выраженное течение, отсутствуют резкие изменения глубины и ширины водного объекта, направление осредненной скорости постоянно по всей глубине, количество воды, привносимое боковыми притоками, мало (менее 20 %) по сравнению с расходом

основного потока и отсутствуют устойчивые водоворотные области (далее – однородный поток);

водный объект, являющийся водоемом, площадь поверхности которого не превышает 400 км² (далее - однородный водоем);

водный объект, являющийся водоемом, площадь поверхности которого превышает 400 км² (далее – большой водоем).

26. Для однородного потока для любого радионуклида фактор разбавления Φ для ближнего по отношению к источнику сбросов радиоактивных веществ (сбросов радиоактивных сточных вод) участка водного объекта, для которого выполняется соотношение:

$$x < 7 \cdot H, \quad (12)$$

где x – продольная координата вдоль по течению водотока с началом в точке сброса, м, а H – глубина водотока, соответствующая минимальному за последние 30 лет расходу воды в водотоке с учетом притоков, м, рассчитывается по формуле, не учитывающей разбавление сброса радиоактивных сточных вод:

$$\Phi = \Phi_1 = \frac{1}{3,15 \cdot 10^7 Q_{disch}}, \quad (13)$$

а для участков водного объекта, на которых соотношение (12) не выполняется, - по формуле, учитывающей разбавление сброса радиоактивных сточных вод:

$$\Phi = \Phi_2 = \frac{1}{3,15 \cdot 10^7 (Q + Q_{disch})} \left[1 + 2 \sum_{n=1}^{\infty} \exp \left(- \frac{n^2 \pi^2 (x + \xi) D_{typ}}{B^2 V} \right) \cos \left(\frac{z_s n \pi}{B} \right) \cos \left(\frac{z n \pi}{B} \right) \right], \quad (14)$$

где Q_{disch} – средний расход воды в сбросном канале источника сбросов радиоактивных веществ (сбросов радиоактивных сточных вод), м³/с; Q – минимальный за последние 30 лет расход воды в водотоке с учетом притоков, м³/с; D_{typ} – коэффициент турбулентной дисперсии в поперечном к течению направлении z , м²/с; B и V – соответственно ширина, м, и скорость водотока, м/с, соответствующие минимальному за последние 30 лет расходу воды в водотоке; z – поперечная координата водотока, м; z_s – поперечная координата точки сброса, м; ξ – параметр, м, значение которого определяется соотношениями:

$$\xi = \begin{cases} \mu - 7 \cdot H, & \text{если } \Phi_2(x = 7 \cdot H) > \Phi_1, \\ 0, & \text{если } \Phi_2(x = 7 \cdot H) \leq \Phi_1 \end{cases}, \quad (15)$$

где μ – решение уравнения:

$$\Phi_2(x) = \Phi_1 \quad (16)$$

в пределах от 0 до $7N$ при $\xi=0$.

Для пути облучения лиц из населения, обусловленного внутренним поступлением радионуклидов за счет употребления в пищу водных животных, фактор разбавления Φ рассчитывается с помощью формулы (13); формула (14) и соотношения (15) – (16) при этом не используются. Для пути облучения лиц из населения, обусловленного внутренним поступлением радионуклидов за счет употребления в пищу водных растений, фактор разбавления Φ рассчитывается либо с помощью формулы (13), либо с помощью формулы (14) и соотношений (15) – (16) в зависимости от места нахождения критического участка.

Поскольку на всем протяжении однородного потока такие характеристики водотока, как B , V и Q не должны значительно отличаться от средних значений по водотоку, то:

1) эти параметры должны определяться на участке, который наиболее характерен для данного однородного потока;

2) если имеют место значительные изменения указанных характеристик вдоль водотока, то данный водоток должен быть разбит на несколько участков (однородных потоков). Для каждого из этих участков должно быть вычислено значение фактора разбавления, соответствующее именно этому участку.

При расчете Φ_i по формуле (14) и соотношениям (15) – (16) гидрологические параметры водотока, такие, как B , Q , H , V определяются с учетом гидрологических изысканий или по данным гидрологической сети наблюдений (значения принимаются для наименее водного года).

Для определения коэффициента турбулентной дисперсии в поперечном к течению направлении $D_{\text{тур}}$ рассматриваемого участка реки или водотока предпочтительно использовать результаты натуральных исследований. Для действующих организаций этот коэффициент может быть определен по данным изучения рассеяния известного радионуклида или тепловых сбросов в двух створах реки, расположенных ниже места сброса в соответствии с формулой:

$$D_{\text{тур}} = \frac{L_2^2 - L_1^2}{32 \cdot (t_2 - t_1)}, \quad (17)$$

где L_1, L_2 – ширина шлейфа рассеяния i -го радионуклида или подогретых вод по поперечному сечению потока для первого и второго створов, соответственно, м; t_1 и t_2 – время добегания воды от места сброса до первого и второго створа, соответственно, с.

При невозможности проведения натуральных исследований допускается использовать расчетные зависимости:

$$D_{\text{тип}} = \alpha_{riv} H u_* , \quad (18)$$

где α_{riv} – коэффициент пропорциональности, который зависит от морфометрических характеристик, и для малых рек и каналов находится в диапазоне значений 0,1 – 0,2, а для средних и больших рек - в диапазоне значений 0,6 – 2,0; u_* – скорость у дна, м/с, определяемая по формуле:

$$u_* = \sqrt{gHI} , \quad (19)$$

где I – гидравлический уклон, безразмерен; g – ускорение свободного падения, м/с².

Для оценок значения величины u_* допустимо использовать зависимость:

$$u_* = 0,1 \cdot V , \quad (20)$$

где V – скорость водотока, м/с.

27. Для однородного водоема фактор разбавления i -го радионуклида при постоянном сбросе в равновесных условиях определяется по формуле:

$$\Phi_i = [W_s + W_f + W_t + W_e + \lambda_i \cdot V_p]^{-1} , \quad (21)$$

где W_s – минимальная за последние 30 лет проточность водоема, м³/год; W_f – годовой фильтрационный расход водоема, м³/год; W_t – безвозвратные потери на технические нужды, м³/год; W_e – дополнительный член, равный нулю для всех радионуклидов, кроме трития, для которого он принимается равным годовому испарению воды из водоема, м³/год; V_p – объем водоема, соответствующий значению минимальной за последние 30 лет проточности водоема, м³, λ_i – постоянная распада i -го радионуклида, с⁻¹.

28. При сбросе в большой водоем факторы разбавления Φ_i для i -го радионуклида рассчитываются по следующим формулам:

1) для путей внешнего облучения лиц из населения:

$$\Phi_i = \frac{962 \cdot U^{0,17}}{D \cdot x^{1,17}} \cdot \exp\left[\frac{(-7,28 \times 10^5) \cdot U^{2,34} \cdot y_0^2}{x^{2,34}}\right] \exp\left(-\frac{\lambda_i x}{U}\right), \quad (22)$$

где U – скорость прибрежного течения, м/с; D – глубина большого водоема в области точки сброса, м; λ_i – постоянная распада i -го радионуклида, с^{-1} ; x – расстояние от источника сбросов радиоактивных веществ (сбросов радиоактивных сточных вод) до точки расчета по берегу, м; y_0 – расстояние от береговой линии до точки сброса по нормали к береговой линии, м;

2) для путей облучения лиц из населения, обусловленных внутренним поступлением радионуклидов за счет употребления в пищу водных биологических ресурсов:

$$\Phi_i = \frac{962 \cdot U^{0,17}}{D \cdot x^{1,17}} \cdot \exp\left(-\frac{\lambda_i x}{U}\right). \quad (23)$$

При этом значения входящих в формулы (22) и (23) пространственных переменных должны удовлетворять следующим условиям:

$$\frac{y-y_0}{x} \ll 3,7 \text{ и } 7D < x, \quad (24)$$

y – расстояние от береговой линии до точки, где определяется фактор разбавления, м.

29. После того, как реальная водная система представлена в виде комбинаций типовых элементов (однородных потоков, однородных водоемов или больших водоемов), следует сначала вычислить факторы разбавления для каждого из этих элементов, а затем, для целей расчетов нормативов ДС в соответствии с главой VI настоящей Методики, выбрать из них факторы разбавления, характерные для критических участков.

VI. Порядок расчета нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей

30. Максимальная величина сброса $ДС_{i,n}^{\text{доз}}$ (Бк/год), при которой не превышает установленная для организации квота на облучение от сбросов δ по всем путям воздействия, определенная из условия, что весь

сброс организации осуществляется только через данный n -ый источник сброса и при этом из него сбрасывается только i -ый радионуклид, которая с учетом перераспределения активности между водой и донными отложениями рассчитывается по формуле:

$$ДС_{i,n}^{до3} = \min_l \left(\frac{1}{\sum_j \frac{\Phi_{i,n,j,l}}{(1+S_s \cdot K_{нд,i,l}) \cdot МУА_{i,n,j,l}^{до3}}} \right), \quad (26)$$

где $\Phi_{i,n,j,l}$ – фактор разбавления для i -го радионуклида из n -ого источника сброса на критическом участке для j -го пути облучения критической группы лиц из населения на критическом участке l , год/м³; $МУА_{i,n,j,l}^{до3}$ – максимальная удельная активность в воде i -го радионуклида из n -ого источника сброса на критическом участке для j -го пути облучения критической группы лиц из населения, при которой не превышает установленная для организации квота на облучения от сбросов δ , Бк/м³, $K_{нд,i,l}$ – коэффициент межфазного распределения радионуклида i между водой и донными отложениями на l -том критическом участке, м³/кг; S_s – концентрация взвеси донных отложений в водном объекте.

Вычисление значений максимальных удельных активностей $МУА_{i,n,j}^{до3}$ проводится согласно соотношениям (7) и (10) и (11). Расчет факторов разбавления $\Phi_{i,n,j}$ выполняется по формулам (13) – (24).

31. Максимальная величина сброса $ДС_{i,n}^{ПВ}$ (Бк/год), при которой не будут нарушены установленные в приложении 2а к НРБ-99/2009 уровни вмешательства по содержанию радионуклидов в питьевой воде $УВ_i$, Бк/кг, определяется по формуле:

$$ДС_{i,n}^{ПВ} = \frac{10^3 \cdot УВ_i}{\Phi_{i,n}}, \quad (27)$$

где $\Phi_{i,n}$ – фактор разбавления для i -го радионуклида из n -ого источника сброса на критическом участке, год/м³.

32. Максимальная величина сброса $ДС_{i,n}^{ДО}$ (Бк/год) определяется из условия неперевышения значениями удельной активности радионуклидов в донных отложениях уровней, при которых допускается неограниченное использование твердых материалов, которая с учетом перераспределения активности между водой и донными отложениями рассчитывается по формуле:

$$ДС_{i,n}^{ДО} = \min_l \left(\frac{УАНИ_i}{0,1 \cdot K_{нд,i,l} \cdot (1 + S_s \cdot K_{нд,i,l})^{-1} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_i T_e}}{\lambda_i T_e} \cdot \Phi_{i,n,l}} \right), \quad (28)$$

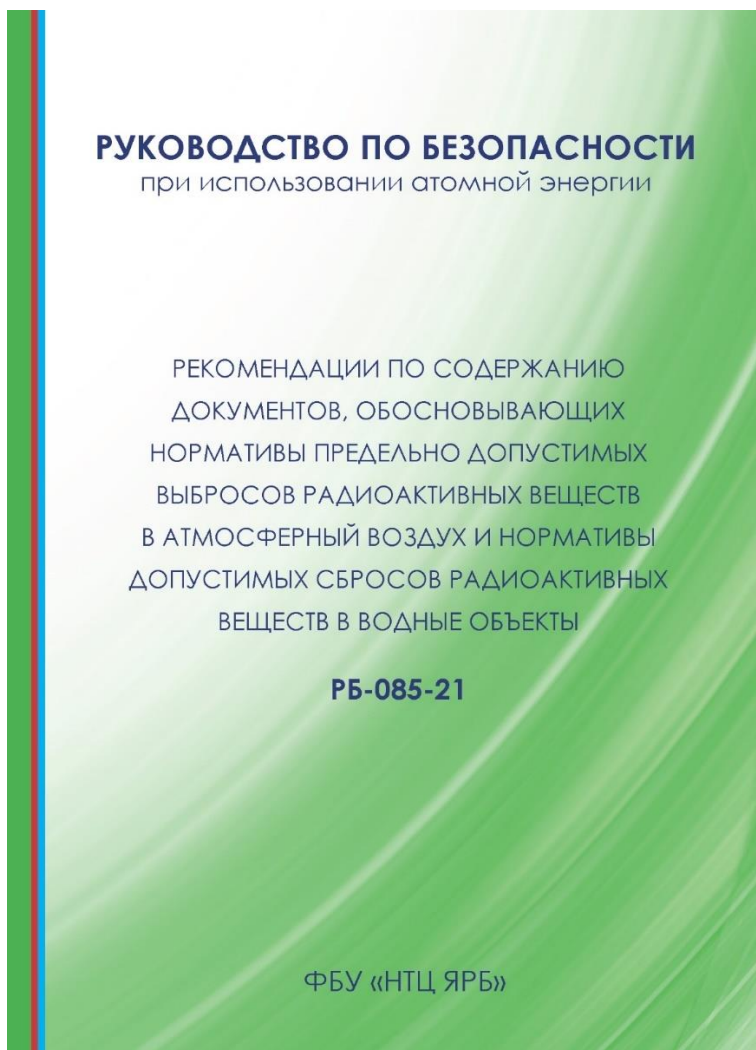
где $\Phi_{i,n,l}$ – фактор разбавления для n -ого источника сброса по отношению к l -тому критическому участку, год/м³; l – номер критического участка; T_e – эффективное время накопления радионуклида в донных отложениях водного объекта, принимаемое равным одному году; λ_i – постоянная распада i -го радионуклида, с⁻¹.

33. Максимальная величина сброса $ДС_{i,n}^{ОА}$ (Бк/год) рассчитывается согласно пункту 10 настоящей Методики.

34. При проведении расчетов нормативов ДС организации учет сбросов других организаций в данную водную систему не требуется, так как каждая организация осуществляет сбросы в рамках выделенной для нее квоты на облучение от сбросов δ , а значения УАНИ_{*i*} в рамках настоящей Методики используются только как критерий для установления нормативов ДС организации.

Приложение И
Руководство по безопасности при использовании атомной энергии
«Рекомендации по содержанию документов, обосновывающих
нормативы предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ
в атмосферный воздух и нормативы допустимых сбросов
радиоактивных веществ в водные объекты»
(РБ-085-21)

утверждено приказом Федеральной службы по экологическому,
технологическому и атомному надзору от 23.09.2021 № 326



**Руководство по безопасности при использовании атомной энергии
«Рекомендации по содержанию документов, обосновывающих
нормативы предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ
в атмосферный воздух и нормативы допустимых сбросов
радиоактивных веществ в водные объекты»**

**Федеральная служба по экологическому, технологическому
и атомному надзору, Москва, 2021**

Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по содержанию документов, обосновывающих нормативы предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух и нормативы допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты» (РБ-085-21) (далее – Руководство по безопасности) разработано в соответствии со статьей 6 Федерального закона от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» в целях содействия соблюдению требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору (далее – Ростехнадзор) от 17 декабря 2015 г. № 522 (зарегистрирован Минюстом России 2 февраля 2016 г., регистрационный № 40939), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла» (НП-016-05), утвержденных постановлением Ростехнадзора от 2 декабря 2005 г. № 11 (зарегистрировано Минюстом России 1 февраля 2006 г., регистрационный № 7433), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок» (НП-033-11), утвержденных приказом Ростехнадзора от 30 июня 2011 г. № 348 (зарегистрирован Минюстом России 29 августа 2011 г., регистрационный № 21700), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности судов и других плавсредств с ядерными реакторами» (НП-022-17), утвержденных приказом Ростехнадзора от 4 сентября 2017 г. № 351 (зарегистрирован Минюстом России 27 сентября 2017 г., регистрационный № 48344), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности радиационных источников» (НП-038-16), утвержденных приказом Ростехнадзора от 28 сентября 2016 г. № 405 (зарегистрирован Минюстом России 24 октября 2016 г., регистрационный № 44120), и федеральных норм и правил в области использования атомной энергии

«Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения» (НП-058-14), утвержденных приказом Ростехнадзора от 5 августа 2014 г. № 347 (зарегистрирован Минюстом России 14 ноября 2014 г., регистрационный № 34701).

Настоящее Руководство по безопасности содержит рекомендации Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору по содержанию документов, обосновывающих нормативы предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух и нормативы допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты, предоставляемых в Ростехнадзор для получения разрешения на выбросы радиоактивных веществ в атмосферный воздух и (или) разрешения на сбросы радиоактивных веществ в водные объекты, а именно – проектов нормативов допустимых выбросов и допустимых сбросов радиоактивных веществ и документов, содержащих данные инвентаризации выбросов и сбросов радиоактивных веществ.

Рекомендации настоящего Руководства по безопасности распространяются на стационарные объекты, осуществляющие выбросы радиоактивных веществ в атмосферный воздух и (или) сбросы радиоактивных веществ в водные объекты.

Рекомендации настоящего Руководства по безопасности предназначены для применения:

организациями, выполняющими разработку проектов нормативов предельно допустимых выбросов (далее – ПДВ) радиоактивных веществ в атмосферный воздух и нормативов допустимых сбросов (далее – ДС) радиоактивных веществ в водные объекты, а также организациями, осуществляющими экспертизу указанных проектов;

организациями, осуществляющими разработку документов, содержащих данные инвентаризации выбросов и сбросов радиоактивных веществ.

Выпускается взамен¹ РБ-085-13 «Рекомендации по содержанию документов, обосновывающих нормативы предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух и нормативы допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты», утвержденного приказом Ростехнадзора от 19 августа 2013 г. № 362.

¹ Руководство по безопасности разработано коллективом авторов в составе: А. В. Курындин, А. С. Шаповалов, Н. Б. Тимофеев, А. Л. Верник (ФБУ «НТЦ ЯРБ»).

I. Общие положения

1. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по содержанию документов, обосновывающих нормативы предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух и нормативы допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты» (РБ-085-21) (далее – Руководство по безопасности) разработано в соответствии со статьей 6 Федерального закона от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» в целях содействия соблюдению требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору (далее – Ростехнадзор) от 17 декабря 2015 г. № 522 (зарегистрирован Минюстом России 2 февраля 2016 г., регистрационный № 40939), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла» (НП-016-05), утвержденных постановлением Ростехнадзора от 2 декабря 2005 г. № 11 (зарегистрировано Минюстом России 1 февраля 2006 г., регистрационный № 7433), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок» (НП-033-11), утвержденных приказом Ростехнадзора от 30 июня 2011 г. № 348 (зарегистрирован Минюстом России 29 августа 2011 г., регистрационный № 21700), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности судов и других плавсредств с ядерными реакторами» (НП-022-17), утвержденных приказом Ростехнадзора от 4 сентября 2017 г. № 351 (зарегистрирован Минюстом России 27 сентября 2017 г., регистрационный № 48344), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности радиационных источников» (НП-038-16), утвержденных приказом Ростехнадзора от 28 сентября 2016 г. № 405 (зарегистрирован Минюстом России 24 октября 2016 г., регистрационный № 44120), и федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения» (НП-058-14), утвержденных приказом Ростехнадзора от 5 августа 2014 г. № 347 (зарегистрирован Минюстом России 14 ноября 2014 г., регистрационный № 34701).

2. Настоящее Руководство по безопасности содержит рекомендации Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору по содержанию документов, обосновывающих нормативы

предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух и нормативы допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты, предоставляемых в Ростехнадзор для получения разрешения на выбросы радиоактивных веществ в атмосферный воздух и (или) разрешения на сбросы радиоактивных веществ в водные объекты, а именно – проектов нормативов допустимых выбросов и допустимых сбросов радиоактивных веществ и документов, содержащих данные инвентаризации выбросов и сбросов радиоактивных веществ.

3. Рекомендации настоящего Руководства по безопасности распространяются на стационарные объекты, осуществляющие выбросы радиоактивных веществ в атмосферный воздух и (или) сбросы радиоактивных веществ в водные объекты.

4. Рекомендации настоящего Руководства по безопасности предназначены для применения:

организациями, выполняющими разработку проектов нормативов предельно допустимых выбросов (далее – ПДВ) радиоактивных веществ в атмосферный воздух и нормативов допустимых сбросов (далее – ДС) радиоактивных веществ в водные объекты, а также организациями, осуществляющими экспертизу указанных проектов;

организациями, осуществляющими разработку документов, содержащих данные инвентаризации выбросов и сбросов радиоактивных веществ.

II. Общие рекомендации к содержанию проектов нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух и проектов нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты

5. В проекте нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (далее – проект ПДВ) рекомендуется приводить информацию в соответствии со следующей структурой:

«Введение»;

Раздел 1 «Общие сведения об организации и ее деятельности»;

Раздел 2 «Результаты инвентаризации источников выбросов»;

Раздел 3 «Характеристика местных условий формирования дозовых нагрузок на население»;

Раздел 4 «Определение источников выбросов и радионуклидов, для которых устанавливаются нормативы»;

Раздел 5 «Метод расчета нормативов предельно допустимых выбросов и используемые нормативные ограничения»;

Раздел 6 «Результаты расчета нормативов предельно допустимых выбросов»;

Приложение «Перечень и количество радиоактивных веществ, предлагаемых для разрешения на выбросы в атмосферный воздух».

6. В проекте нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты (далее – проект ДС) рекомендуется приводить информацию в соответствии со следующей структурой:

«Введение»;

Раздел 1 «Общие сведения об организации и ее деятельности»;

Раздел 2 «Результаты инвентаризации источников сбросов»;

Раздел 3 «Характеристика местных условий формирования дозовых нагрузок на население»;

Раздел 4 «Определение источников сбросов и радионуклидов, для которых устанавливаются нормативы»;

Раздел 5 «Метод расчета нормативов допустимых сбросов и используемые нормативные ограничения»;

Раздел 6 «Результаты расчета нормативов допустимых сбросов»;

Приложение «Перечень и количество радиоактивных веществ, предлагаемых для разрешения на сбросы в водные объекты».

7. Рекомендации по содержанию разделов проекта ПДВ, перечисленных в пункте 5 настоящего Руководства по безопасности, представлены в приложении № 1 к настоящему Руководству по безопасности.

8. Рекомендации по содержанию разделов проекта ДС, перечисленных в пункте 6 настоящего Руководства по безопасности, представлены в приложении № 2 к настоящему Руководству по безопасности.

9. При выполнении расчетов значений нормативов ПДВ и ДС рекомендуется руководствоваться положениями руководств по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух» (РБ-106-21), утвержденного приказом Ростехнадзора от 30 августа 2021 г. № 288, и «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты» (РБ-126-21), утвержденного приказом Ростехнадзора от 9 сентября 2021 г. № 297.

III. Общие рекомендации по структуре и содержанию документов, содержащих данные инвентаризации выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух и сбросов радиоактивных веществ в водные объекты

10. Документы, содержащие данные инвентаризации выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (далее – документы по инвентаризации выбросов), рекомендуется оформлять в соответствии со следующей структурой:

«Введение»;

Раздел 1 «Общие сведения об организации и ее деятельности»;

Раздел 2 «Характеристика организации как источника выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух»;

Раздел 3 «Мониторинг окружающей среды»;

Раздел 4 «Прогнозные расчеты годовых эффективных доз облучения населения, обусловленных воздействием выбросов планируемых к вводу в эксплуатацию новых источников» (данный раздел рекомендуется включать в состав документов по инвентаризации в случае наличия планируемых к вводу в эксплуатацию источников выбросов).

11. Документы, содержащие данные инвентаризации сбросов радиоактивных веществ в водные объекты (далее – документы по инвентаризации сбросов), рекомендуется оформлять в соответствии со структурой, в состав которой входят следующие разделы:

«Введение»;

Раздел 1 «Общие сведения об организации и ее деятельности»;

Раздел 2 «Характеристика организации как источника сбросов радиоактивных веществ в водные объекты»;

Раздел 3 «Мониторинг окружающей среды».

12. Рекомендации по содержанию разделов документов по инвентаризации выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух, перечисленных в пункте 10 настоящего Руководства по безопасности, представлены в приложении № 3 к настоящему Руководству по безопасности.

13. Рекомендации по содержанию разделов документов по инвентаризации сбросов радиоактивных веществ в водные объекты, перечисленных в пункте 11 настоящего Руководства по безопасности, представлены в приложении № 4 к настоящему Руководству по безопасности.

ПРИЛОЖЕНИЕ № 1

к руководству по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по содержанию документов, обосновывающих нормативы предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух и нормативы допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты», утвержденному приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 23 сентября 2021 г. № 326

Рекомендации по содержанию разделов проектов нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух

Введение

В разделе рекомендуется приводить: сведения о разработчике проекта ПДВ: полное наименование, организационно-правовая форма, адрес местонахождения; перечень нормативных, методических и иных документов, в соответствии с которыми выполнена разработка проекта ПДВ.

Также в данном разделе рекомендуется указать одно или несколько из перечисленных ниже оснований для разработки проекта ПДВ:

получение разрешения на выбросы радиоактивных веществ впервые;

истечение срока действующего разрешения;

изменение условий, влияющих на радиационную обстановку и на дозы облучения критической группы лиц из населения за счет выбросов; изменение технологии.

В случае если основанием для разработки проекта ПДВ является истечение срока действующего разрешения, рекомендуется в приложении к проекту ПДВ представлять копию данного разрешения.

Раздел 1 «Общие сведения об организации и ее деятельности»

В разделе рекомендуется приводить:

сведения об организации, для которой разработан проект ПДВ: полное наименование, организационно-правовая форма, адрес местонахождения;

общие сведения о видах осуществляемой деятельности;

категории потенциальной радиационной опасности объектов, за счет деятельности которых осуществляются выбросы радиоактивных веществ

в атмосферный воздух;

информацию о размещении промплощадки в виде карты, схемы или текстового описания;

информацию о границах санитарно-защитной зоны (далее – СЗЗ) и зоны наблюдения (далее – ЗН) (при их наличии) в виде карт, схем или текстового описания;

сведения об установленной для организации, осуществляющей выбросы радиоактивных веществ в атмосферный воздух, квоте от предела годовой эффективной дозы облучения населения от выбросов радиоактивных веществ, а также о квотах на сбросы радиоактивных веществ и на иные пути радиационного воздействия на население (например, на воздействие от хвостохранилищ).

Раздел 2 «Результаты инвентаризации источников выбросов»

В разделе рекомендуется приводить (в том числе путем приведения ссылок на документ по инвентаризации выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух):

краткое описание технологических процессов, приводящих к образованию выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (в том числе для новых источников выбросов, планируемых к вводу в эксплуатацию);

технические характеристики существующих источников выбросов, а также планируемых к вводу в эксплуатацию источников (при их наличии);

информацию о расположении источников выбросов на промплощадке (включая места расположения планируемых к вводу в эксплуатацию источников при их наличии) в виде карты или схемы;

описание используемых методик определения активности годовых выбросов;

фактические или проектные значения активности годовых выбросов радионуклидов по результатам инвентаризации, в том числе

для планируемых к вводу в эксплуатацию источников (в случае их наличия).

Рекомендуемый перечень технических характеристик источников выбросов включает:

тип источника (организованный, неорганизованный);

вид источника (точечный, линейный, площадной);

геометрические характеристики источников, размеры зданий, дисперсность аэрозольной компоненты, химический и агрегатный состав выбросов;

термогидродинамические характеристики газовой смеси, в составе которой радиоактивные вещества выбрасываются из источника (температура, скорость и расход выбрасываемой газовой смеси).

При описании используемых при определении активности годовых выбросов методик рекомендуется приводить сведения об аттестации использованных методик (методов) измерений и об измеряемых величинах, диапазонах измерения и величинах погрешностей измерения, характерных для использованных методик (методов) измерений. При наличии указанной информации в свидетельствах об аттестации использованных методик (методов) измерений рекомендуется отдельным приложением к проекту ПДВ приводить копии свидетельств об аттестации.

В случае если для определения активности годовых выбросов используются расчетные методики, рекомендуется приводить сведения об их согласовании Ростехнадзором, а также сведения об их включении в перечень методик расчета выбросов вредных (загрязняющих) веществ в атмосферный воздух стационарными источниками (далее – Перечень методик расчета выбросов) в порядке, установленном постановлением Правительства Российской Федерации от 16 мая 2016 г. № 422.

Указанные сведения рекомендуется представлять в объеме, указанном в таблицах № 1–4 настоящего приложения.

При наличии планируемых к вводу в эксплуатацию источников рекомендуется приводить их технические характеристики в соответствии с проектными данными.

При представлении данных о качественном и количественном радионуклидном составе выбросов рекомендуется указывать, для каких источников радионуклидный состав принимается на основе проектных данных.

В случае если фактическое значение активности выброса радионуклида получено с использованием нижних порогов регистрации

объемной активности радионуклидов¹ (далее – НПР), характеризующих штатные методики (в том числе расчетные) и средства, используемые для определения указанной активности в выбросе², или характеризующих методики и средства, используемые для прецизионного (например, лабораторного) определения указанной активности, данный факт рекомендуется указать при представлении данных.

¹ Применительно к средствам измерения и методикам выполнения измерений данная характеристика представляет собой нижнюю границу диапазона измерений.

² Здесь и далее под штатными средствами определения (в том числе средствами измерений) выбросов (сбросов) понимаются средства, используемые для регулярного (не реже одного раза в сутки) определения (в том числе измерений) активности выбросов (сбросов) и для получения на их основе месячных и годовых значений. Под нештатными средствами определения (в том числе средствами измерений) активности выбросов (сбросов) понимаются средства, используемые для нерегулярного (реже одного раза в сутки) определения (в том числе измерений) активности выбросов (сбросов), которые не используются для получения месячных и годовых значений.

В случаях, когда источник расположен не выше уровня земной поверхности (например, пылящая поверхность шламохранилища), он считается неорганизованным и аппроксимируется площадным источником с высотой, равной 0 м. Если источник расположен не выше уровня земной поверхности, но данный объект (например, вентишхта) оборудован системой вентиляции с выбросом над земной поверхностью, то эти источники считаются организованными, их высота принимается равной 0 м, а в скобках указывается фактическая высота подъема выброса над уровнем земной поверхности, обусловленная тепловыми и динамическими процессами.

Диаметр организованного источника с круглым устьем, длина и ширина источника с прямоугольным устьем указываются в графах 7–9.

При описании одиночных точечных источников графы 12–14 не заполняются; для точечных источников с круглым устьем не заполняются графы 8–9.

Значения координат x_1 и y_1 , x_2 и y_2 указываются в графах 10, 11, 12 и 13. Для точечных источников указываются только x_1 и y_1 , для линейных источников – координаты концов источника (x_1 , y_1 и x_2 , y_2), для горизонтальных площадных источников (например, шламохранилищ) в графах 12 и 13 попарно и последовательно в столбец указываются координаты вершин многоугольника, ограничивающего источник. Для негоризонтальных источников (например, оконные и дверные проемы) в графах 10, 11 указываются значения координат X_1 и Y_1 , а графы 12 и 13 не заполняются.

В графе 14 указывается площадь площадного источника, при этом, если горизонтальный площадной источник дополнительно характеризуется распределением радиоактивного вещества по вертикали (например, вглубь земли в случае шламохранилищ), то в скобках через запятую указываются объем радиоактивного вещества в источнике и плотность материала источника. В том случае, когда поверхность площадного источника не горизонтальна, как, например, у оконных и дверных проемов, в этой графе рекомендуется указывать площадь проема. В случае наличия источников, отличных от площадных, данная графа не заполняется.

Для неорганизованных источников графы 7–9, 16–18 не заполняются.

В графе 15 указывается время работы источника в течение суток в формате чч:мм–чч:мм. Описание временных режимов работы источника за время, например, превышающее сутки, указание периодов простоя в течение года дается в графе «Примечание» или в отдельном описании к данной таблице. Для неорганизованных источников время не указывается.

В графе 16 указывается средний расход газовойоздушной смеси за год ($\text{м}^3/\text{с}$) и приводится в случае, если данные характеристики применимы для источника выбросов. Примером источника, для которого данные характеристики неприменимы, являются брызгальные бассейны.

В графе 17 указывается полный годовой расход газовойоздушной смеси ($\text{м}^3/\text{год}$) и приводится в случае, если данные характеристики применимы для источника выбросов. Примером источника, для которого данные характеристики неприменимы, являются брызгальные бассейны.

В графе 18 указывается средняя скорость выхода газовойоздушной смеси за год ($\text{м}/\text{с}$) и приводится в случае, если данная характеристика применима для источника выбросов. Примером источника, для которого данные характеристики неприменимы, являются брызгальные бассейны.

В графе 19 указывается средняя температура выбрасываемой газовойоздушной смеси за год и приводится в случае, если данная характеристика применима для источника выбросов. Примером источника, для которого данные характеристики неприменимы, являются брызгальные бассейны.

В графе 20 указывается наименование химического соединения, в форме которого выбрасывается радиоактивное вещество.

В графе 21 указывается физико-химическая форма соединения.

В графе 22 указывается информация (если таковая имеется) о дисперсности выбрасываемого радиоактивного вещества: приводятся значения средних по распределению диаметров частиц выбрасываемой примеси и в скобках – дисперсий функций их (диаметров) распределения. Вместо указанных параметров (в случае наличия) приводится значение активностного медианного аэродинамического диаметра примеси и в скобках значение плотности материала примеси. При отсутствии данных о дисперсном составе радионуклидов, поступающих в атмосферу в аэрозольной форме, рекомендуется отметить отсутствие данных и указывать значение 1 мкм.

Таблица № 2

Рекомендуемый вид представления сведений, характеризующих радионуклидный состав выбросов организованных источников

Наименование подразделения хозяйствующего субъекта, к которому относятся источники*	Название радионуклида	Активность радионуклида, образованная в источнике** выделения, Бк/год	В том числе		Из поступивших на очистку		Всего выброшено в атмосферный воздух, Бк/год
			выбрасывается без очистки, Бк/год	поступает на очистку Бк/год**	выброшено в атмосферу, Бк/год	уловлено, Бк/год	
Источник 1 (инвентарный номер и вентсистемы, с которыми он связан)							
радионуклид 1							
радионуклид 2							
...							
радионуклид г							
Источник 2 (инвентарный номер и вентсистемы, с которыми он связан)							
...							
Источник i (инвентарный номер и вентсистемы, с которыми он связан)							

* Указывается по аналогии для каждого подразделения хозяйствующего субъекта.

** В случае невозможности контроля активности до аппарата газоаэрозольной очистки (в силу высоких радиационных полей или технологических ограничений) данный факт рекомендуется отражать в графах, а значения не приводятся.

Таблица № 3

Рекомендуемый вид представления сведений о радионуклидном составе неорганизованных площадных источников выбросов, характеризующихся распределением радиоактивного вещества по вертикали

Номер и наименование подразделения хозяйствующего субъекта, к которому относятся	Название радионуклида	Удельная активность радионуклида в материале источника, Бк/кг	Объемная активность радионуклида в материале источника, Бк/м ³
	Источник 1 (инвентарный номер)		
	радионуклид 1		
	радионуклид 2		
	...		
	радионуклид r		
	Источник 2 (инвентарный номер)		
	Источник i (инвентарный номер)		

* Указывается по аналогии для каждого подразделения хозяйствующего субъекта.

Таблица № 4

Рекомендуемый вид представления сведений о радионуклидном составе неорганизованных площадных источников выбросов, характеризующихся отсутствием распределения радиоактивного вещества по вертикали

Номер и наименование подразделения хозяйствующего субъекта, к которому относятся источники *	Название радионуклида	Поверхностная активность радионуклида источника, Бк/м ²	
	Источник 1 (инвентарный номер)		
	радионуклид 1		
	радионуклид 2		
	...		
	радионуклид r		
	Источник 2 (инвентарный номер)		
	...		
	Источник i (инвентарный номер)		
...			

* Указывается по аналогии для каждого подразделения хозяйствующего субъекта.

Раздел 3 «Характеристика местных условий формирования дозовых нагрузок на население»

В разделе рекомендуется приводить:

исходные метеорологические, демографические, радиоэкологические и иные параметры, характеризующие местные условия формирования дозовых нагрузок на население;

описание выбранных для обоснования нормативов расчетных методов определения: среднегодового приземного метеорологического фактора разбавления, среднегодовых приземных метеорологических факторов сухого выпадения и влажного выведения;

результаты расчетов среднегодового приземного метеорологического фактора разбавления, среднегодовых приземных метеорологических факторов сухого выпадения и влажного выведения для каждого источника выбросов в отдельных точках местности в различных направлениях N -румбовой системы, выбранной для обоснования нормативов, в системе координат, начало которой находится в точке местности района размещения организации, осуществляющей выбросы радиоактивных веществ.

В качестве метеорологических параметров в разделе рекомендуется приводить данные о повторяемости метеорологических условий $\omega_{n,j,k}$, заключающейся в совместной реализации n -го направления ветра, j -й категории устойчивости атмосферы и k -й скорости ветра.

Данные о повторяемости метеорологических условий рекомендуется приводить таким образом, чтобы для всей их совокупности выполнялось условие нормировки на единицу. При этом рекомендуется привести информацию о том, каким образом при определении величин $\omega_{n,j,k}$ учитывалось влияние штилевых условий.

При отсутствии данных о совместной реализации направления ветра в румбе n при категории устойчивости j и градации скорости ветра k рекомендуется привести повторяемости направлений ветра в различных румбах и среднегодовую скорость ветра на высоте флюгера.

В качестве демографических параметров в разделе рекомендуется приводить данные о распределении и плотности населения в районе размещения организации.

В качестве радиоэкологических параметров, характеризующих местные условия формирования дозовых нагрузок на население, в разделе рекомендуется представлять следующую информацию:

годовые потребления различных продуктов питания (или групп продуктов питания, например, «овощи», «мясо», «молоко») лицами возрастных групп, которые, согласно действующим нормам радиационной

безопасности, являются критическими для выбрасываемых организацией радионуклидов, кг/год;

доли продуктов (или групп продуктов) питания, произведенных в районе размещения организации, осуществляющей выбросы радиоактивных веществ, в годовом потреблении данного продукта (или группы продуктов) питания;

значения коэффициентов перехода «выпадение из атмосферы – поступление в продукт питания» по воздушному и корневому путям для каждого радионуклида, присутствующего в выбросах, и каждого продукта (или групп продуктов) питания.

В случае если значения указанных выше коэффициентов определяются расчетным путем, рекомендуется также приводить значения всех исходных величин, используемых для их определения.

В качестве радиоэкологических параметров, характеризующих процессы очищения шлейфа выброса от радионуклидов за счет влажного выведения, обусловленного атмосферными осадками, в разделе рекомендуется приводить годовые уровни (мм/год) жидких, смешанных и твердых типов осадков. В случае отсутствия таких данных рекомендуется указать суммарный годовой уровень осадков.

Также рекомендуется указать:

среднегодовую температуру воздуха в районе размещения организации, осуществляющей выбросы радиоактивных веществ;

высоту шероховатости подстилающей поверхности (зависимость высоты шероховатости от расстояний от источников выбросов в различных направлениях N -румбовой системы, выбранной для обоснования нормативов, в случае если разработчиком учитывается такая зависимость).

При описании методологии расчетов среднегодового приземного метеорологического фактора разбавления, среднегодовых приземных метеорологических факторов сухого выпадения и влажного выведения рекомендуется, в том числе путем приведения математических соотношений и входящих в них параметров, привести информацию о том, каким образом и для каких источников учитывались:

повторяемость метеорологических условий;

динамический и тепловой подъем шлейфа выбросов в зависимости от расстояний от источников выбросов;

начальное разбавление в источнике выброса;

разбавление в зоне аэродинамической тени (в случае если имеются условия для попадания выбросов в эту зону, что рекомендуется отдельно отмечать);

накопление дочерних и выведение материнских радионуклидов во время нахождения радионуклидов в шлейфе;

очищение шлейфа выброса за счет сухого осаждения и влажного (во время выпадения осадков) выведения;

изменение скорости ветра с высотой.

Результаты расчетов среднегодового приземного метеорологического фактора разбавления $\overline{G}_{i,n}^r(x)$, среднегодовых приземных метеорологических факторов сухого выпадения $F_{r,i,n}(x)$ и влажного выведения $W_{r,i,n}(x)$ рекомендуется представлять в виде таблиц или двумерных иллюстраций. Примеры представления результатов расчетов представлены в таблице № 5 и на рисунке 1 настоящего приложения.

Таблица № 5

Результаты расчетов среднегодового приземного метеорологического фактора разбавления (среднегодовых приземных метеорологических факторов сухого выпадения или влажного выведения)

Среднегодовой приземный метеорологический фактор разбавления (сухого выпадения, влажного выведения), обозначение, единицы измерения				
Направление / Расстояние от источника, м	R_1	R_2	...	R_m
С				
ССВ				
СВ				
ВСВ				
В				
ВЮВ				
ЮВ				
ЮЮВ				
Ю				
ЮЮЗ				
ЮЗ				

Среднегодовой приземный метеорологический фактор разбавления (сухого выпадения, влажного выведения), обозначение, единицы измерения				
Направление / Расстояние от источника, м	R_1	R_2	...	R_m
ЗЮЗ				
З				
ЗСЗ				
СЗ				
ССЗ				

Примечание. Результаты расчетов рекомендуется указывать для расстояний с выбранным шагом вплоть до расстояний, при которых зависимость величины от расстояния выходит на плато.

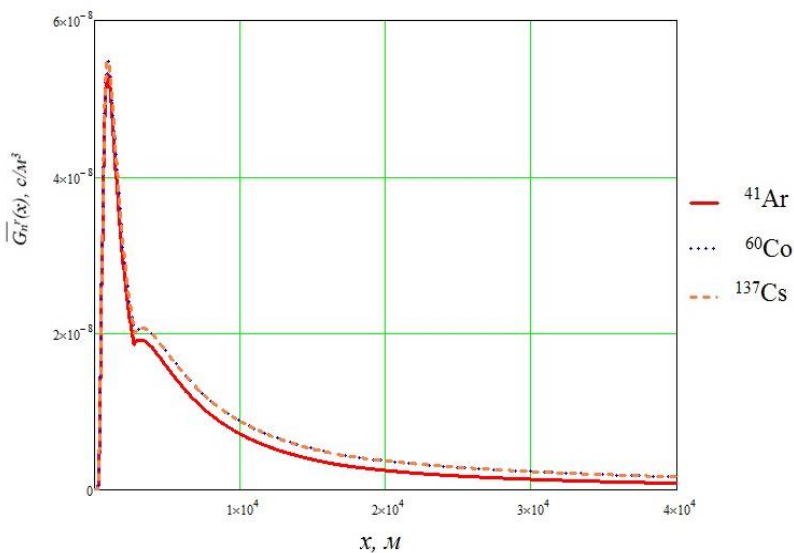


Рис. 1. Результаты расчета фактора разбавления в n -ом направлении от источника выбросов для различных радионуклидов в выбросах источника

Раздел 4 «Определение источников выбросов и радионуклидов, для которых устанавливаются нормативы»

В разделе рекомендуется приводить:

описание критериев, на основании которых производится отбор источников выбросов и радионуклидов, для которых рассчитываются нормативы;

описание расчетных методов, используемых при определении источников выбросов и радионуклидов, для которых должны устанавливаться нормативы;

описание всех исходных данных (с указанием их количественных значений), принятых в расчетах;

результаты определения источников выбросов и радионуклидов, для которых должны устанавливаться нормативы (далее – нормируемые источники выбросов и нормируемые радионуклиды).

Также в разделе рекомендуется указать те источники выбросов, по которым перечень нормируемых радионуклидов изменился по сравнению с действующим разрешением на выбросы. При этом для каждого такого источника рекомендуется указать отдельно радионуклиды, которые добавлены в перечень, и радионуклиды, которые ранее входили в перечень нормируемых, но из проекта ПДВ исключены. Рекомендуется указывать причины исключения радионуклида из перечня нормируемых радионуклидов (изменение условий, влияющих на радиационную обстановку и на дозы облучения критической группы лиц из населения за счет выбросов; изменение технологии).

В таблицах № 6, 7 настоящего приложения приведен рекомендуемый вид представления результатов определения нормируемых источников выбросов и радионуклидов и используемых для этого параметров. Используемые в данных таблицах сокращения «обл.», «пов.», «инг.», «пищ.», «полн.» характеризуют вклад отдельных путей облучения населения (облучение от облака выброса, облучение от загрязненной выпадениями радионуклидов поверхности земли, облучение за счет ингаляции радионуклидов и за счет потребления загрязненных радионуклидами сельскохозяйственных продуктов местного производства) и их совокупное воздействие.

Таблица № 6

Рекомендуемый вид представления результатов определения нормируемых источников выбросов и используемых для этого параметров

Инвентаризационный номер источника	$D_{\text{обл. б.р.}}$, Зв/год	$D_{\text{пов. б.р.}}$, Зв/год	$D_{\text{инг. б.р.}}$, Зв/год	$D_{\text{пищ. б.р.}}$, Зв/год	$D_{\text{полн. б.р.}}$, Зв/год	Необходимость нормирования (есть / отсутствует)
Источник 1						
Источник 2						
...						
Источник i						

Таблица № 7

Рекомендуемый вид представления результатов определения нормируемых радионуклидов и используемых для этого параметров

Инвентаризационный номер источника	Радионуклид	$D_{\text{обл. б.р.}}$, Зв/год	$D_{\text{пов. б.р.}}$, Зв/год	$D_{\text{инг. б.р.}}$, Зв/год	$D_{\text{пищ. б.р.}}$, Зв/год	$D_{\text{полн. б.р.}}$, Зв/год	Вклад в суммарную дозу*, % (в порядке убывания величины)	Необходимость нормирования (есть/отсутствует)
Источник 1	Радионуклид 1							
	Радионуклид 2							
	..							

Инвентаризационный номер источника	Радионуклид	$D_{б.р.}^{обл.}, \text{Зв/год}$	$D_{б.р.}^{пов.}, \text{Зв/год}$	$D_{б.р.}^{инт.}, \text{Зв/год}$	$D_{б.р.}^{приш.}, \text{Зв/год}$	$D_{б.р.}^{полн.}, \text{Зв/год}$	Вклад в суммарную дозу*, % (в порядке убывания величины)	Необходимость нормирования (есть/отсутствует)
	Радионуклид r							
...	...							
Источник i	Радионуклид 1							
	Радионуклид 2							
	...							
	Радионуклид r							

* Имеется в виду доза без учета рассеивания.

Раздел 5 «Метод расчета нормативов предельно допустимых выбросов и используемые нормативные ограничения»

В разделе рекомендуется приводить:

описание нормативных ограничений, исходя из соблюдения которых рассчитаны нормативы (дозовые квоты и нормативы качества окружающей среды);

соотношения, используемые для расчета нормативов ПДВ, и аргументы в пользу их выбора;

описание методологии расчета функций перехода, связывающих активность выброса r -го радионуклида из i -го источника, с создаваемой им годовой эффективной дозой, $\Psi_{r,i}(x, n)$, а также функций перехода, связывающих активность выброса r -го радионуклида из i -го источника, с создаваемыми им эквивалентными дозами облучения k -го органа или ткани лиц из населения $\Psi_{r,i}^{eq,k}(x, n)$, Зв/Бк;

описание методологии определения точки местности, в окрестности которой реализуется глобальный максимум годовой эффективной дозы

облучения населения, суммарной по всем путям облучения, за счет воздействия всех радионуклидов и источников выбросов, отобранных для расчета нормативов ПДВ в соответствии с критериями, установленными в пункте 7 Методики разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух, утвержденной приказом Ростехнадзора от 7 ноября 2012 г. № 639 (зарегистрирован Минюстом России 18 января 2013 г., регистрационный № 26595), а также методологии определения точек местности, в окрестности которых реализуются глобальные максимумы годовых эквивалентных доз облучения органов и тканей (далее – критические точки местности).

При описании методологии расчета упомянутых выше функций перехода рекомендуется привести информацию о том, каким образом при их определении использовались рассчитанные значения среднегодового приземного метеорологического фактора разбавления $\bar{G}_{i,n}^r(x)$, среднегодовых приземных метеорологических факторов сухого выпадения $F_{r,i,n}(x)$ и влажного выведения $W_{r,i,n}(x)$.

Также рекомендуется привести информацию о том, каким образом с использованием значений функций перехода $\Psi_{r,i}(x, n)$ и $\Psi_{r,i}^{eq,k}(x, n)$ и фактических или проектных активностей выбросов радионуклидов получены значения доз облучения населения на местности.

В случае если при расчете нормативов ПДВ используется квотирование по источникам (уменьшение значений ПДВ для одной группы источников выбросов за счет увеличения значений нормативов ПДВ для другой группы (или групп) источников), рекомендуется привести обоснование того, что при режимах работы, характерных для совокупности всех нормируемых источников выбросов, будет обеспечено соблюдение используемых для расчета нормативов ПДВ нормативных ограничений (дозовые квоты, нормативы качества окружающей среды).

Раздел 6 «Результаты расчета нормативов предельно допустимых выбросов»

В разделе рекомендуется приводить:

результаты определения критических точек местности, включая информацию о координатах этих точек в системе координат, начало которой находится в точке местности района размещения организации, осуществляющей выбросы радиоактивных веществ, и значения годовой эффективной дозы облучения населения и эквивалентных доз облучения k -го органа или ткани лиц из населения, обусловленных совокупным воздействием выбросов всех нормируемых радионуклидов из всех

нормируемых источников (приводятся значения доз как для выбросов на уровне ПДВ, так и для фактических и (или) проектных выбросов);

результаты расчета функций $\Psi_{r,i}(x^{max}, y^{max})$ и $\Psi_{r,i}^{eq,k}(x_k^{max}, y_k^{max})$, где (x^{max}, y^{max}) – декартовы координаты точки максимума годовой эффективной дозы, а (x_k^{max}, y_k^{max}) – декартовы координаты точек максимума эквивалентной дозы в k -ом органе или ткани;

результаты расчетов величин ПДВ_{eff}, определенных исходя из соблюдения непревышения квоты от предела годовой эффективной дозы облучения населения;

результаты расчетов величин ПДВ_{eq,k}, определенных исходя из соблюдения непревышения пределов годовых эквивалентных доз в k -ом органе или ткани или квот от указанных пределов (в случае если квоты установлены);

результаты проверки соблюдения требований по ограничению содержания радионуклидов в компонентах окружающей среды с целью обоснования того, что разработанные нормативы обеспечивают сохранение благоприятных условий жизнедеятельности человека и устойчивое функционирование естественных экологических систем, природных и природно-антропогенных объектов, а также сохранение биологического видового разнообразия;

итоговые значения предлагаемых к установлению нормативов ПДВ, определенные исходя из условия соблюдения всех вышеперечисленных ограничений.

При представлении результатов определения критических точек местности рекомендуется приводить графическое отображение распределения доз на местности (рекомендуемые виды такого отображения представлены на рисунках 2 и 3 настоящего приложения) в совокупности с результатами расчетов, рекомендуемый вид представления которых приведен в таблице № 8 настоящего приложения.

Результаты расчета функций перехода $\Psi_{r,i}(x^{max}, y^{max})$ и $\Psi_{r,i}^{eq,k}(x_k^{max}, y_k^{max})$ рекомендуется приводить в виде таблиц для каждого из нормируемых радионуклидов в выбросах каждого из нормируемых источников, оформленных в соответствии с примером, представленным в таблице № 9 настоящего приложения.

Рекомендуемый вид представления результатов расчетов величин ПДВ приведен в таблице № 10 настоящего приложения.

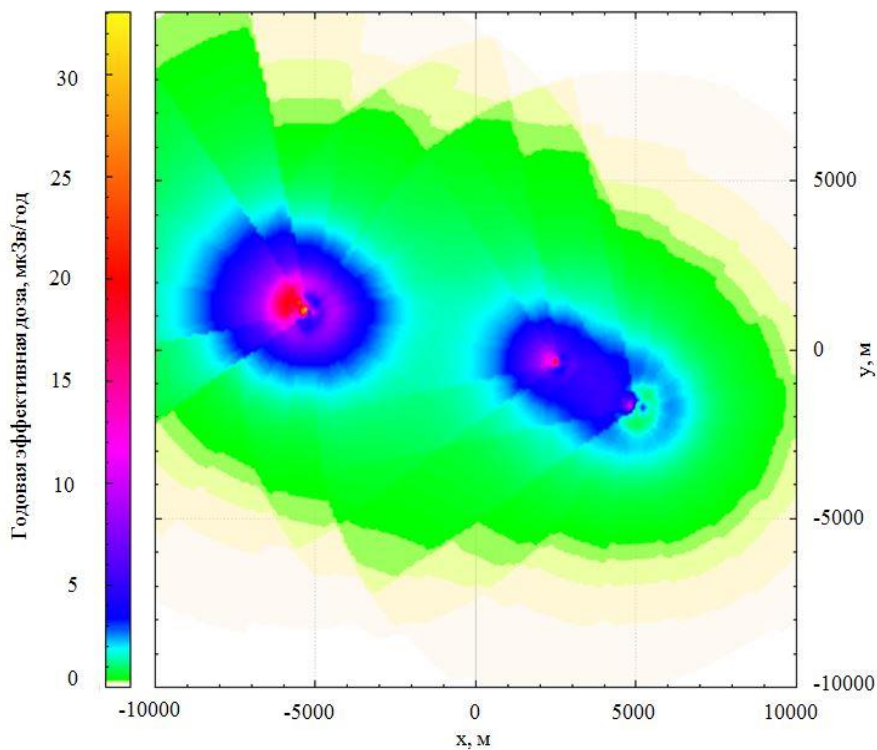


Рис. 2. Рекомендуемый вид графического отображения распределения доз облучения населения в районе расположения организации, осуществляющей выбросы радиоактивных веществ, в виде цветового градиента

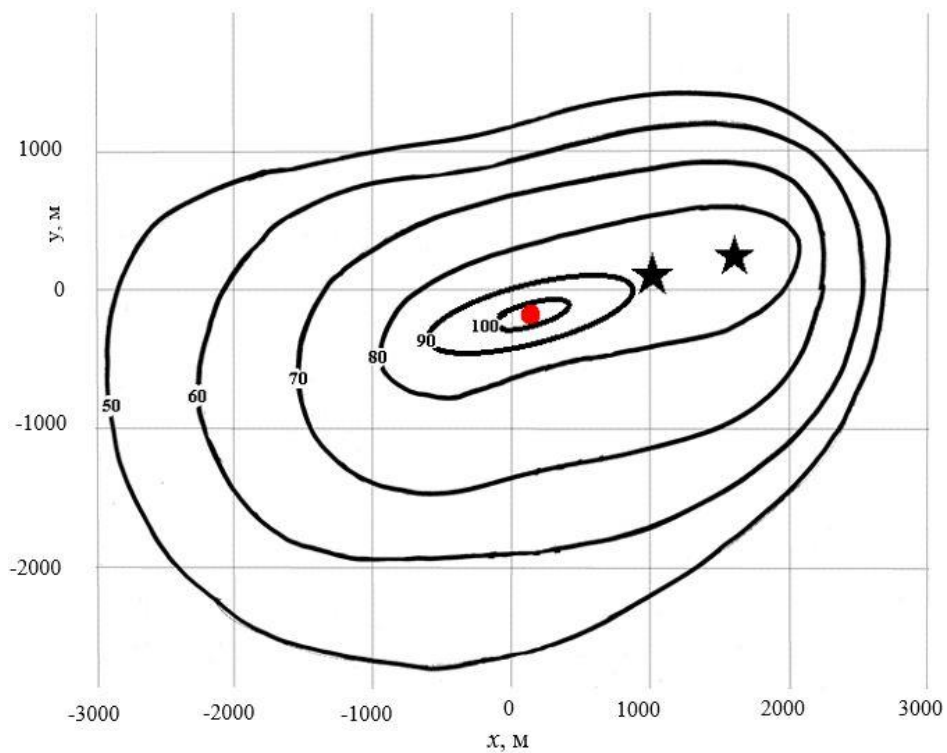


Рис. 3. Рекомендуемый вид графического отображения распределения доз облучения населения в районе расположения организации, осуществляющей выбросы радиоактивных веществ, в виде карты изолиний
Обозначения: ★ – источники выбросов;
● – критическая точка местности

Таблица № 8

Рекомендуемый вид представления результатов расчетов, выполненных для определения критической точки местности, обусловленной совокупным воздействием выбросов организации

Координаты критической точки в системе координат, начало которой находится в точке местности района размещения организации, осуществляющей выбросы радиоактивных веществ	Значение годовой эффективной дозы облучения населения в критической точке, Зв/год	Радионуклид	Вклад в годовую эффективную дозу, %
		Радионуклид 1	
		Радионуклид 2	
		...	
		Радионуклид r	

Примечание. Аналогичные таблицы заполняются для точек местности, являющихся критическими по значениям годовых эквивалентных доз облучения органов и тканей лиц из населения.

Таблица № 9

Пример представления результатов расчета функций перехода, связывающих активность выбросов с годовой эффективной дозой облучения населения в критической точке местности

Инвентаризационный номер источника	Радионуклид	$\Psi_{r,i}^{\text{обл.}}$, Зв/Бк	$\Psi_{r,i}^{\text{пов.}}$, Зв/Бк	$\Psi_{r,i}^{\text{инг.}}$, Зв/Бк	$\Psi_{r,i}^{\text{лиц.}}$, Зв/Бк	$\Psi_{r,i}^{\text{полн.}}$, Зв/Бк
Источник 1	Радионуклид 1					
	Радионуклид 2					
	...					
	Радионуклид r					
Источник 2	Радионуклид 1					
	Радионуклид 2					
	...					
	Радионуклид r					
...	
Источник i	Радионуклид 1					
	Радионуклид 2					
	...					
	Радионуклид r					

Примечание. При представлении результатов расчета функций перехода, связывающих активность выбросов с годовыми эквивалентными дозами облучения органов и тканей лиц из населения, рекомендуется использовать аналогичные таблицы с учетом путей облучения, характерных для воздействия на тот или иной орган или ткань.

Таблица № 10

Рекомендуемый вид представления результатов расчета нормативов предельно допустимых выбросов

Инвентаризационный номер источника	Название радионуклида	ПДВ _{эф} , Бк/год	ПДВ _{орг.к=1} , Бк/год	...	ПДВ _{эф.к=K} , Бк/год	ПДВ = min(ПДВ _{эф1} , ПДВ _{к2})	Корректировка значения ПДВ с целью обеспечения соблюдения нормативов качества окружающей среды (требуется/ не требуется)	Итоговое значение ПДВ
Источник 1	Радионуклид 1							
	Радионуклид 2							
	...							
Источник 2	Радионуклид r							
	Радионуклид 1							
	Радионуклид 2							
...	...							
	Радионуклид r							
	Радионуклид 1							
Источник i	Радионуклид 2							
	...							
	Радионуклид r							

Примечание. k – индекс органа или ткани, превышение предела дозы облучения которого учитывается при разработке нормативов ПДВ. k=1...K.

Приложение «Перечень и количество радиоактивных веществ, предлагаемых для разрешения на выбросы в атмосферный воздух»

Приложением к проекту ПДВ рекомендуется приводить перечень и количество предлагаемых для разрешения на выбросы в атмосферный воздух радиоактивных веществ, оформленный в соответствии с формой, представленной в приложении № 1 к Административному регламенту Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору предоставления государственной услуги по выдаче разрешений на выбросы и сбросы радиоактивных веществ в окружающую среду, утвержденному приказом Ростехнадзора от 6 мая 2020 г. № 181 (зарегистрирован Минюстом России 9 октября 2020 г., регистрационный № 60318) (далее – Административный регламент Ростехнадзора).

Также рекомендуется привести соотношение для проверки соблюдения нормативов ПДВ в соответствии с положениями руководства по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по методам и средствам контроля за выбросами радиоактивных веществ в атмосферный воздух» (РБ-135-17), утвержденного приказом Ростехнадзора от 30 августа 2017 г. № 347.

ПРИЛОЖЕНИЕ № 2

к руководству по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по содержанию документов, обосновывающих нормативы предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух и нормативы допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты», утвержденному приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 23 сентября 2021 г. № 326

Рекомендации по содержанию разделов проектов нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты

Введение

В разделе рекомендуется приводить: сведения о разработчике проекта нормативов: полное наименование, организационно-правовая форма, адрес местонахождения; перечень нормативных, методических и иных документов, в соответствии с которыми выполнена разработка проекта ДС.

Также в данном разделе рекомендуется указать одно или несколько из перечисленных ниже оснований для разработки проекта ДС:

получение разрешения на сбросы радиоактивных веществ впервые; истечение срока действующего разрешения; изменения водной системы, характеристик водопользования, модернизация или создание дополнительных гидротехнических сооружений;

изменения в деятельности организации, осуществляющей сбросы радиоактивных веществ в водные объекты, приводящие к изменению расходов радиоактивных сточных вод из источников сбросов, объемных активностей радионуклидов в сточных водах и (или) к изменению радионуклидного состава.

В случае если основанием для разработки проекта ДС является истечение срока действующего разрешения, рекомендуется в приложении к проекту ДС представлять копию данного разрешения.

Раздел 1 «Общие сведения об организации и ее деятельности»

В разделе рекомендуется приводить:

сведения об организации, для которой разработан проект ДС: полное наименование, организационно-правовая форма, адрес местонахождения;

общие сведения о видах осуществляемой деятельности;

категорию потенциальной радиационной опасности объектов, за счет деятельности которых осуществляются сбросы радиоактивных веществ в водные объекты;

информацию о размещении промплощадки в виде карты, схемы или текстового описания;

информацию о границах СЗЗ и ЗН (при их наличии) в виде карт, схем или текстового описания;

сведения об установленной для организации, осуществляющей сбросы радиоактивных веществ в водные объекты, квоте от предела годовой эффективной дозы облучения населения на облучение от сбросов радиоактивных веществ, а также о квотах на выбросы радиоактивных веществ и на иные пути радиационного воздействия на население (например, на воздействие от хвостохранилищ);

реквизиты действующего разрешения на сбросы радиоактивных веществ, взамен которого планируется получение нового разрешения, с указанием установленных для каждого источника сбросов нормативов ДС (приводится при наличии ранее выданного разрешения).

Раздел 2 «Результаты инвентаризации источников сбросов»

В разделе рекомендуется приводить (в том числе путем приведения ссылок на документ по инвентаризации сбросов радиоактивных веществ в водные объекты):

краткое описание технологических процессов, приводящих к образованию сбросов радиоактивных веществ в водные объекты (в том числе для новых источников сбросов, планируемых к вводу в эксплуатацию);

технические характеристики существующих источников сбросов, а также планируемых к вводу в эксплуатацию источников (при их наличии);

информацию о расположении источников сбросов на промплощадке (включая места расположения планируемых к вводу в эксплуатацию источников при их наличии) в виде карты или схемы;

описание используемых методик определения активности годовых сбросов;

фактические или проектные значения активностей годовых сбросов радионуклидов по результатам инвентаризации, в том числе для планируемых к вводу в эксплуатацию источников (в случае их наличия).

При наличии планируемых к вводу в эксплуатацию источников рекомендуется приводить их технические характеристики в соответствии с проектными данными.

При наличии источников сбросов, расход сточных вод в которых полностью или частично обусловлен поверхностным стоком, на карте-схеме расположения источников сбросов рекомендуется также указать направления поверхностного стока и водоразделы (при их наличии).

При описании используемых методик определения активности годовых сбросов рекомендуется приводить сведения об аттестации методик (методов) измерений, об измеряемых величинах, диапазонах измерения и величинах погрешностей измерения, характерных для используемых методик. При наличии указанной информации в свидетельствах об аттестации использованных методик (методов) измерений рекомендуется вместо включения данной информации в раздел 2 проекта ДС отдельным приложением к проекту ДС приводить копии свидетельств об аттестации.

При представлении данных о фактических или проектных значениях активности годовых сбросов радионуклидов рекомендуется указывать, для каких источников радионуклидный состав принимается на основе проектных данных.

В случае если фактическое значение активности сброса радионуклида получено с использованием НПР объемной активности радионуклидов, характеризующих штатные методики (в том числе расчетные) и средства, используемые для определения указанной активности в сбросе, или характеризующих методики и средства, используемые для прецизионного (например, лабораторного) определения указанной активности*, данный факт рекомендуется указать при представлении данных.

Сведения в части, касающейся технических характеристик источников сбросов и радионуклидного состава сбросов, рекомендуется

* Применительно к средствам измерения и методикам выполнения измерений данная характеристика представляет собой нижнюю границу диапазона измерений.

представлять в виде и объеме, указанных в таблицах № 1, 2 настоящего приложения.

Таблица № 1

Рекомендуемый вид и объем представления данных о технических характеристиках источников сбросов

Источник сбросов	Наименование водного объекта – приемника сброса	Объем отводимых сточных вод, м ³ /год	Объем сточных вод, проходящих очистку, м ³ /год	Проектная мощность очистных сооружений, м ³ /год	Категория сточных вод (производственные, ливневые, дренажные, фильтрационные)
Источник 1					
Источник 2					
...					
Источник <i>i</i>					

Таблица № 2

Рекомендуемый вид представления данных о радионуклидном составе сбросов

Источник сбросов	Наименование водного объекта – приемника сброса	Сброс радионуклида, Бк/год			
		Радионуклид 1	Радионуклид 2	...	Радионуклид <i>r</i>
Источник 1					
Источник 2					
...					
Источник <i>i</i>					

Раздел 3 «Характеристика местных условий формирования дозовых нагрузок на население»

В разделе рекомендуется приводить:

исходные гидрологические, демографические и радиоэкологические параметры, характеризующие в целом местные условия формирования дозовых нагрузок на население;

описание выбранных для обоснования нормативов расчетных методов определения среднегодовых факторов разбавления для водных систем – приемников радиоактивных сбросов;

описание расчетных методов для определения величин максимальных удельных активностей (далее – МУА) радионуклидов, сбрасываемых в водную систему, для всех потенциально возможных путей облучения населения;

результаты расчетов среднегодовых факторов разбавления для каждого источника сбросов и для критических участков водной системы, связанной с приемником сбросов;

результаты расчета МУА.

В случае если в составе водной системы – приемника сбросов присутствует водный объект, являющийся однородным потоком, примерами которого являются река и ручей, рекомендуется приводить для него следующие гидрологические параметры:

минимальный за последние тридцать лет расход воды в водотоке (без учета вклада сбросных устройств);

глубину водотока, соответствующую минимальному за последние тридцать лет расходу воды в нем;

ширину водотока, соответствующую минимальному за последние тридцать лет расходу воды в нем;

скорость водотока, соответствующую минимальному за последние тридцать лет расходу воды;

коэффициент турбулентной дисперсии в поперечном к течению направлении;

расстояние по нормали от береговой линии до сбросного устройства;

гидравлический уклон.

В случае если в составе водной системы – приемника сбросов присутствует водный объект, являющийся однородным водоемом, примерами которого являются небольшое озеро, пруд, небольшое водохранилище или обводненный карьер, рекомендуется приводить для него следующие гидрологические параметры:

минимальная за последние 30 лет проточность водоема;

годовой фильтрационный расход водоема;

безвозвратные потери на технические нужды;
годовое испарение воды из водоема;
объем водоема, соответствующий значению минимальной за последние 30 лет проточности водоема.

В случае если в составе водной системы – приемника сбросов присутствует водный объект, являющийся большим водоемом, примерами которого являются большое озеро, большое водохранилище, море, залив или его часть, рекомендуется приводить для него следующие гидрологические параметры:

скорость прибрежного течения в месте расположения источника сбросов;

глубина водоема в области точки сброса;

расстояние от береговой линии до точки сброса по нормали к береговой линии.

В случае если организация осуществляет сбросы в несколько различных водных объектов в рамках одной водной системы, в разделе «Характеристика местных условий формирования дозовых нагрузок на население» рекомендуется привести подробные сведения о гидрологической связи данных водных объектов друг с другом, а также с водными объектами, в которые непосредственный сброс не осуществляется. В указанные сведения рекомендуется включать годовые объемы притока воды из одного водного объекта в другой. Данные сведения рекомендуется приводить как в случае наличия естественной гидрологической связи между водными объектами, так и при наличии гидрологической связи, созданной искусственно.

В качестве исходных демографических параметров, характеризующих местные условия формирования дозовых нагрузок на население, рекомендуется приводить:

сведения о близлежащих к организации, для которой разработан проект ДС, населенных пунктах, население которых является водопользователями водного объекта, и о численности населения, проживающего в данных населенных пунктах;

сведения о видах водопользования, осуществляемых местным населением, и значения времени (в долях года), затрачиваемого местным населением на различные виды водопользования.

В качестве радиоэкологических параметров, характеризующих местные условия формирования дозовых нагрузок на население, в данном разделе рекомендуется представлять следующую информацию:

годовые потребления различных продуктов питания (или групп продуктов питания, например, «овощи», «мясо», «молоко», «рыба») лицами тех возрастных групп, которые, согласно действующим нормам

радиационной безопасности, являются критическими для сбрасываемых организацией радионуклидов, кг/год;

доли продуктов (или групп продуктов) питания, произведенных в районе размещения организации, осуществляющей сбросы радиоактивных веществ, в годовом потреблении данного продукта (или группы продуктов) питания;

значения коэффициентов межфазного распределения между водой и донными отложениями и коэффициентов межфазного распределения между водой и пойменной почвой для радионуклидов, присутствующих в сбросах организации;

значения коэффициентов накопления радионуклидов в рыбе;

значения коэффициентов перехода радионуклидов от воды по пищевым цепочкам в плодовоовощные культуры, молоко и мясо домашнего скота;

значения коэффициентов перехода радионуклидов из воды, используемой для полива, через почву в воздух за счет вторичного ветрового подъема пыли и за счет подъема пыли в результате пахоты.

В случае если значения указанных выше коэффициентов определяются расчетным путем, рекомендуется также приводить значения всех исходных величин, используемых для их определения.

При описании методологии расчета среднегодовых факторов разбавления для водной системы в разделе рекомендуется привести информацию о том, каким образом учитывались:

изменение концентрации каждого из сбрасываемых радионуклидов в воде водного объекта, начиная от момента сброса из сбросного устройства и заканчивая моментом достижения участков, на которых осуществляется водопользование;

водообмен между различными водными объектами, как непосредственно являющимися приемниками сбросов, так и теми, в которые непосредственный сброс не осуществляется;

гидрологические параметры водных объектов, входящих в состав водной системы, являющейся приемником сбросов организации.

При описании методологии расчета МУА рекомендуется привести информацию о том, каким образом учитываются потенциально возможные пути облучения населения, а также приводить развернутое описание всех исходных данных, используемых в расчетах.

Рекомендуемые виды представления результатов расчетов среднегодового фактора разбавления и МУА приведены в таблицах № 3, 4 настоящего приложения.

Таблица № 3

Рекомендуемый вид представления результатов расчета среднегодового фактора разбавления на критических участках водной системы

Радионуклид / Критический участок водной системы	Фактор разбавления Φ , год/м ³			
	Критический участок 1	Критический участок 2	...	Критический участок l
Радионуклид 1				
Радионуклид 2				
...				
Радионуклид r				

Таблица № 4

Рекомендуемый вид представления результатов расчета максимальных удельных активностей радионуклидов в воде водного объекта для потенциально возможных путей облучения

Радионуклид / Путь облучения населения	МУА, Бк/м ³			
	Путь облучения 1	Путь облучения 2	...	Путь облучения j
Радионуклид 1				
Радионуклид 2				
...				
Радионуклид r				

Раздел 4 «Определение источников сбросов и радионуклидов, для которых устанавливаются нормативы»

В разделе рекомендуется приводить:

описание критериев, на основании которых производится отбор источников сбросов и радионуклидов, для которых должны устанавливаться нормативы;

описание расчетных методов, используемых при определении источников сбросов и радионуклидов, для которых рассчитаны нормативы;

описание всех исходных данных (с указанием их количественных значений), принятых в расчетах;

результаты определения источников сбросов и радионуклидов, для которых должны устанавливаться нормативы (далее – нормируемые источники сбросов и нормируемые радионуклиды).

Также в разделе рекомендуется указать источники сбросов, по которым перечень нормируемых радионуклидов изменился по сравнению с действующим разрешением на сбросы. При этом для каждого такого источника рекомендуется указать отдельно радионуклиды, которые добавлены в перечень нормируемых радионуклидов, и радионуклиды, которые ранее входили в перечень нормируемых радионуклидов, но из проекта ДС исключены. Рекомендуется указывать причины исключения радионуклида из перечня нормируемых радионуклидов (изменения водной системы, характеристик водопользования, модернизация или создание дополнительных гидротехнических сооружений; изменения в деятельности организации, приводящие к изменению расходов радиоактивных сточных вод из источников сбросов, объемных активностей радионуклидов в радиоактивных сточных водах и (или) к изменению радионуклидного состава).

Рекомендуемый вид представления результатов расчета годовой эффективной дозы без учета рассеивания, создаваемой отдельными источниками сбросов организации, на основании которых определяются нормируемые источники сбросов, представлен в таблице № 5 настоящего приложения.

Рекомендуемый вид представления результатов оценки вкладов отдельных радионуклидов в годовую эффективную дозу, рассчитанную с учетом рассеивания, на основании которых определяется перечень нормируемых радионуклидов, представлен в таблице № 6 настоящего приложения.

Таблица № 5

Рекомендуемый вид представления результатов расчета годовой эффективной дозы без учета рассеивания, создаваемой отдельными источниками сбросов организации, на основании которых определяются нормируемые источники сбросов

Источник сбросов	Годовая эффективная доза без учета рассеивания $D_{б.р.}$, Зв/год					Необходимость нормирования (есть/отсутствует)
	Путь облучения 1	Путь облучения 2	...	Путь облучения l	С учетом всех путей облучения	
Источник 1						
Источник 2						
...						
Источник i						

Таблица № 6

Рекомендуемый вид представления результатов оценки вкладов отдельных радионуклидов в годовую эффективную дозу, рассчитанную с учетом рассеивания, на основании которых определяется перечень нормируемых радионуклидов

Источник сбросов	Радионуклид	Годовая эффективная доза D , Зв/год					Вклад в суммарную дозу, % (в порядке убывания)	Необходимость нормирования (есть/отсутствует)
		Путь облучения 1	Путь облучения 2	...	Путь облучения l	С учетом всех путей облучения		
Источник 1	Радионуклид 1							
	Радионуклид 2							
	...							
	Радионуклид r							

Источник сбросов	Радионуклид	Годовая эффективная доза D , Зв/год					Вклад в суммарную дозу, % (в порядке убывания)	Необходимость нормирования (есть/отсутствует)
		Путь облучения 1	Путь облучения 2	..	Путь облучения l	С учетом всех путей облучения		
Источник 2	Радионуклид 1							
	Радионуклид 2							
	..							
	Радионуклид r							
..	..							
Источник i	Радионуклид 1							
	Радионуклид 2							
	..							
	Радионуклид r							

Раздел 5 «Метод расчета нормативов допустимых сбросов и используемые нормативные ограничения»

В разделе рекомендуется приводить:

описание нормативных ограничений, исходя из соблюдения которых рассчитаны нормативы ДС: не превышение дозовой квоты, не превышение допустимого содержания радионуклидов в донных отложениях, ограничения по объемной активности радионуклидов в сбросной воде, ограничения по содержанию радионуклидов в питьевой воде (в случае если вода водной системы – приемника сбросов используется местным населением для целей питьевого водоснабжения);

соотношения, используемые для расчета нормативов ДС.

При описании методологии нормативов ДС рекомендуется привести информацию о том, каким образом при их определении учитывались рассчитанные значения среднегодового фактора разбавления на различных критических участках водной системы – приемника сбросов и МУА радионуклидов.

Раздел 6 «Результаты расчета нормативов допустимых сбросов»

В разделе рекомендуется приводить:

результаты расчета величин $ДС_{доз}$, $ДС_{до}$, $ДС_{оа}$, $ДС_{пв}$, рассчитанные исходя из условий выполнения каждого из условий, определенных пунктом 10 Методики разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей, утвержденной приказом Ростехнадзора от 22 декабря 2016 г. № 551 (зарегистрирован Минюстом России 15 февраля 2017 г., регистрационный № 45652);

итоговые значения предлагаемых к установлению нормативов ДС, обеспечивающие одновременное выполнение всех вышеперечисленных условий.

Рекомендуемый вид представления результатов расчета нормативов ДС приведен в таблице № 7 настоящего приложения.

Таблица № 7

Рекомендуемый вид представления результатов расчета нормативов допустимых сбросов

Источник сбросов	Радионуклид	$ДС_{доз}$, Бк/год	$ДС_{до}$, Бк/год	$ДС_{оа}$, Бк/год	$ДС_{пв}$, Бк/год	ДС, Бк/год
Источник 1	Радионуклид 1					
	Радионуклид 2					
	...					
	Радионуклид r					
Источник 2	Радионуклид 1					
	Радионуклид 2					
	...					
	Радионуклид r					
...	...					
Источник 3	Радионуклид 1					
	Радионуклид 2					
	...					
	Радионуклид r					

Приложение «Перечень и количество радиоактивных веществ, предлагаемых для разрешения на сбросы в водные объекты»

Приложением к проекту ДС рекомендуется приводить перечень и количество предлагаемых для разрешения на сбросы в водные объекты радиоактивных веществ, оформленный в соответствии с формой, представленной в приложении № 1 к Административному регламенту Ростехнадзора.

Также рекомендуется привести соотношение для проверки соблюдения нормативов ДС в соответствии с положениями руководства по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по методам и средствам контроля за сбросами радиоактивных веществ в водные объекты» (РБ-005-21), утвержденного приказом Ростехнадзора от 16 февраля 2021 г. № 62.

ПРИЛОЖЕНИЕ № 3

к руководству по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по содержанию документов, обосновывающих нормативы предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух и нормативы допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты», утвержденному приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 23 сентября 2021 г. № 326

Рекомендации по содержанию разделов документов по инвентаризации выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух

Введение

В разделе рекомендуется приводить:
сведения о разработчике документа: полное наименование, организационно-правовая форма, адрес местонахождения;
перечень нормативных, методических и иных документов, в соответствии с которыми выполнена разработка документа.

Раздел 1 «Общие сведения об организации и ее деятельности»

В разделе рекомендуется приводить:
сведения об организации, для которой выполнена инвентаризация выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух: полное наименование, организационно-правовая форма, адрес местонахождения;
общие сведения о видах осуществляемой деятельности;
информацию о размещении промплощадки в виде карты, схемы или текстового описания;
информацию о границах СЗЗ и ЗН (при их наличии) в виде карт, схем или текстового описания.

Раздел 2 «Характеристика организации как источника выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух»

В разделе рекомендуется приводить:

описание технологических процессов, приводящих к образованию выбросов радиоактивных веществ в атмосферу (в том числе для новых источников выбросов, планируемых к вводу в эксплуатацию), и описание связанных с данными процессами источников выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух, посредством которых обосновывается качественный и количественный радионуклидный состав, а также иные характеристики выбросов;

технические характеристики существующих источников выбросов, а также планируемых к вводу в эксплуатацию источников (в случае их наличия);

информацию о расположении источников выбросов на промплощадке (включая места расположения планируемых к вводу в эксплуатацию источников при их наличии) в виде карты или схемы;

описание используемых методик определения активности годовых выбросов;

данные по значениям активности годовых выбросов за последние семь лет, полученные по результатам применения штатных средств контроля выбросов (для действующих источников выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух);

фактическую активность годовых выбросов радионуклидов по результатам инвентаризации или проектные значения, в том числе для планируемых к вводу в эксплуатацию источников (в случае их наличия).

В описании технологических процессов, приводящих к выбросам радиоактивных веществ в атмосферный воздух, рекомендуется приводить информацию о процессах перемещения выбрасываемых радионуклидов в технологическом оборудовании и средах, начиная от момента их образования в источниках выделения до момента поступления в атмосферный воздух. При этом рекомендуется описывать изменения химической и физической формы перемещаемых радиоактивных веществ, параметры процессов улавливания и обезвреживания (коэффициенты очистки на фильтрах и время удержания), которым подвергаются радиоактивные вещества.

В описании рекомендуется помещать информацию таким образом, чтобы каждому источнику выброса соответствовала обособленная структурная единица текста, в которой описаны все технологические процессы, приводящие к выбросу, при этом рекомендуется привести описание связи с источниками выделения радиоактивных веществ

для каждой вентиляционной системы, которая связана с рассматриваемым источником выброса. В случае если разные источники выброса имеют сложную совместную конфигурацию, например «труба в трубе», данный факт также рекомендуется отразить в описании.

Технические характеристики существующих и планируемых к вводу в эксплуатацию источников выбросов рекомендуется приводить в соответствии с видом, представленным в таблице № 1 приложения № 1 к настоящему Руководству по безопасности.

При описании методик (методов) определения активности годовых выбросов радионуклидов, в случае их непрямого измерения, рекомендуется приводить (рекомендуемый вид представления описания указан в таблице № 1 настоящего приложения): номер методики (метода) измерений в реестре аттестованных методик (методов) измерений, номер свидетельства об аттестации методики и дату его выдачи, перечень измеряемых величин, диапазон (диапазоны) измерения активности с указанием соответствующей ему (им) погрешности. При наличии указанной информации в свидетельствах об аттестации использованных методик (методов) измерений, вместо включения данной информации в раздел рекомендуется отдельным приложением к документу приводить копии свидетельств об аттестации.

В случае если для определения активности годовых выбросов радиоактивных веществ применялись расчетные методики, использующие в качестве исходных данных, например, результаты измерения объемной активности радионуклидов в выбрасываемом воздухе, расходы выбрасываемого воздуха и т. д., рекомендуется представлять информацию о таких методиках в виде, указанном в таблице № 2 настоящего приложения.

Сведения о фактических или проектных значениях активности годовых выбросов радионуклидов по результатам инвентаризации рекомендуется приводить в соответствии с видами представления этих данных, указанными в таблицах № 2–4 приложения № 1 к настоящему Руководству по безопасности.

В случае если для определения радионуклидного состава выбросов использовались нештатные средства измерений, сведения о них рекомендуется приводить в виде, указанном в таблице № 3 настоящего приложения.

Таблица № 1

Рекомендуемый вид представления описания методик (методов) определения активности годовых выбросов радионуклидов в случае их непрямого измерения

Источник	Радионуклид	Номер свидетельства об аттестации методики и дата его выдачи	Номер методики (метода) измерений в реестре аттестованных методик (методов) измерений	Перечень измеряемых величин	Наименование средства измерения	Диапазон (диапазоны) измерения активности и соответствующая ему (им) погрешность
Источник 1	Радионуклид 1					

	Радионуклид r					
Источник 2	Радионуклид 1					
	...					
	Радионуклид r					
..
Источник i	Радионуклид 1					

	Радионуклид r					

Примечание. Под непрямыми измерениями понимается измерение расходов газоаэрозольной смеси, выбрасываемой из венттрубы, и объемных активностей радионуклидов в венттрубе.

Таблица № 2

Рекомендуемый вид представления описания расчетных методик определения активности годовых выбросов радионуклидов

Источник	Радионуклид	Наименование расчетной методики, сведения об ее утверждении и согласовании	Сведения о включении методики в «Перечень методик расчета выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух» (включена/не включена)	Соотношение, используемое для расчета активности годового выброса радионуклида, с расшифровкой всех используемых для расчета измеренных параметров
Источник 1	Радионуклид 1			

	Радионуклид r			
Источник 2	Радионуклид 1			

	Радионуклид r			
::
Источник i	Радионуклид 1			
	...			
	Радионуклид r			

Таблица № 3

Рекомендуемый вид представления результатов измерений проб выбрасываемой среды, содержащей радионуклиды

№ пробы	Дата и время начала и окончания отбора пробы	Материал среды или емкость, используемая для накопления пробы*	Отобранный объем среды	Радионуклид	Удельная (объемная)	Нижняя граница
источник 1						
проба 1				радионуклид 1		
			
				радионуклид r		
...
проба p				радионуклид 1		
			
				радионуклид r		
...
источник i						
проба 1				радионуклид 1		
			
				радионуклид r		
...
проба p				радионуклид 1		
			
				радионуклид r		

* Рекомендуется указывать наименование пробоотборного фильтра (например, АФА СИ-20) или среды (например, жидкий сцинтиллятор ВС-501А), а также сведения о материале (например, силикагель). Для инертных радиоактивных газов рекомендуется указывать наименование пробоотборной емкости и ее объем.

Раздел 3 «Мониторинг окружающей среды»

В разделе рекомендуется приводить:
сведения о подразделениях, ответственных за проведение мониторинга окружающей среды;

перечень компонентов окружающей среды, являющихся объектами мониторинга;

информацию о районе размещения организации, осуществляющей выбросы радиоактивных веществ, включая сведения о местах отбора проб компонентов окружающей среды, а также о расположении ближайшей жилой застройки, зон с особыми условиями использования земельных участков, в том числе мест размещения объектов образовательного и медицинского назначения, спортивных сооружений открытого типа, организованных для детей и их оздоровления, зон рекреационного назначения и для ведения дачного хозяйства и садоводства;

описание характеристик измерительной аппаратуры, используемой для определения содержания радионуклидов в компонентах окружающей среды, в том числе диапазоны измерений;

результаты мониторинга окружающей среды по отдельным объектам мониторинга за каждый год, прошедший с момента выдачи действующего на момент разработки документа по инвентаризации выбросов разрешения на выбросы;

сведения об уровне фонового загрязнения местности техногенными радионуклидами.

Рекомендуется приводить следующие результаты мониторинга компонентов окружающей среды:

содержание радионуклидов в приземном слое атмосферного воздуха, в атмосферных выпадениях и в почве, а также мощность дозы (рекомендуемый вид представления этих данных указан в таблице № 4 настоящего приложения);

содержание радионуклидов в растительности;

содержание радионуклидов в пищевых продуктах местного сельскохозяйственного производства.

Таблица № 4

Рекомендуемый вид представления результатов мониторинга окружающей среды

Наименование поста (точки) мониторинга (координаты поста в системе координат, начало которой находится в точке местности района размещения осуществляющей выбросы радиоактивных веществ)	Объемная активность в приземном слое атмосферы, Бк/м ³				Содержание в атмосферных выпадениях, Бк/(м ² ·сут)				Удельная активность в почве, Бк/кг				Мощность дозы γ -излучения, мкЗв/ч			
	Среднегодовая		Максимальная		Среднегодовая		Максимальное		Среднегодовая		Максимальная		Средняя за год	Максимальная		
	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2		
Пост (точка) 1 (координаты)
Пост (точка) 2 (координаты)
Пост (точка) 3 (координаты)
Пост (точка) 4 (координаты)
Пост (точка) 5 (координаты)
Пост (точка) 6 (координаты)
Пост (точка) 7 (координаты)

* Включая пост (точку) контроля фона.

Раздел 4 «Прогнозные расчеты годовых эффективных доз облучения населения, обусловленных воздействием выбросов планируемых к вводу в эксплуатацию новых источников»

В разделе рекомендуется приводить:

описание методов оценки прогнозируемых доз облучения населения за счет ввода в эксплуатацию новых источников выбросов;
результаты оценки прогнозируемых доз.

При описании методов оценки прогнозируемых доз облучения населения для каждого планируемого к вводу в эксплуатацию источника выбросов рекомендуется представлять в качестве исходных данных значения метеорологических, демографических, радиоэкологических и иных параметров в объеме рекомендаций к содержанию раздела 3 «Характеристика местных условий формирования дозовых нагрузок на население» проекта ПДВ, приведенных в приложении № 1 к настоящему Руководству по безопасности.

Также при описании методов оценки прогнозируемых доз облучения населения для каждого планируемого к вводу в эксплуатацию источника выбросов рекомендуется представлять результаты расчета среднегодовых приземных метеорологических факторов разбавления, среднегодовых приземных метеорологических факторов сухого осаждения и влажного выведения в объеме рекомендаций к содержанию раздела 3 «Характеристика местных условий формирования дозовых нагрузок на население» проекта ПДВ, приведенных в приложении № 1 к настоящему Руководству по безопасности.

При представлении результатов оценки прогнозируемых доз облучения населения за счет ввода в эксплуатацию новых источников выбросов рекомендуется приводить графическое отображение распределения доз на местности (примеры такого отображения представлены на рисунках 2 и 3 приложения № 1 к настоящему Руководству по безопасности) в совокупности с результатами оценки максимальных значений годовых эффективных доз, рекомендуемый вид представления которых представлен в таблице № 5 настоящего приложения.

Таблица № 5

Рекомендуемый вид представления результатов оценки годовой эффективной дозы, создаваемой планируемыми к вводу в эксплуатацию источниками выбросов

Инвентаризационный номер источника	Радионуклид	Активность выброса, Бк/год	Годовая эффективная доза облучения от облака, Зв/год	Годовая эффективная доза облучения от выпадений на поверхность земли, Зв/год	Годовая эффективная доза облучения за счет ингаляции, Зв/год	Годовая эффективная доза облучения за счет потребления местной сельскохозяйственной продукции, Зв/год	Полная годовая эффективная доза с учетом всех путей облучения, Зв/год	Вклад отдельных радионуклидов, %
Источник 1	Радионуклид 1							
	Радионуклид 2							
	...							
	Радионуклид r							
Координаты максимального значения годовой эффективной дозы облучения населения, создаваемой источником, в системе координат, начало которой находится в точке местности района размещения организации, осуществляющей выбросы радиоактивных веществ:								
..
Источник i	Радионуклид 1							
	Радионуклид 2							
	...							

Инвентаризационный номер источника	Радионуклид	Активность выброса, Бк/год	Годовая эффективная доза облучения от облака, Зв/год	Годовая эффективная доза облучения от выпадений на поверхность земли, Зв/год	Годовая эффективная доза облучения за счет ингаляции, Зв/год	Годовая эффективная доза облучения за счет потребления местной сельскохозяйственной продукции, Зв/год	Полная годовая эффективная доза с учетом всех путей облучения, Зв/год	Вклад отдельных радионуклидов, %
	Радионуклид <i>r</i>							
<p>Координаты максимального значения годовой эффективной дозы облучения населения, создаваемой источником, в системе координат, начало которой находится в точке местности района размещения организации, осуществляющей выбросы радиоактивных веществ:</p>								

Примечание. Таблицу аналогичного вида рекомендуется приводить для годовых эквивалентных доз облучения органов и тканей с учетом путей облучения, характерных для воздействия на тот или иной орган или ткань.

ПРИЛОЖЕНИЕ № 4

к руководству по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по содержанию документов, обосновывающих нормативы предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух и нормативы допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты», утвержденному приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 23 сентября 2021 г. № 326

Рекомендации по содержанию разделов документов по инвентаризации сбросов радиоактивных веществ в водные объекты

Введение

В разделе рекомендуется приводить:
сведения о разработчике документа: полное наименование, организационно-правовая форма, адрес местонахождения;
перечень нормативных, методических и иных документов, в соответствии с которыми выполнена разработка документа.

Раздел 1 «Общие сведения об организации и ее деятельности»

В разделе рекомендуется приводить:
сведения об организации, для которой выполнена инвентаризация сбросов радиоактивных веществ в водные объекты: полное наименование, организационно-правовая форма, адрес местонахождения;
общие сведения о видах осуществляемой деятельности;
информацию о размещении промплощадки в виде карты, схемы или текстового описания;
информацию о границах СЗЗ и ЗН (при их наличии) в виде карт, схем или текстового описания.

Раздел 2 «Характеристика организации как источника сбросов радиоактивных веществ в водные объекты»

В разделе рекомендуется приводить:

описание технологических процессов, приводящих к образованию сбросов радиоактивных веществ в водные объекты (в том числе для новых источников сбросов, планируемых к вводу в эксплуатацию), и описание связанных с данными процессами источников сбросов радиоактивных веществ в водные объекты, посредством которых обосновывается качественный и количественный радионуклидный состав, а также иные характеристики сбросов;

технические характеристики существующих источников сбросов, а также планируемых к вводу в эксплуатацию источников (в случае их наличия);

информацию о расположении источников сбросов на промплощадке (включая места расположения планируемых к вводу в эксплуатацию источников при их наличии) в виде карты или схемы;

описание используемых методик определения активности годовых сбросов;

данные по значениям активности годовых сбросов за последние семь лет, полученные по результатам применения штатных средств контроля сбросов (для действующих источников сбросов);

фактическую активность годовых сбросов радионуклидов по результатам инвентаризации или проектные значения, в том числе для планируемых к вводу в эксплуатацию источников (в случае их наличия).

В описании технологических процессов, приводящих к сбросам радиоактивных веществ в водные объекты, рекомендуется приводить информацию о процессах перемещения сбрасываемых радионуклидов в технологическом оборудовании и средах, начиная от момента их первичного включения в состав перемещаемых радиоактивных веществ в источниках выделения до момента поступления в водный объект. При этом описываются изменения химической и физической форм перемещаемых радиоактивных веществ, параметры процессов очистки и обезвреживания (коэффициенты очистки на фильтрах, время удержания и другие), которым подвергаются радиоактивные вещества.

Описание рекомендуется формировать таким образом, чтобы каждому источнику сбросов соответствовала обособленная структурная единица текста, в которой описаны все технологические процессы, приводящие к сбросу через данный источник сбросов. Рекомендуется описать связь каждого трубопровода, связанного с рассматриваемым источником сбросов, с источниками выделения радиоактивных веществ.

В случае если разные источники сбросов имеют сложную конфигурацию, в том числе совместную, данный факт также рекомендуется отразить в описании.

Технические характеристики существующих и планируемых к вводу в эксплуатацию источников сбросов рекомендуется приводить в соответствии с формой, представленной в таблице № 1 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности.

При описании методик (методов) определения активности годовых сбросов радионуклидов, в случае их непрямого измерения, рекомендуется приводить (рекомендуемый вид представления описания указан в таблице № 1 настоящего приложения): номер методики (метода) измерений в реестре аттестованных методик (методов) измерений, номер свидетельства об аттестации методики и дату его выдачи, перечень измеряемых величин, диапазон (диапазоны) измерения активностей с указанием соответствующей ему (им) погрешности. При наличии указанной информации в свидетельствах об аттестации использованных методик (методов) измерений, вместо включения данной информации в раздел рекомендуется отдельным приложением к документу приводить копии свидетельств об аттестации.

В случае если для определения активности годовых сбросов радиоактивных веществ применялись расчетные методики, использующие в качестве исходных данных, например, результаты измерения объемных активностей радионуклидов в сбрасываемой среде, расходы сбрасываемой среды и т. д., рекомендуется представлять информацию о таких методиках в виде, указанном в таблице № 2 настоящего приложения.

Сведения о качественном и количественном радионуклидном составе сбросов рекомендуется приводить в соответствии с видом, указанным в таблице № 2 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности.

В случае если для определения радионуклидного состава сбросов использовались нестандартные средства измерений, сведения о них рекомендуется приводить в виде, указанном в таблице № 3 настоящего приложения.

Таблица № 1

Рекомендуемый вид представления описания методик (методов) определения активности годовых сбросов радионуклидов в случае их непрямого измерения

Источник	Радионуклид	Номер свидетельства об аттестации методики и дата его выдачи	Номер методики (метода) измерений в реестре аттестованных методик (методов) измерений	Перечень измеряемых величин	Наименование средства измерения	Диапазон (диапазоны) измерения активности и соответствующая ему (им) погрешность
Источник 1	Радионуклид 1					

	Радионуклид r					
Источник 2	Радионуклид 1					
	...					
	Радионуклид r					
...
Источник i	Радионуклид 1					

	Радионуклид r					

Примечание. Под непрямыми измерениями понимается измерение расходов сбрасываемой среды и объемных активностей радионуклидов на выходе из сбросного устройства.

Таблица № 2

Рекомендуемый вид представления описания расчетных методик определения активности годовых сбросов радионуклидов

Источник	Радионуклид	Наименование расчетной методики, сведения о ее утверждении и согласовании	Соотношение, используемое для расчета активности годового сброса радионуклида, с расшифровкой всех используемых для расчета измеренных параметров
Источник 1	Радионуклид 1		

	Радионуклид r		
Источник 2	Радионуклид 1		

	Радионуклид r		
::
Источник i	Радионуклид 1		
	...		
	Радионуклид r		

Таблица № 3

Рекомендуемый вид представления результатов измерений проб сбрасываемой среды, содержащей радионуклиды

№ пробы	Дата и время начала и окончания отбора пробы	Материал среды или емкость, используемая для накопления пробы*	Отобранный объем среды	Радионуклид	Удельная (объемная) активность с указанием	Нижняя граница
источник 1						
проба 1				радионуклид 1		
			
				радионуклид r		
...
проба p				радионуклид 1		
			
				радионуклид r		
...						
...
источник i						
проба 1				радионуклид 1		
			
				радионуклид r		
...
проба p				радионуклид 1		
			
				радионуклид r		

* Рекомендуется указывать наименование пробоотборного фильтра или среды, а также сведения о материале.

Раздел 3 «Мониторинг окружающей среды»

В разделе рекомендуется приводить:
сведения о подразделениях, ответственных за проведение мониторинга окружающей среды;

перечень компонентов окружающей среды, являющихся объектами мониторинга;

информацию о районе размещения организации, осуществляющей сбросы радиоактивных веществ, включая сведения о местах отбора проб компонентов окружающей среды, а также о расположении ближайшей жилой застройки, зон с особыми условиями использования земельных участков, в том числе мест размещения объектов образовательного и медицинского назначения, спортивных сооружений открытого типа, организованных для детей и их оздоровления, зон рекреационного назначения и для ведения дачного хозяйства и садоводства;

описание характеристик измерительной аппаратуры, используемой для определения содержания радионуклидов в компонентах окружающей среды, в том числе диапазоны измерений;

результаты мониторинга окружающей среды по отдельным объектам мониторинга за каждый год, прошедший с момента выдачи действующего на момент разработки документа по инвентаризации сбросов разрешения на сбросы;

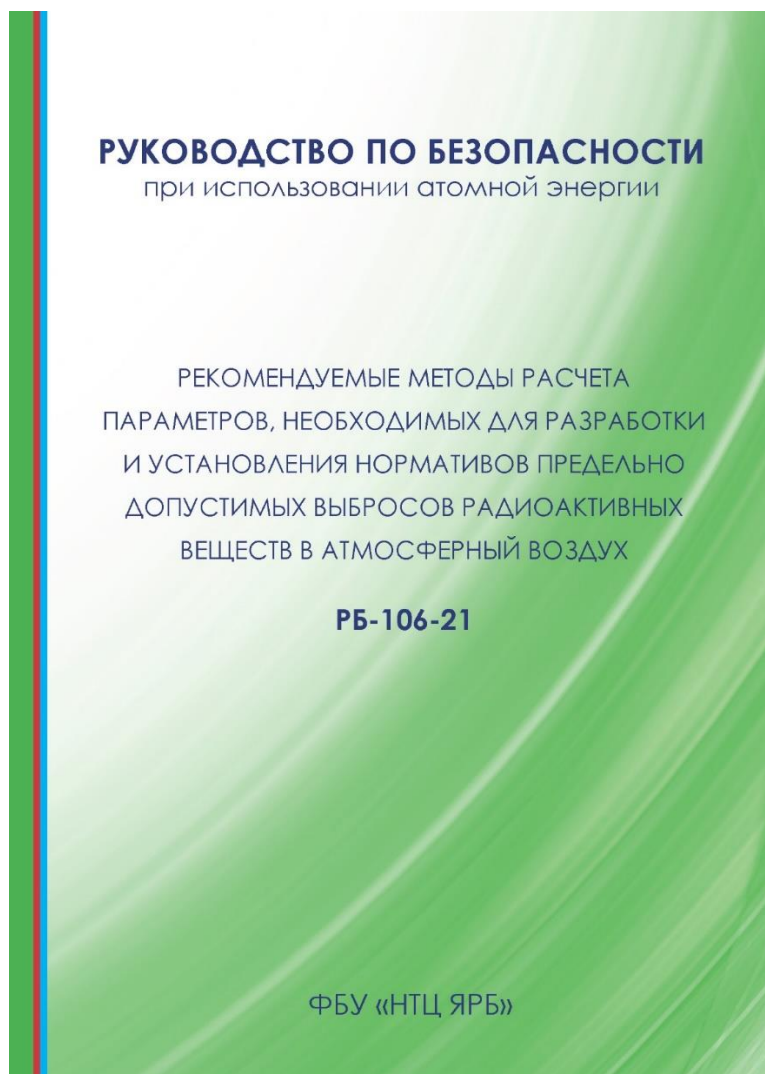
сведения об уровне фонового загрязнения местности техногенными радионуклидами.

Рекомендуется приводить следующие результаты мониторинга компонентов окружающей среды:

- содержание радионуклидов в донных отложениях водоемов;
 - содержание радионуклидов в тканях рыбы;
 - содержание радионуклидов в источниках водоснабжения;
 - содержание радионуклидов в воде водных объектов.
-

Приложение К
Руководство по безопасности при использовании атомной энергии
«Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для
разработки и установления нормативов предельно допустимых
выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух»
(РБ-106-21)

утверждено приказом Федеральной службы по экологическому,
технологическому и атомному надзору от 30.08.2021 № 288



Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух»

Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, Москва, 2021

Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух» (далее – Руководство по безопасности) разработано в соответствии со статьей 6 Федерального закона от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» в целях содействия соблюдению требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 17 декабря 2015 г. № 522 (зарегистрирован Минюстом России 2 февраля 2016 г., регистрационный № 40939), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла» (НП-016-05), утвержденных постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 2 декабря 2005 г. № 11 (зарегистрировано Минюстом России 1 февраля 2006 г., регистрационный № 7433), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок» (НП-033-11), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 30 июня 2011 г. № 348 (зарегистрирован Минюстом России 29 августа 2011 г., регистрационный № 21700), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности судов и других плавсредств с ядерными реакторами» (НП-022-17), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 4 сентября 2017 г. № 351 (зарегистрирован Минюстом России 27 сентября 2017 г., регистрационный № 48344), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности радиационных источников» (НП-038-16), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 28 сентября 2016 г. № 405 (зарегистрирован Минюстом России 24 октября 2016 г., регистрационный № 44120),

и федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения» (НП-058-14), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 5 августа 2014 г. № 347 (зарегистрирован Минюстом России 14 ноября 2014 г., регистрационный № 34701).

Настоящее Руководство по безопасности содержит рекомендуемые Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух.

Руководство по безопасности распространяется на объекты использования атомной энергии, осуществляющие выбросы радиоактивных веществ в атмосферный воздух.

Настоящее Руководство по безопасности предназначено для применения организациями, осуществляющими разработку проектов нормативов выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух, а также организациями, осуществляющими экспертизу указанных проектов.

Выпускается взамен¹ РБ-106-15 «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух», утвержденного приказом Ростехнадзора от 11 ноября 2015 г. № 458.

¹ Руководство по безопасности разработано коллективом авторов в составе: А. В. Курындин, А. С. Шаповалов, Н. Б. Тимофеев (ФБУ «НТЦ ЯРБ»).

I. Общие положения

1. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух» (РБ-106-21) (далее – Руководство по безопасности) разработано в соответствии со статьей 6 Федерального закона от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» в целях содействия соблюдению требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 17 декабря 2015 г. № 522 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 2 февраля 2016 г., регистрационный № 40939), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла» (НП-016-05), утвержденных постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 2 декабря 2005 г. № 11 (зарегистрировано Министерством юстиции Российской Федерации 1 февраля 2006 г., регистрационный № 7433), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок» (НП-033-11), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 30 июня 2011 г. № 348 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 29 августа 2011 г., регистрационный № 21700), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности судов и других плавсредств с ядерными реакторами» (НП-022-17), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 4 сентября 2017 г. № 351 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 27 сентября 2017 г., регистрационный № 48344), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности радиационных источников» (НП-038-16), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 28 сентября 2016 г. № 405 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 24 октября 2016 г., регистрационный № 44120), и федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения» (НП-058-14), утвержденных приказом Федеральной службы

по экологическому, технологическому и атомному надзору от 5 августа 2014 г. № 347 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 14 ноября 2014 г., регистрационный № 34701).

2. Настоящее Руководство по безопасности содержит рекомендуемые Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух.

3. Настоящее Руководство по безопасности распространяется на объекты использования атомной энергии, осуществляющие выбросы радиоактивных веществ в атмосферный воздух.

4. Настоящее Руководство по безопасности предназначено для применения организациями, осуществляющими разработку проектов нормативов выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух, а также организациями, осуществляющими экспертизу указанных проектов.

5. Требования федеральных норм и правил в области использования атомной энергии могут быть выполнены с использованием иных способов, чем те, которые содержатся в настоящем Руководстве по безопасности, при обоснованности выбранных способов.

II. Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух

6. Параметры, необходимые для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух, рекомендуется рассчитывать в соответствии с соотношениями, изложенными в настоящем Руководстве по безопасности.

7. Для выполнения расчетов функций перехода, связывающих годовую эффективную дозу с выбросами радионуклидов, предусмотренных разделом III Методики разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух, утвержденной приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 7 ноября 2012 г. № 639 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 18 января 2013 г., регистрационный № 26595) (далее – Методика), рекомендуется руководствоваться положениями данного раздела настоящего Руководства по безопасности.

8. Соотношение для расчета функции перехода, связывающей активность годового выброса радионуклида r из i -го источника с годовой

эффективной дозой облучения населения, приведенное в пункте 14 Методики, рекомендуется представить в следующем виде:

$$\Psi_{r,i}(x, n) = \Psi_{r,i}^{\text{обл}}(x, n) + \Psi_{r,i}^{\text{пов}}(x, n) + \Psi_{r,i}^{\text{инг}}(x, n) + \Psi_{r,i}^{\text{пищ}}(x, n), \quad (1)$$

где $\Psi_{r,i}^{\text{обл}}(x, n)$ – функция перехода для расчета годовой дозы внешнего облучения от облака, Зв/Бк;

$\Psi_{r,i}^{\text{пов}}(x, n)$ – функция перехода для расчета годовой дозы внешнего облучения от радиоактивного загрязнения поверхности земли, Зв/Бк;

$\Psi_{r,i}^{\text{инг}}(x, n)$ – функция перехода для расчета годовой дозы внутреннего облучения от вдыхания радионуклидов (ингаляционный путь), Зв/Бк;

$\Psi_{r,i}^{\text{пищ}}(x, n)$ – функция перехода для расчета годовой дозы внутреннего облучения от потребления пищевых продуктов, содержащих радионуклиды (пероральный путь), Зв/Бк;

x – расстояние от источника, м;

n – номер румба, определяющего направление распространения выброса.

9. Расчет функции перехода $\Psi_{r,i}^{\text{обл}}(x, n)$ рекомендуется производить по формуле:

$$\Psi_{r,i}^{\text{обл}}(x, n) = \begin{cases} R_{\text{обл}}^r \cdot \bar{G}_{i,n}^r(x), & \text{если } i \text{ – организованный источник выбросов} \\ R_{\text{обл}}^r \cdot \bar{G}_{i,n}^r(x), & \text{если } i \text{ – неорганизованный площадной источник выбросов} \end{cases}, \quad (2)$$

где $R_{\text{обл}}^r$ – коэффициент дозового преобразования при внешнем облучении человека от облака для радионуклида r , (Зв·м³)/(с·Бк);

$\bar{G}_{i,n}^r(x)$ – среднегодовой метеорологический фактор разбавления в приземном слое атмосферы для радионуклида r на расстоянии x от i -го организованного источника в n -ом румбе, с/м³, для расчета которого рекомендуется использовать формулу (1) или (2) приложения № 1 к настоящему Руководству по безопасности;

$\bar{G}_{i,n}^r(x)$ – среднегодовой метеорологический фактор разбавления в приземном слое атмосферы на расстоянии x от i -го неорганизованного площадного источника в n -ом румбе, с/м³, для расчета которого рекомендуется использовать формулу (6) приложения № 1 к настоящему Руководству по безопасности.

Рекомендуемые численные значения коэффициентов $R_{\text{обл}}^r$ приведены в таблице № 1 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности.

10. Расчет функции перехода $\Psi_{r,i}^{\text{пов}}(x, n)$ рекомендуется производить по формуле:

$$\Psi_{r,i}^{\text{пов}}(x, n) = (F_{r,i,n}(x) + W_{r,i,n}(x)) \cdot \frac{R_{\text{пов}}^r}{\lambda^r + \lambda_b}, \quad (3)$$

где $F_{r,i,n}(x)$ – среднегодовой метеорологический фактор сухого осаждения радионуклида r на подстилающую поверхность на расстоянии x от i -го источника выброса в n -ом румбе, м^{-2} ;

$W_{r,i,n}(x)$ – среднегодовой метеорологический фактор влажного выведения радионуклида r из облака на подстилающую поверхность на расстоянии x от i -го источника выброса в n -ом румбе, м^{-2} ;

$R_{\text{пов}}^r$ – коэффициент дозового преобразования при внешнем облучении человека от радиоактивно загрязненной поверхности без учета глубинного распределения для радионуклида r , $(\text{Зв} \cdot \text{м}^2)/(\text{с} \cdot \text{Бк})$;

λ^r – постоянная радиоактивного распада радионуклида r , с^{-1} ;

λ_b – постоянная спада мощности дозы γ -излучения от загрязненной поверхности земли за счет экранирования верхними слоями почвы, диффузии вглубь и выведения радионуклидов из нее за счет различных процессов, кроме радиоактивного распада, с^{-1} (в случае отсутствия данных местных натурных исследований рекомендуется принимать равной $1,27 \cdot 10^{-9} \text{ с}^{-1}$).

Рекомендуемые численные значения дозовых коэффициентов $R_{\text{пов}}^r$ приведены в таблице № 1 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности.

Рекомендуемые методы расчета величин $F_{r,i,n}(x)$ и $W_{r,i,n}(x)$ для различных типов источников выбросов (организованные, неорганизованные площадные источники) приведены в приложении № 1 к настоящему Руководству по безопасности.

11. Расчет функции перехода $\Psi_{r,i}^{\text{инт}}$ рекомендуется производить по формуле:

$$\Psi_{r,i}^{\text{инг}}(x,n) = \begin{cases} U_{IH}^r \cdot \varepsilon_{\text{инг}}^r \cdot \bar{G}_{i,n}^r(x), & \text{если } i - \text{организованный источник выбросов} \\ U_{IH}^r \cdot \varepsilon_{\text{инг}}^r \cdot \bar{G}_{i,n}^r(x), & \text{если } i - \text{неорганизованный площадной источник выбросов} \end{cases}, \quad (4)$$

где U_{IH}^r – интенсивность вдыхания для лиц возрастной группы, которая является критической по поступлению радионуклида r за счет ингаляции, м³/с;

$\varepsilon_{\text{инг}}^r$ – коэффициент дозового преобразования при ингаляции радионуклида r для возрастной группы, которая является критической по поступлению радионуклида r за счет ингаляции, Зв/Бк;

$\bar{G}_{i,n}^r(x)$ – среднегодовой метеорологический фактор разбавления в приземном слое атмосферы для радионуклида r на расстоянии x от i -го организованного источника в n -ом румбе, с/м³, для расчета которого рекомендуется использовать формулу (1) или (2) приложения № 1 к настоящему Руководству по безопасности;

$\bar{G}_{i,n}(x)$ – среднегодовой метеорологический фактор разбавления в приземном слое атмосферы на расстоянии x от i -го неорганизованного площадного источника в n -ом румбе, с/м³, для расчета которого рекомендуется использовать формулу (6) приложения № 1 к настоящему Руководству по безопасности.

Рекомендуемые значения U_{IH}^r для различных возрастных групп населения приведены в таблице № 2 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности.

Значения коэффициентов $\varepsilon_{\text{инг}}^r$ для различных возрастных групп населения рекомендуется принимать в соответствии с положениями нормативных актов Российской Федерации, в которых они установлены, а в случае отсутствия таких нормативных актов – в соответствии с рекомендациями международных организаций в области использования атомной энергии.

Для определения возрастной группы населения, являющейся критической по ингаляционному поступлению радионуклида r , рекомендуется использовать следующий алгоритм:

- 1) для каждой возрастной группы населения оценить значение произведения $U_{IH}^r \cdot \varepsilon_{\text{инг}}^r$;
- 2) выполнить сравнение между собой полученных значений и принять в качестве критической ту возрастную группу населения,

для которой упомянутое выше значение произведения является максимальным.

12. Расчет функции перехода $\Psi_{r,i}^{\text{пищ}}$ для всех радионуклидов, за исключением ^3H и ^{14}C , рекомендуется проводить по формуле:

$$\Psi_{r,i}^{\text{пищ}}(x,n) = \sum_f I_{r,f} \cdot \epsilon_{\text{пищ}}^r \cdot \alpha_f \cdot \left[K_1^{r,f} \cdot (F_{r,i,n}(x) + 0,2 \cdot W_{r,i,n}(x)) + K_2^{r,f} \cdot (F_{r,i,n}(x) + W_{r,i,n}(x)) \right], \quad (5)$$

где $I_{r,f}$ – годовое потребление продукта f лицом из возрастной группы, которая является критической по пероральному поступлению радионуклида r с пищевыми продуктами (рекомендуется выделить три группы продуктов – «молоко», «мясо», «овоши»), значение которого рекомендуется определять на основе данных местных натуральных исследований, кг/год;

$\epsilon_{\text{пищ}}^r$ – коэффициент дозового преобразования при пероральном поступлении радионуклида r для возрастной группы, являющейся критической по пероральному поступлению радионуклида r , Зв/Бк;

$K_1^{r,f}$ – коэффициент перехода «выпадение из атмосферы – поступление в продукт» радионуклида r в продукт питания f по воздушному пути, рассчитываемый для овощной, молочной и мясной пищевых цепочек, $\text{м}^2 \cdot \text{год} / \text{кг}$;

$K_2^{r,f}$ – коэффициент перехода «выпадение из атмосферы – поступление в продукт» радионуклида r в продукт питания f по корневому пути, рассчитываемый для овощной, молочной и мясной пищевых цепочек, $\text{м}^2 \cdot \text{год} / \text{кг}$;

α_f – доля потребления продуктов местного сельскохозяйственного производства в общем потреблении продуктов (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется консервативно принимать равной 1; в случае отсутствия потребления населением сельскохозяйственной продукции, произведенной в районе влияния организации, осуществляющей выбросы, при условии, что это подтверждено официальными статистическими данными, данный параметр рекомендуется принимать равным 0);

$F_{r,i,n}(x)$ – среднегодовой метеорологический фактор сухого осаждения радионуклида r на подстилающую поверхность на расстоянии x от i -го источника выброса в n -ом румбе, м^2 ;

$W_{r,i,n}(x)$ – среднегодовой метеорологический фактор влажного выведения радионуклида r из облака на подстилающую поверхность на расстоянии x от i -го источника выброса в n -ом румбе, м^2 .

Значения коэффициентов $\epsilon_{\text{пищ}}^r$ для различных возрастных групп населения рекомендуется принимать в соответствии с положениями нормативных актов Российской Федерации, в которых они установлены, а в случае отсутствия таких нормативных актов – в соответствии с рекомендациями международных организаций в области использования атомной энергии.

Для определения возрастной группы населения, являющейся критической по пероральному поступлению радионуклида r с продуктом питания f , рекомендуется использовать следующий алгоритм:

1) для каждой возрастной группы населения оценить значение суммы произведений $\sum_f I_{r,f} \cdot \epsilon_{\text{пищ}}^r$;

2) выполнить сравнение между собой полученных значений и принять в качестве критической ту возрастную группу населения, для которой упомянутое выше значение является максимальным.

13. Коэффициенты перехода для овощной цепочки для радионуклидов, отличных от ^{234}U , ^{235}U и ^{238}U , рекомендуется рассчитывать по формулам:

$$K_1^{r,\text{овощи}} = \frac{1}{365} \cdot \alpha_2 \cdot \frac{1 - e^{-(\lambda_r + \lambda_w)t_e}}{\lambda_r + \lambda_w} \cdot e^{-\lambda_r t_h}, \quad (6)$$

$$K_2^{r,\text{овощи}} = \frac{1}{365} \cdot Fv_r \cdot \frac{1 - e^{-(\lambda_r + \lambda_{s,r})t_b}}{\rho \cdot (\lambda_r + \lambda_{s,r})} \cdot e^{-\lambda_r t_h}, \quad (7)$$

где α_2 – фактор удержания для овощей, потребляемых в пищу человеком, рекомендуется принимать равным $0,3 \text{ м}^2/\text{кг}$ (сырого веса);

t_e – период времени (в течение вегетационного периода), в течение которого происходит улавливание радиоактивных выпадений поверхностью растений (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равным 30 сут);

λ_r – постоянная распада радионуклида r , сут^{-1} ;

λ_w – постоянная, характеризующая процессы снижения содержания радионуклидов на поверхности растений за счет всех процессов, за исключением радиоактивного распада (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равной $0,05 \text{ сут}^{-1}$);

$\lambda_{s,r}$ – постоянная, характеризующая процессы снижения содержания радионуклидов в корневом слое почвы за счет всех процессов, за исключением радиоактивного распада (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равной

0,00014 сут⁻¹ для изотопов цезия и стронция и равной нулю для остальных радионуклидов);

Fv_r – коэффициент перехода радионуклида r из корневого слоя почвы в съедобную часть растения, кг (сухой почвы)/кг (сырой массы растения);

t_b – параметр, равный $1,1 \cdot 10^4$ суток (30 лет);

ρ – поверхностная плотность корневого слоя почвы (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать в соответствии с таблицей № 3 приложения № 2 настоящего Руководства по безопасности), кг/м²;

t_h – время между сбором урожая и потреблением овощного продукта (в случае отсутствия фактических данных рекомендуется принимать равным 90 сут).

14. Для изотопов ²³⁴U, ²³⁵U и ²³⁸U, присутствующих в выбросе, рекомендуется коэффициенты перехода по овощной цепочке рассчитывать по формулам:

$$K_1^{r, \text{овощи}} = \frac{1}{365} \cdot \alpha_2 \cdot \frac{1 - e^{-(\lambda_r + \lambda_w) \cdot t_e}}{\lambda_r + \lambda_w}, \quad (8)$$

$$K_2^{r, \text{овощи}} = \frac{1}{365} \cdot Fv_r \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_r \cdot t_b}}{\lambda_r \cdot \rho}. \quad (9)$$

15. Коэффициенты перехода по молочной и мясной цепочкам рекомендуется рассчитывать по формулам:

$$K_1^{r, \text{молоко}} = K_{\text{корм}, r}^1 \cdot F_{\text{молоко}, r}^m \cdot Q_{\text{молоко}}^m \cdot e^{-\lambda_r \cdot t_m}, \quad (10)$$

$$K_2^{r, \text{молоко}} = K_{\text{корм}, r}^2 \cdot F_{\text{молоко}, r}^m \cdot Q_{\text{молоко}}^m \cdot e^{-\lambda_r \cdot t_m}, \quad (11)$$

$$K_1^{r, \text{мясо}} = K_{\text{корм}, r}^1 \cdot F_{\text{мясо}, r}^f \cdot Q_{\text{мясо}}^f \cdot e^{-\lambda_r \cdot t_f}, \quad (12)$$

$$K_2^{r, \text{мясо}} = K_{\text{корм}, r}^2 \cdot F_{\text{мясо}, r}^f \cdot Q_{\text{мясо}}^f \cdot e^{-\lambda_r \cdot t_f}, \quad (13)$$

где λ_r – постоянная распада, сут⁻¹;

$Q_{\text{молоко}}^m$ – суточная масса корма, потребляемая молочным скотом (в случае отсутствия фактических данных рекомендуется принимать равной 16 кг (сухого вещества)/сут);

$Q_{\text{мясо}}^f$ – суточная масса корма, потребляемая мясным скотом (в случае отсутствия фактических данных рекомендуется принимать равной 12 кг (сухого вещества)/сут);

$F_{\text{молоко},r}^m$ – относительная доля активности радионуклида r , которая попадает в литр молока от суточного потребления корма скотом, сут/л;

$F_{\text{мясо},r}^f$ – относительная доля активности радионуклида r , которая попадает в килограмм мяса от суточного потребления корма скотом, сут/кг;

t_m – время между надоем молока и его потреблением (в случае отсутствия фактических данных рекомендуется принимать равным 1 сут);

t_f – время между забоем скота и потреблением мяса (в случае отсутствия фактических данных рекомендуется принимать равным 20 сут);

$K_{\text{корм},r}^1$ – коэффициент перехода «выпадение из атмосферы – поступление в корм» радионуклида r по воздушному пути, м²·год/кг;

$K_{\text{корм},r}^2$ – коэффициент перехода «выпадение из атмосферы – поступление в корм» радионуклида r по корневому пути, м²·год/кг.

16. Величины $K_{\text{корм},r}^1$ и $K_{\text{корм},r}^2$ рекомендуется рассчитывать по формулам:

$$K_{\text{корм},r}^1 = K_{\text{корм},r}^{1,1} \cdot f_p + K_{\text{корм},r}^{1,2} \cdot (1 - f_p), \quad (14)$$

$$K_{\text{корм},r}^2 = K_{\text{корм},r}^{2,1} \cdot f_p + K_{\text{корм},r}^{2,2} \cdot (1 - f_p), \quad (15)$$

где коэффициент $K_{\text{корм},r}^{1,1}$ рассчитывается аналогично коэффициенту $K_1^{r,\text{овощи}}$ со следующими параметрами: $t_h = 0$, $t_e = 30$ сут, с использованием параметра α_1 , равного 3 м²/кг (сухого веса), вместо α_2 ;

коэффициент $K_{\text{корм},r}^{2,1}$ рассчитывается аналогично коэффициенту $K_2^{r,\text{овощи}}$ со следующими параметрами: $t_h = 0$; с использованием FvI_r вместо Fv_r ;

коэффициент $K_{\text{корм},r}^{2,2}$ рассчитывается аналогично коэффициенту $K_2^{r,\text{овощи}}$ со следующими параметрами: $t_h = 90$ сут; с использованием FvI_r вместо Fv_r ;

f_p – доля года, в течение которой скот питается подножным кормом (в случае отсутствия данных местных натурных исследований рекомендуется принимать равной 0,7).

Рекомендуемые значения Fv_r , FvI_r , $F_{\text{молоко},r}^m$, $F_{\text{мясо},r}^f$ приведены в таблице № 4 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности.

17. При отсутствии достоверно известных данных о годовом потреблении пищевых продуктов питания лицами из различных возрастных групп для определения возрастной группы, являющейся на основе рекомендаций пункта 12 настоящего Руководства по безопасности критической по пероральному поступлению радионуклида r , рекомендуется оценивать потребление с помощью соотношения:

$$I_{r,f} = \frac{E_g}{E_{g=6}} \cdot I_{f,g=6}, \quad (16)$$

где g – возрастная группа (данная переменная принимает следующие значения: 2 – дети в возрасте 1–2 лет; 3 – дети в возрасте 2–7 лет; 4 – дети в возрасте 7–12 лет; 5 – дети в возрасте 12–17 лет; 6 – взрослые (старше 17 лет));

E_g – суточные энергетические затраты для возрастной группы g , ккал/сут;

$E_{g=6}$ – суточные энергетические затраты для возрастной группы «взрослые», ккал/сут;

$I_{f,g=6}$ – годовое потребление продукта f лицом из возрастной группы «взрослые» по данным местных натуральных исследований, кг/год.

В случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется годовые потребления продуктов лицом из возрастной группы «взрослые» принимать в соответствии с Рекомендациями по рациональным нормам потребления пищевых продуктов, отвечающих современным требованиям здорового питания, утвержденными приказом Министерства здравоохранения Российской Федерации от 19 августа 2016 г. № 614. Значения суточных энергетических затрат для различных возрастных групп рекомендуется принимать согласно таблице № 5 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности.

18. Внутри санитарно-защитной зоны (далее – СЗЗ) рекомендуется принимать равной нулю $\Psi_{r,i}^{\text{пит}}^{\text{пит}}$ в случае, если пищевые продукты и корма для скота в СЗЗ не производятся и если выпас скота на территории СЗЗ не осуществляется.

19. При отсутствии достоверно известных данных о долях потребления продуктов местного сельскохозяйственного производства α_f в общем потреблении продуктов функцию перехода, связывающую активность выброса ^3H из i -го источника с годовой эффективной дозой облучения населения за счет поступления трития ингаляционно, перорально и через кожные покровы, рекомендуется рассчитывать

по формуле:

$$\Psi_{\text{H},i}(x, n) = \begin{cases} \frac{1}{3,15 \cdot 10^7} \cdot \frac{\overline{G_{i,n}^{3\text{H}}}(x)}{H} \cdot g_{3\text{H}}, & \text{если } i - \text{организованный источник выбросов} \\ \frac{1}{3,15 \cdot 10^7} \cdot \frac{\overline{G_{i,n}}(x)}{H} \cdot g_{3\text{H}}, & \text{если } i - \text{неорганизованный площадной источник выбросов} \end{cases}, \quad (17)$$

где $g_{3\text{H}}$ – дозовый коэффициент для трития, значение которого рекомендуется принимать равным $2,6 \cdot 10^{-8}$ (Зв·л)/(Бк·год)¹;

H – абсолютная влажность воздуха, значение которой в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равной $6 \cdot 10^{-3}$ л/м³;

$\overline{G_{i,n}^{3\text{H}}}(x)$ – среднегодовой метеорологический фактор разбавления в приземном слое атмосферы для трития, выбрасываемого из i -го организованного источника, с/м³ (для расчета фактора разбавления рекомендуется использовать формулу (1) или (2) приложения № 1 к настоящему Руководству по безопасности);

$\overline{G_{i,n}}(x)$ – среднегодовой метеорологический фактор разбавления в приземном слое атмосферы на расстоянии x от i -го неорганизованного площадного источника в n -ом румбе, с/м³ (для расчета фактора разбавления рекомендуется использовать формулу (6) приложения № 1 к настоящему Руководству по безопасности).

При наличии достоверно известных данных о долях потребления продуктов местного сельскохозяйственного производства α_f в общем потреблении продуктов для расчета функции перехода, связывающей активность выброса ³H из i -го источника с годовой эффективной дозой облучения населения, рекомендуется использовать соотношения, учитывающие доли потребления α_f .

20. При отсутствии достоверно известных данных о долях потребления продуктов местного сельскохозяйственного производства α_f в общем потреблении продуктов функцию перехода, связывающую

¹ Значение дозового коэффициента для ³H принято в соответствии с Generic Models for use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment / Safety Reports. – Series № 19. – Vienna: IAEA, 2000.

активность выброса ^{14}C из i -го источника с годовой эффективной дозой облучения населения за счет воздействия углерода, поступающего в организм человека пероральным путем, рекомендуется определять следующим образом:

$$\Psi_{^{14}\text{C},i}(x,n) = \begin{cases} \frac{1}{3,15 \cdot 10^7} \cdot \frac{\overline{G_{i,n}^{^{14}\text{C}}}(x)}{\gamma} \cdot g_{^{14}\text{C}}, & \text{если } i - \text{организованный источник выбросов} \\ \frac{1}{3,15 \cdot 10^7} \cdot \frac{\overline{G_{i,n}^{^{14}\text{C}}}(x)}{\gamma} \cdot g_{^{14}\text{C}}, & \text{если } i - \text{неорганизованный площадной источник выбросов} \end{cases}, \quad (18)$$

где $g_{^{14}\text{C}}$ – дозовый коэффициент для углерода, (Зв·г)/(Бк·год), значение которого рекомендуется принимать равным $5,6 \cdot 10^{-5}$ (Зв·г)/(Бк·год)²;

γ – параметр, который рекомендуется принять равным $1,8 \cdot 10^{-1}$ Г/М³;

$\overline{G_{i,n}^{^{14}\text{C}}}(x)$ – среднегодовой метеорологический фактор разбавления для углерода, выбрасываемого из i -го организованного источника, с/м³ (для расчета фактора разбавления рекомендуется использовать формулу (1) или (2) приложения № 1 к настоящему Руководству по безопасности);

$\overline{G_{i,n}^{^{14}\text{C}}}(x)$ – среднегодовой метеорологический фактор разбавления в приземном слое атмосферы на расстоянии x от i -го неорганизованного площадного источника в n -ом румбе, с/м³ (для расчета фактора разбавления рекомендуется использовать формулу (6) приложения № 1 к настоящему Руководству по безопасности).

При наличии достоверно известных данных о долях потребления продуктов местного сельскохозяйственного производства α_f в общем потреблении продуктов для расчета функции перехода, связывающей активность выброса ^{14}C из i -го источника с годовой эффективной дозой облучения населения, рекомендуется использовать соотношения, учитывающие доли потребления α_f .

21. При расчете функции перехода для ^3H в форме пара НТО и ^{14}C в формах, отличных от аэрозольной, фактор истощения шлейфа выброса

² Значение дозового коэффициента для ^{14}C принято в соответствии с Generic Models for use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment / Safety Reports. – Series № 19. – Vienna: IAEA, 2000.

за счет радиоактивного распада, сухого осаждения и вымывания атмосферными осадками, используемый в формулах (1), (2) и (5) приложения № 1 к настоящему Руководству по безопасности, рекомендуется принять равным единице.

III. Рекомендации по определению источников выбросов и радионуклидов, для которых должны быть установлены нормативы, при разработке нормативов предельно допустимых выбросов

22. Определение источников выбросов и радионуклидов, для которых в соответствии с пунктом 7 Методики должны быть установлены нормативы, рекомендуется выполнять на основе рекомендаций настоящего раздела.

23. Для определения необходимости установления нормативов для конкретного источника выбросов рекомендуется выполнить оценку обусловленной им годовой эффективной дозы облучения населения без учета рассеивания. В случае если рассчитанное значение превышает установленное в пункте 7 Методики значение 10 мкЗв/год, для данного источника должны быть установлены нормативы предельно допустимых выбросов.

24. Годовую эффективную дозу облучения населения без учета рассеивания, создаваемую i -м источником выброса, рекомендуется оценивать с помощью следующего соотношения:

$$D_i^{\text{б.р.}} = \sum_r D_{r,i}^{\text{б.р.}}, \quad (19)$$

где i – индекс источника выбросов;

r – индекс радионуклида;

$D_{r,i}^{\text{б.р.}}$ – годовая эффективная доза без учета рассеивания, создаваемая r -м радионуклидом, выбрасываемым в атмосферный воздух из i -го источника, Зв/год.

25. Значение годовой эффективной дозы без учета рассеивания, создаваемой r -м радионуклидом, выбрасываемым в атмосферный воздух из i -го источника, для всех радионуклидов, за исключением ^3H и ^{14}C , рекомендуется определять с помощью следующего соотношения:

$$D_{r,i}^{\text{б.р.}} = D_{r,i}^{\text{б.р., обл.}} + D_{r,i}^{\text{б.р., пов.}} + D_{r,i}^{\text{б.р., инг.}} + D_{r,i}^{\text{б.р., пнц.}}, \quad (20)$$

где $D_{r,i}^{\text{б.р.,обл.}}$ – годовая эффективная доза внешнего облучения без учета рассеивания от облака, создаваемая r -м радионуклидом, выбрасываемым в атмосферу из i -го источника, Зв/год;

$D_{r,i}^{\text{б.р.,пов.}}$ – годовая эффективная доза внешнего облучения без учета рассеивания за счет радиоактивного загрязнения поверхности земли, создаваемая r -м радионуклидом, выбрасываемым в атмосферу из i -го источника, Зв/год;

$D_{r,i}^{\text{б.р.,инг.}}$ – годовая эффективная доза внутреннего облучения без учета рассеивания за счет ингаляции радионуклидов, создаваемая r -м радионуклидом, выбрасываемым в атмосферу из i -го источника, Зв/год;

$D_{r,i}^{\text{б.р.,пищ.}}$ – годовая эффективная доза внутреннего облучения без учета рассеивания за счет потребления загрязненных радионуклидами пищевых продуктов местного сельскохозяйственного производства, создаваемая r -м радионуклидом, выбрасываемым в атмосферу из i -го источника, Зв/год.

26. Для расчета годовых эффективных доз без учета рассеивания $D_{r,i}^{\text{б.р.,обл.}}$, $D_{r,i}^{\text{б.р.,пов.}}$, $D_{r,i}^{\text{б.р.,инг.}}$, $D_{r,i}^{\text{б.р.,пищ.}}$, создаваемых выбросами i -го организованного источника, рекомендуется использовать соотношения (21)–(24):

$$D_{r,i}^{\text{б.р.,обл.}} = 3,15 \cdot 10^7 \cdot \frac{Q_{r,i}}{W_i} \cdot R_{\text{обл}}^r, \quad (21)$$

$$D_{r,i}^{\text{б.р.,пов.}} = 3,15 \cdot 10^7 \cdot V_d^r \cdot \frac{Q_{r,i}}{W_i} \cdot \frac{R_r^{\text{пов}}}{\lambda^r + \lambda_b}, \quad (22)$$

$$D_{r,i}^{\text{б.р.,инг.}} = 3,15 \cdot 10^7 \cdot \frac{Q_{r,i}}{W_i} \cdot \varepsilon_{\text{инг}}^r \cdot U_{\text{инг}}^r, \quad (23)$$

$$D_{r,i}^{\text{б.р.,пищ.}} = 3,15 \cdot 10^7 \cdot \sum_f \alpha_f \cdot I_{r,f} \cdot \varepsilon_{\text{пищ}}^r \cdot V_d^r \cdot \frac{Q_{r,i}}{W_i} \cdot (K_1^{r,f} + K_2^{r,f}), \quad (24)$$

где $Q_{r,i}$ – годовой выброс r -го радионуклида из i -го источника, Бк/год;

W_i – среднегодовой расход воздуха из i -го источника, м³/год;

$R_{\text{обл}}^r$ – коэффициент дозового преобразования при внешнем облучении человека от облака для радионуклида r , (Зв·м³)/(с·Бк);

V_d^r – скорость сухого осаждения радионуклида r на подстилающую поверхность (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности), м/с;

λ^r – постоянная радиоактивного распада радионуклида r , с⁻¹;

λ_b – постоянная спада мощности дозы γ -излучения от загрязненной поверхности земли за счет экранирования верхними слоями почвы, диффузии вглубь и выведения радионуклидов из нее за счет различных процессов, кроме радиоактивного распада, с^{-1} (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равной $1,27 \cdot 10^{-9} \text{ с}^{-1}$);

U_{IH}^r – интенсивность вдыхания для лиц возрастной группы, которая является критической по поступлению радионуклида r за счет ингаляции, $\text{м}^3/\text{с}$;

$\epsilon_{\text{инг}}^r$ – коэффициент дозового преобразования при ингаляции радионуклида r , Зв/Бк;

$I_{r,f}$ – годовое потребление продукта f лицом из возрастной группы, которая является критической по пероральному поступлению радионуклида r с пищевыми продуктами, $\text{кг}/\text{год}$;

α_f – доля потребления продуктов местного сельскохозяйственного производства в общем потреблении продуктов (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется консервативно принимать равной единице; в случае отсутствия потребления населением сельскохозяйственной продукции, произведенной в районе влияния организации, осуществляющей выбросы, при условии, что это подтверждено официальными статистическими данными, данный параметр рекомендуется принимать равным нулю);

$\epsilon_{\text{пищ}}^r$ – коэффициент дозового преобразования при пероральном поступлении радионуклида r , Зв/Бк;

$K_1^{r,f}$ – коэффициент перехода «выпадение из атмосферы – поступление в продукт» радионуклида r в продукт питания f по воздушному пути, $\text{м}^2 \cdot \text{год}/\text{кг}$;

$K_2^{r,f}$ – коэффициент перехода «выпадение из атмосферы – поступление в продукт» радионуклида r в продукт питания f по корневому пути, $\text{м}^2 \cdot \text{год}/\text{кг}$;

$3,15 \cdot 10^7$ – число секунд в одном году.

27. Значение годовой эффективной дозы без учета рассеивания, создаваемой радионуклидом ^3H , выбрасываемым в атмосферный воздух из i -го организованного источника, рекомендуется рассчитывать с помощью соотношения:

$$D_{^3\text{H},i}^{\text{б.р.}} = \frac{Q_{^3\text{H},i}}{W_i \cdot H} \cdot g_{^3\text{H}}, \quad (25)$$

где $Q_{3H,i}$ – годовой выброс 3H из i -го источника, Бк/год;

W_i – среднегодовой расход воздуха из i -го источника, м³/год;

g_{3H} – дозовый коэффициент для трития, значение которого рекомендуется принимать равным $2,6 \cdot 10^{-8}$ (Зв·л)/(Бк·год);

H – абсолютная влажность воздуха, значение которой в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равным $6 \cdot 10^{-3}$ л/м³.

28. Значение годовой эффективной дозы без учета рассеивания, создаваемой радионуклидом ^{14}C , выбрасываемым в атмосферный воздух из i -го организованного источника, рекомендуется рассчитывать с помощью соотношения:

$$D_{^{14}C,i}^{б.р.} = \frac{Q_{^{14}C,i}}{W_i \cdot \gamma} \cdot g_{^{14}C}, \quad (26)$$

где $Q_{^{14}C,i}$ – годовой выброс ^{14}C из i -го источника, Бк/год;

W_i – среднегодовой расход воздуха из i -го источника, м³/год;

γ – параметр, который рекомендуется принять равным $1,8 \cdot 10^{-1}$ г/м³;

$g_{^{14}C}$ – дозовый коэффициент для углерода, значение которого рекомендуется принимать равным $5,6 \cdot 10^{-5}$ (Зв·г)/(Бк·год).

29. Значение фактического годового выброса r -го радионуклида из i -го организованного источника для проведения расчетов с помощью соотношений (21)–(26) рекомендуется определять с использованием рекомендаций руководства по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по методам и средствам контроля за выбросами радиоактивных веществ в атмосферный воздух» (РБ-135-17), утвержденного приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 30 августа 2017 г. № 347.

30. Для неорганизованных площадных источников расчет годовой эффективной дозы без учета рассеивания рекомендуется выполнять с помощью соотношений, аналогичных соотношениям (21)–(26), с использованием параметра $Av_{r,i}^{б.р.}$, Бк/м³, характеризующего максимальную на множестве рассматриваемых румбов приземную активность r -го радионуклида в воздухе на краю площадного источника, вместо отношения $Q_{r,i}/W_i$.

Величину приземной активности r -го радионуклида в воздухе на краю площадного источника рекомендуется определять путем

произведения интенсивности выброса данного радионуклида, выраженной в Бк/с, на величину фактора разбавления на краю площадного источника, рассчитанную с помощью соотношения (6) приложения № 1 к настоящему Руководству по безопасности.

31. Для определения перечня радионуклидов в выбросах i -го источника, для которых в соответствии с пунктом 7 Методики должны быть установлены нормативы, рекомендуется использовать следующий алгоритм:

1) для каждого радионуклида, входящего в состав выброса из данного источника и включенного в Перечень загрязняющих веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды, утвержденный распоряжением Правительства Российской Федерации от 8 июля 2015 г. № 1316-р (далее – Перечень), определить вклад в годовую эффективную дозу, используя следующее соотношение:

$$\eta_i = \frac{D_{r,i}^{\text{б.р.}}}{\sum_r D_{r,i}^{\text{б.р.}}}, \quad (27)$$

где $D_{r,i}^{\text{б.р.}}$ – годовая эффективная доза без учета рассеивания, создаваемая r -м радионуклидом, выбрасываемым в атмосферный воздух из i -го источника, Зв/год;

2) произвести суммирование отношений доз в порядке убывания их значений до достижения суммой значения, большего или равного 0,99;

3) определить перечень радионуклидов, для которых должны быть установлены нормативы, по количеству отношений, вошедших в перечень тех, сумма которых больше или равна 0,99.

В случае если в выбросах из i -го источника присутствуют радионуклиды, не включенные в Перечень, при определении перечня радионуклидов в выбросах данного источника, для которых в соответствии с пунктом 7 Методики должны быть установлены нормативы, рекомендуется рассмотренный выше алгоритм распространить и на такие радионуклиды. При этом, в случае если реализация такого алгоритма приводит к тому, что ряд радионуклидов, входящих в Перечень, не входит в перечень тех, сумма вкладов которых в годовую эффективную дозу больше или равна 0,99, рекомендуется предусмотреть расчет нормативов предельно допустимых выбросов (далее – ПДВ) и для таких радионуклидов.

IV. Рекомендации по применению рассчитанных параметров для расчета нормативов предельно допустимых выбросов

32. Так как согласно пункту 7 Методики нормативы ПДВ устанавливаются исходя из неперевышения выделенной организации части предела эффективной дозы (или пределов каждой из эквивалентных доз), рекомендуется их рассчитывать с использованием следующего соотношения:

$$\text{ПДВ}^{r,i} = \min(\text{ПДВ}_{eff}^{r,i}, \text{ПДВ}_{eq,кожа}^{r,i}, \text{ПДВ}_{eq,хрусталик}^{r,i}, \text{ПДВ}_{eq,кисти}^{r,i}, \text{ПДВ}_{eq,стопы}^{r,i}), \quad (28)$$

где $\text{ПДВ}_{eff}^{r,i}$ – нормативы ПДВ, рассчитанные исходя из неперевышения части предела годовой эффективной дозы;

$\text{ПДВ}_{eq,кожа}^{r,i}$ – нормативы ПДВ, рассчитанные исходя из неперевышения части предела годовой эквивалентной дозы в коже;

$\text{ПДВ}_{eq,хрусталик}^{r,i}$ – нормативы ПДВ, рассчитанные исходя из неперевышения части предела годовой эквивалентной дозы в хрусталике глаза;

$\text{ПДВ}_{eq,кисти}^{r,i}$ – нормативы ПДВ, рассчитанные исходя из неперевышения части предела годовой эквивалентной дозы в кистях;

$\text{ПДВ}_{eq,стопы}^{r,i}$ – нормативы ПДВ, рассчитанные исходя из неперевышения части предела годовой эквивалентной дозы в стопах.

33. Для расчета величин $\text{ПДВ}_{eff}^{r,i}$ и $\text{ПДВ}_{eq,k}^{r,i}$ рекомендуется использовать соотношения, приведенные в пунктах 34–37 настоящего Руководства по безопасности.

34. Величины $\text{ПДВ}_{eff}^{r,i}$ и $\text{ПДВ}_{eq,k}^{r,i}$ рекомендуется рассчитывать с помощью соотношений:

$$\text{ПДВ}_{eff}^{r,i} = \frac{\xi_{r,i} \cdot \delta}{\sum_r \xi_r \cdot \Psi_{r,i}(x^{max}, y^{max})}, \quad (29)$$

$$\text{ПДВ}_{eq,k}^{r,i} = \frac{\xi_{r,i} \cdot \delta_k}{\sum_r \xi_{r,i} \cdot \Psi_{r,i}^{eq,k}(x_k^{max}, y_k^{max})}, \quad (30)$$

где $\xi_{r,i}$ – относительный вклад каждого радионуклида r в общую активность его выброса из i -го источника, который рекомендуется рассчитывать по формуле (31):

$$\xi_r = Q_r / \sum_r Q_r; \quad (31)$$

δ – часть предела эффективной дозы для населения, Зв/год;

k – индекс органа или ткани, принимающий значения: 1 – для кожи, 2 – для хрусталика глаза, 3 – для кистей, 4 – для стоп;

δ_k – часть предела эквивалентной дозы в хрусталике глаза, коже, кистях и стопах соответственно, Зв/год, рассчитываемая (в случае если она не установлена органами, осуществляющими санитарно-эпидемиологический надзор) по формуле (32):

$$\delta_k = \delta \cdot \frac{\text{ПД}_k}{\text{ПД}}, \quad (32)$$

где ПД – предел годовой эффективной дозы для населения, Зв/год;

ПД_k – предел годовой эквивалентной дозы в k -ом органе или ткани для населения, Зв/год;

x^{max} и y^{max} – декартовы координаты точки максимума годовой эффективной дозы, м;

x_k^{max} и y_k^{max} – декартовы координаты точек максимума эквивалентной дозы в хрусталике глаза, коже, кистях и стопах, м;

$\Psi_{r,i}(x, y)$, $\Psi_{r,i}^{eq,k}(x, y)$ – функции перехода, связывающие активность выброса с годовой эффективной дозой облучения населения или эквивалентной дозой в k -ом органе или ткани, зависящие от декартовых координат и определенные соотношениями:

$$\Psi_{r,i}(x, y) = \hat{A}((x, n) \rightarrow (x, y)) \Psi_{r,i}(x, n), \quad (33)$$

$$\Psi_{r,i}^{eq,k}(x, y) = \hat{A}((x, n) \rightarrow (x, y)) \Psi_{r,i}^{eq,k}(x, n), \quad (34)$$

где $\hat{A}((x, n) \rightarrow (x, y))$ – оператор преобразования набора координат «расстояние от источника, направление» (x, n) в набор декартовых координат (x, y) ;

$\Psi_{r,i}(x, n)$ – функция перехода, связывающая активность выбросов и создаваемую ими величину годовой эффективной дозы облучения населения, выраженная в полярных координатах, рекомендуемые методы

расчета которой представлены в разделе II настоящего Руководства по безопасности, Зв/Бк;

$\Psi_{r,i}^{eq,k}(x, n)$ – функция перехода, связывающая активность выбросов и создаваемую ими величину годовой эквивалентной дозы облучения населения в k -ом органе или ткани, выраженная в полярных координатах, Зв/Бк.

35. Функционал $\Psi_{r,i}^{eq,k}(x, n)$ рекомендуется рассчитывать по формуле:

$$\Psi_{r,i}^{eq,k}(x, n) = \begin{cases} R_{\text{обл}}^{r,k} \cdot \bar{G}_{i,n}^r(x) + (F_{r,i,n}(x) + W_{r,i,n}(x)) \cdot \frac{R_{\text{пов}}^{r,k}}{\lambda^r + \lambda_b}, & \text{если } i - \text{организованный источник выбросов} \\ R_{\text{обл}}^{r,k} \cdot \bar{G}_{i,n}^r(x) + (F_{r,i,n}(x) + W_{r,i,n}(x)) \cdot \frac{R_{\text{пов}}^{r,k}}{\lambda^r + \lambda_b}, & \text{если } i - \text{неорганизованный площадной источник выбросов} \end{cases}, \quad (35)$$

где $R_{\text{обл}}^{r,k}$ – дозовый коэффициент, предназначенный для пересчета единичной концентрации радионуклида r в приземном слое воздуха в мощность эквивалентной дозы в k -ом органе или ткани, Зв·м³/(Бк·с);

$R_{\text{пов}}^{r,k}$ – дозовый коэффициент, предназначенный для пересчета единичной поверхностной концентрации радионуклида r на поверхности земли в мощность эквивалентной дозы в k -ом органе или ткани, Зв·м²/(Бк·с);

$\bar{G}_{i,n}^r(x)$ – среднегодовой метеорологический фактор разбавления в приземном слое атмосферы для радионуклида r на расстоянии x от i -го организованного источника в n -ом румбе, с/м³;

$\bar{G}_{i,n}^r(x)$ – среднегодовой метеорологический фактор разбавления в приземном слое атмосферы на расстоянии x от i -го неорганизованного площадного источника в n -ом румбе, с/м³;

$F_{r,i,n}(x)$ – среднегодовой метеорологический фактор сухого осаждения радионуклида r на подстилающую поверхность на расстоянии x от i -го источника в n -ом румбе, м⁻²;

$W_{r,i,n}(x)$ – среднегодовой метеорологический фактор влажного выведения радионуклида r на подстилающую поверхность на расстоянии x от i -го источника в n -ом румбе, м⁻²;

λ^r – постоянная радиоактивного распада радионуклида r , с⁻¹;

λ_b – постоянная спада мощности дозы со временем от загрязненного слоя почвы за счет всех процессов, кроме радиоактивного распада, приводящих к выведению активности из этого слоя, с^{-1} (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равной $1,27 \cdot 10^{-9} \text{ с}^{-1}$).

Рекомендуемые значения $R_{\text{обл}}^{r,k}$ и $R_{\text{пов}}^{r,k}$ для кожи приведены в таблице № 6 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности.

Значения дозовых коэффициентов для хрусталика глаза рекомендуется консервативно принять равными 0,3 от значений соответствующих дозовых коэффициентов для кожи. Значения дозовых коэффициентов для кистей и стоп рекомендуется принимать равными значениям коэффициентов для кожи.

36. Для случая множественных удаленных друг от друга на значительные расстояния и отличающихся по своим характеристикам источников расчет нормативов ПДВ рекомендуется использовать следующие соотношения:

$$\text{ПДВ}_{\text{eff}}^{r,i} = Q_{r,i} \cdot \frac{\delta}{H_{\text{eff}}^{\text{max}}}, \quad (36)$$

где $Q_{r,i}$ – величина годового выброса r -го радионуклида из i -го источника выброса, Бк/год;

δ – часть предела эффективной дозы для населения, Зв/год;

$H_{\text{eff}}^{\text{max}}$ – максимальное значение годовой эффективной дозы, создаваемой всеми выбросами организации, Зв/год, определяемое следующим соотношением:

$$H_{\text{eff}}^{\text{max}} = \max_{x,y} \sum_{r,i} Q_{r,i} \cdot \Psi_{r,i}(x,y), \quad (37)$$

где (x, y) – координаты узла выбранной расчетной пространственной сетки в декартовой системе координат;

$\Psi_{r,i}(x, y)$ – функция перехода, рассчитываемая с использованием соотношения (33) настоящего Руководства по безопасности;

$\max_{x,y}$ – символ, характеризующий максимальное значение расчетных значений функции перехода $\Psi_{r,i}(x, y)$ по всем узлам с координатами (x, y) расчетной пространственной сетки.

37. Величины ПДВ^{r,i}_{eq,k} рекомендуется оценивать с помощью соотношений, аналогичных (36) и (37), с использованием значений δ_k вместо δ, H^{max}_{eq,k} вместо H^{max}_{eff} и Ψ_{r,i}^{eq,k}(x,y) вместо Ψ_{r,i}(x,y).

38. Проверку выполнения условия обеспечения сохранения благоприятных условий жизнедеятельности человека и устойчивого функционирования естественных экологических систем, природных и природно-антропогенных объектов, а также сохранения биологического видового разнообразия, требуемую положениями пункта 7 Методики, в части, касающейся соблюдения требований по ограничению содержания радионуклидов в поверхностном слое почвы, рекомендуется выполнять с помощью соотношения:

$$\sum_i \sum_r \frac{\text{ПДВ}^{r,i} \cdot (F_{r,i,n}(x) + W_{r,i,n}(x))}{\text{УАНИ}^r \cdot (\lambda^r + \lambda_b) \cdot \rho} \leq 1, \quad (38)$$

где ПДВ^{r,i} – значение предельно допустимого выброса r-го радионуклида из i-го источника, Бк/год;

УАНИ^r – параметр, рекомендуемые значения которого для различных радионуклидов приведены в таблицах № 7 и 8 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности, Бк/кг;

F_{r,i,n}(x) – среднегодовой метеорологический фактор сухого осаждения радионуклида r на подстилающую поверхность на расстоянии x от i-го источника в n-ом румбе, м⁻²;

W_{r,i,n}(x) – среднегодовой метеорологический фактор влажного выведения радионуклида r на подстилающую поверхность на расстоянии x от i-го источника в n-ом румбе, м⁻²;

λ^r – постоянная радиоактивного распада радионуклида r, с⁻¹;

λ_b – постоянная спада мощности дозы со временем от загрязненного слоя почвы за счет всех процессов, кроме радиоактивного распада, приводящих к выведению активности из этого слоя, с⁻¹ (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равной 1,27·10⁻⁹ с⁻¹);

ρ – поверхностная плотность корневого слоя почвы, кг/м² (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать в соответствии с таблицей № 3 приложения № 2 настоящего Руководства по безопасности).

В случае, если при проверке соблюдения требований по ограничению содержания радионуклидов в поверхностном слое почвы условие, указанное в соотношении (38), не выполняется, величины ПДВ^{r,i}

уменьшаются до значений, при которых данное условие начнет выполняться.

39. Пример расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов, приведен в приложении № 4 к настоящему Руководству по безопасности.

ПРИЛОЖЕНИЕ № 1

к руководству по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух», утвержденному приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору

от 30 августа 2021 г. № 288

Рекомендуемые методы расчета фактора разбавления, факторов сухого осаждения и влажного выведения

1. Среднегодовой метеорологический фактор разбавления радионуклида r в приземном слое воздуха на расстоянии x от i -го организованного источника выбросов в n -ом румбе рекомендуется рассчитывать по формуле:

$$\begin{aligned} \overline{G_{i,n}^r}(x) = & (1 - K_{b,i}) \cdot \frac{2 \cdot N}{(2 \cdot \pi)^{3/2} \cdot x} \cdot \sum_j \sum_k \frac{\omega_{n,j,k} \cdot \Phi_{j,k}^r(x)}{\sigma_{z,j}(x) \cdot U_{j,k}} \cdot \exp\left(-\frac{(h_{s,i} + \Delta h_{i,j,k}(x))^2}{2 \cdot \sigma_{z,j}^2(x)}\right) + \\ & + K_{b,i} \cdot \frac{2 \cdot N}{(2 \cdot \pi)^{3/2}} \cdot \sum_j \sum_k \frac{\omega_{n,j,k} \cdot \Phi_{j,k}^r(x)}{\sigma_{z,j}(x + x_b^{i,j,k}) \cdot U_{j,k} \cdot (x + x_b^{i,j,k})} \cdot \exp\left(-\frac{h_{s,i}^2}{2 \cdot \sigma_{z,j}^2(x + x_b^{i,j,k})}\right), \quad (1) \end{aligned}$$

где j – номер градации категории устойчивости атмосферы, определяемый согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности;

k – номер градации модуля скорости ветра на высоте флюгера (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности);

n – номер румба;

N – число румбов;

x – расстояние от источника выбросов, м;

$U_{j,k}$ – модуль скорости ветра на высоте выброса h_s при скорости ветра на высоте флюгера из градации k для j -й категории устойчивости атмосферы, м/с (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности);

$\sigma_{z,j}(x)$ – дисперсия струи по вертикали на расстоянии x от источника выбросов для j -й категории устойчивости атмосферы (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности);

$\omega_{n,j,k}$ – повторяемость метеорологических условий, представляющая собой вероятность совместной реализации направления ветра в румбе n при категории устойчивости j и градации скорости ветра k ;

$h_{s,i}$ – геометрическая высота i -го организованного источника, из которого осуществляется выброс, м;

$\Delta h_{i,j,k}(x)$ – высота подъема струи над устьем i -го организованного источника выбросов при скорости ветра на высоте флюгера из градации k для j -й категории устойчивости атмосферы за счет динамических и термических факторов, м (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности);

$\Phi_{j,k}^r(x)$ – фактор истощения струи за счет радиоактивного распада радионуклида r , сухого осаждения и влажного выведения из атмосферы на подстилающую поверхность (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности);

$K_{b,i}$ – доля выбросов, попадающая в зону аэродинамической тени за зданием при низком выбросе, для высоких источников принимаемая равной нулю (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности);

$x_B^{i,j,k}$ – величина «виртуального» сдвига характеристик рассеяния доли выброса из i -го организованного источника, попадающей в зону аэродинамической тени, м (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности).

2. В случае, если отсутствуют данные о совместной реализации направления ветра в румбе n при категории устойчивости j и градации скорости ветра k , фактор разбавления для i -го организованного источника рекомендуется рассчитывать следующим образом:

$$\overline{G_{i,n}^r}(x) = \max_j \left[(1 - K_{b,i}) \cdot \frac{2 \cdot N \cdot \omega_n}{(2 \cdot \pi)^{3/2} \cdot x} \cdot \frac{\Phi_j^r(x)}{\sigma_{z,j}(x) \cdot U_j} \cdot \exp \left(- \frac{(h_{s,i} + \Delta h_{i,j}(x))^2}{2 \cdot \sigma_{z,j}^2(x)} \right) \right] +$$

$$+K_{b,i} \cdot \frac{2 \cdot N \cdot \omega_n}{(2 \cdot \pi)^{3/2}} \cdot \frac{\Phi_j^r(x)}{\sigma_{z,j}(x + x_B^{i,j}) \cdot \overline{U}_j \cdot (x + x_B^{i,j})} \cdot \exp\left(-\frac{h_{s,i}^2}{2 \cdot \sigma_{z,j}^2(x + x_B^{i,j})}\right), \quad (2)$$

где j – номер категории устойчивости атмосферы;

n – номер румба;

N – число румбов;

x – расстояние от источника выбросов, м;

ω_n – повторяемость направлений ветра;

\overline{U}_j – среднегодовая скорость ветра на высоте выброса, м/с;

$\sigma_{z,j}(x)$ – дисперсия струи по вертикали на расстоянии x от источника выбросов для j -й категории устойчивости атмосферы (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности);

$h_{s,i}$ – геометрическая высота i -го организованного источника, из которого осуществляется выброс, м;

$\Delta h_{ij}(x)$ – высота подъема струи над устьем i -го организованного источника выбросов при скорости ветра на высоте флюгера для j -й категории устойчивости атмосферы за счет динамических и термических факторов, м (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности);

$\Phi_j^r(x)$ – фактор истощения струи за счет радиоактивного распада радионуклида r , сухого осаждения и влажного выведения из атмосферы на подстилающую поверхность (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности);

$K_{b,i}$ – доля выбросов, попадающая в зону аэродинамической тени за зданием при низком выбросе, для высоких источников принимаемая равной нулю (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности);

$x_B^{i,j}$ – величина «виртуального» сдвига, м (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности).

3. Среднегодовой метеорологический фактор сухого осаждения радионуклида r на подстилающую поверхность на расстоянии x от i -го организованного источника выбросов в n -ом румбе рекомендуется рассчитывать по формуле:

$$F_{r,i,n}(x) = V_d^r \cdot \overline{G_{i,n}^r}(x), \quad (3)$$

где V_d^r – скорость сухого осаждения радионуклида r на подстилающую поверхность (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности), м/с;

$\overline{G}_{i,n}^r(x)$ – среднегодовой метеорологический фактор разбавления для i -го организованного источника выбросов, с/м³.

4. Среднегодовой метеорологический фактор влажного выведения радионуклида r из облака на подстилающую поверхность на расстоянии x от i -го организованного источника выбросов в n -ом румбе рекомендуется рассчитывать по формуле:

$$W_{r,i,n}(x) = \Lambda^r \cdot G_{r,i,n}^z(x), \quad (4)$$

где Λ^r – постоянная вымывания радионуклида r из атмосферы осадками, усредненная за год с учетом типа и продолжительности осадков в течение года, с⁻¹ (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности);

$G_{r,i,n}^z(x)$ – интеграл по вертикальной координате z от зависящего от высоты над поверхностью земли среднегодового фактора разбавления, который для i -го организованного источника выбросов рекомендуется определять по следующей формуле:

$$G_{r,i,n}^z(x) = \frac{N}{2 \cdot \pi \cdot x} \cdot \sum_j \sum_k \frac{\omega_{n,j,k}}{U_{j,k}} \cdot \Phi_{j,k}^r(x), \quad (5)$$

где j – номер градации категории устойчивости атмосферы, (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности);

k – номер градации модуля скорости ветра на высоте флюгера (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности);

n – номер румба;

N – число румбов;

x – расстояние от источника выбросов, м;

$U_{j,k}$ – модуль скорости ветра на высоте выброса $h_{s,i}$ при скорости ветра на высоте флюгера из градации k для j -й категории устойчивости атмосферы, м/с (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности);

$\sigma_{z,j}(x)$ – дисперсия струи по вертикали на расстоянии x от источника выбросов для j -й категории устойчивости атмосферы

(определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности);

$\omega_{n,j,k}$ – повторяемость метеорологических условий, представляющая собой вероятность совместной реализации направления ветра в румбе n при категории устойчивости j и градации скорости ветра k (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности);

$\Phi_{j,k}^r(x)$ – фактор истощения струи за счет радиоактивного распада радионуклида r , сухого осаждения и влажного выведения из атмосферы на подстилающую поверхность (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности).

5. Среднегодовой метеорологический фактор разбавления на расстоянии x от i -го неорганизованного площадного источника выброса в n -ом румбе, $с/м^3$, рекомендуется определять следующим образом:

$$\overline{G}_{i,n}(x) = \begin{cases} \sum_j \sum_k \int_{-a}^a \frac{\omega_{n,j,k}}{\sqrt{2 \cdot \pi \cdot \sigma_{z,j}(x-\zeta)} \cdot U_k \cdot S} \cdot P(x-\zeta) d\zeta & \text{при } a \leq x \leq 5,093 \cdot a \\ \sum_j \sum_k \frac{16 \cdot a}{\pi \cdot x} \cdot \int_{-a}^a \frac{2 \cdot \omega_{n,j,k}}{\sqrt{2 \cdot \pi \cdot \sigma_{z,j}(x-\zeta)} \cdot U_k \cdot S} \cdot P(x-\zeta) d\zeta & \text{при } x > 5,093 \cdot a \end{cases}, \quad (6)$$

где S – площадь поверхности площадного источника, $м^2$;

a – половина длины стороны площадного источника, $м$;

U_k – скорость ветра на высоте флюгера, $м/с$;

x – расстояние от центра площадного источника вдоль направления ветра, $м$;

$\sigma_{z,j}(x)$ – дисперсия струи по вертикали на расстоянии x от источника выбросов для j -й категории устойчивости атмосферы (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности);

ζ – переменная интегрирования, $м$;

$P_j(x)$ – функция, определяемая следующим соотношением:

$$P_j(x) = \sum_{l=-2}^2 \left(\exp \left[-\frac{(2 \cdot l \cdot H - Z)^2}{2 \cdot \sigma_{z,j}(x)^2} \right] + \exp \left[-\frac{(2 \cdot l \cdot H + Z)^2}{2 \cdot \sigma_{z,j}(x)^2} \right] \right), \quad (7)$$

где H – высота слоя перемешивания, $м$, значение которой рекомендуется принять равной $1,25 \cdot \sigma_{z,j}^{max}$, где $\sigma_{z,j}^{max}$ – параметр, рекомендуемые значения

которого для различных категорий устойчивости атмосферы j приведены в приложении № 3 к настоящему Руководству по безопасности;

Z – высота над поверхностью земли, значение которой рекомендуется принять равной 1 м;

l – переменная суммирования.

6. Среднегодовой метеорологический фактор влажного выведения радионуклида r из облака на подстилающую поверхность на расстоянии x от i -го неорганизованного площадного источника выброса в n -ом румбе рекомендуется рассчитывать по формуле:

$$W_{r,i,n}(x) = \sum_k \sum_j \frac{\Lambda^r \cdot \omega_{n,j,k}}{U_k \cdot \max\left(2 \cdot \arctg \frac{\pi \cdot x}{16}, \sigma_{y,j}(x)\right)}, \quad (8)$$

где Λ^r – постоянная вымывания радионуклида r из атмосферы осадками, усредненная за год с учетом типа и продолжительности осадков в течение года, с^{-1} (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности);

U_k – скорость ветра на высоте флюгера, м/с;

$\omega_{n,j,k}$ – повторяемость метеорологических условий, представляющая собой вероятность совместной реализации направления ветра в румбе n при категории устойчивости j и градации скорости ветра k ;

x – расстояние от источника выбросов, м;

$\sigma_{y,j}(x)$ – дисперсия струи в горизонтальном направлении на расстоянии x от источника выбросов для j -й категории устойчивости атмосферы (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности);

j – номер градации категории устойчивости атмосферы, определяемый согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности;

k – номер градации модуля скорости ветра на высоте флюгера, определяемый согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности;

n – номер румба.

7. Среднегодовой метеорологический фактор сухого осаждения радионуклида r на подстилающую поверхность на расстоянии x от i -го неорганизованного площадного источника выброса в n -ом румбе рекомендуется рассчитывать по формуле:

$$F_{r,i,n}(x) = V_d^r \cdot \overline{G_{i,n}}(x), \quad (9)$$

где V_d^r – скорость сухого осаждения радионуклида r на подстилающую поверхность (определяется согласно рекомендациям приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности), м/с;

$\overline{G_{i,n}}(x)$ – среднегодовой метеорологический фактор разбавления для i -го неорганизованного площадного источника, значение которого рекомендуется рассчитывать с помощью соотношения (6) данного приложения к настоящему Руководству по безопасности, с/м³.

8. Рекомендации по учету начального разбавления выброса и учет влияния зданий при выбросах из низких источников приведены в приложении № 3 к настоящему Руководству по безопасности.

ПРИЛОЖЕНИЕ № 2

к руководству по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух», утвержденному приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору

от 30 августа 2021 г. № 288

Рекомендуемые значения параметров, используемых при расчете доз облучения человека

Для расчета функций перехода рекомендуется использовать данные из таблиц № 1–6 настоящего приложения.

Таблица № 1

Рекомендуемые значения дозовых коэффициентов $R_{обл}^r$ и $R_{пов}^r$ *

Радионуклид	$\frac{R_{обл}^r}{Зв \cdot м^3}$ с · Бк	$\frac{R_{пов}^r}{Зв \cdot м^2}$ с · Бк
^{225}Ac	$8,06 \cdot 10^{-16}$	$1,09 \cdot 10^{-17}$
^{227}Ac	$8,16 \cdot 10^{-18}$	$9,54 \cdot 10^{-20}$
^{228}Ac	$5,26 \cdot 10^{-14}$	$7,37 \cdot 10^{-16}$
^{110}Ag	$7,11 \cdot 10^{-15}$	$2,23 \cdot 10^{-16}$
^{110m}Ag	$1,64 \cdot 10^{-13}$	$2,22 \cdot 10^{-15}$
^{241}Am	$1,01 \cdot 10^{-15}$	$1,55 \cdot 10^{-17}$
^{243}Am	$2,70 \cdot 10^{-15}$	$4,08 \cdot 10^{-17}$
^{41}Ar	$7,85 \cdot 10^{-14}$	—**
^{217}At	$1,43 \cdot 10^{-17}$	$1,97 \cdot 10^{-19}$
^{218}At	$4,83 \cdot 10^{-18}$	$1,83 \cdot 10^{-19}$
^{198}Au	$2,47 \cdot 10^{-14}$	$3,68 \cdot 10^{-16}$
^{140}Ba	$1,14 \cdot 10^{-14}$	$1,78 \cdot 10^{-16}$

Приложение К. РБ-106-21 «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух»

Радионуклид	$\frac{R^r_{обл},}{Зв \cdot м^3}$ с · Бк	$\frac{R^r_{пов},}{Зв \cdot м^2}$ с · Бк
²¹⁰ Bi	$1,26 \cdot 10^{-15}$	$5,09 \cdot 10^{-17}$
²¹¹ Bi	$2,78 \cdot 10^{-15}$	$3,88 \cdot 10^{-17}$
²¹² Bi	$8,10 \cdot 10^{-15}$	$1,64 \cdot 10^{-16}$
²¹³ Bi	$8,96 \cdot 10^{-15}$	$1,58 \cdot 10^{-16}$
²¹⁴ Bi	$9,14 \cdot 10^{-14}$	$1,25 \cdot 10^{-15}$
⁴⁵ Ca	$1,16 \cdot 10^{-16}$	$1,68 \cdot 10^{-18}$
⁴⁷ Ca	$6,42 \cdot 10^{-14}$	$8,59 \cdot 10^{-16}$
¹⁴¹ Ce	$4,66 \cdot 10^{-15}$	$6,22 \cdot 10^{-17}$
¹⁴⁴ Ce	$1,17 \cdot 10^{-15}$	$1,59 \cdot 10^{-17}$
³⁶ Cl	$7,88 \cdot 10^{-16}$	$2,10 \cdot 10^{-17}$
²⁴² Cm	$1,11 \cdot 10^{-17}$	$7,55 \cdot 10^{-20}$
²⁴³ Cm	$7,51 \cdot 10^{-15}$	$1,00 \cdot 10^{-16}$
²⁴⁴ Cm	$1,04 \cdot 10^{-17}$	$7,55 \cdot 10^{-20}$
⁵⁷ Co	$7,16 \cdot 10^{-15}$	$9,34 \cdot 10^{-17}$
⁵⁸ Co	$5,78 \cdot 10^{-14}$	$7,95 \cdot 10^{-16}$
⁶⁰ Co	$1,50 \cdot 10^{-13}$	$1,95 \cdot 10^{-15}$
⁵¹ Cr	$1,89 \cdot 10^{-15}$	$2,60 \cdot 10^{-15}$
¹³⁴ Cs	$9,25 \cdot 10^{-14}$	$1,28 \cdot 10^{-15}$
¹³⁵ Cs	$1,47 \cdot 10^{-16}$	$2,09 \cdot 10^{-18}$
¹³⁷ Cs/ ^{137m} Ba	$3,52 \cdot 10^{-14}$	$5,01 \cdot 10^{-16}$
¹³⁸ Cs	$1,48 \cdot 10^{-13}$	$2,01 \cdot 10^{-15}$
¹⁶⁹ Er	$1,80 \cdot 10^{-16}$	$2,51 \cdot 10^{-18}$
¹⁵² Eu	$6,96 \cdot 10^{-14}$	$9,34 \cdot 10^{-16}$
¹⁵⁴ Eu	$7,49 \cdot 10^{-14}$	$1,01 \cdot 10^{-15}$
¹⁵⁵ Eu	$3,27 \cdot 10^{-15}$	$4,60 \cdot 10^{-17}$
⁵⁹ Fe	$7,13 \cdot 10^{-14}$	$9,34 \cdot 10^{-16}$
²²¹ Fr	$1,72 \cdot 10^{-15}$	$2,33 \cdot 10^{-17}$
²²³ Fr	$3,86 \cdot 10^{-15}$	$8,11 \cdot 10^{-17}$
⁶⁷ Ga	$9,11 \cdot 10^{-15}$	$1,24 \cdot 10^{-16}$
¹⁹⁷ Hg	$3,35 \cdot 10^{-15}$	$5,10 \cdot 10^{-17}$
¹²³ I	$9,20 \cdot 10^{-15}$	$1,23 \cdot 10^{-16}$
¹²⁹ I	$6,18 \cdot 10^{-16}$	$1,08 \cdot 10^{-17}$
¹³¹ I	$2,31 \cdot 10^{-14}$	$3,23 \cdot 10^{-16}$
¹³² I	$1,36 \cdot 10^{-13}$	$1,91 \cdot 10^{-15}$
¹³³ I	$3,76 \cdot 10^{-14}$	$5,63 \cdot 10^{-16}$
¹³⁴ I	$1,57 \cdot 10^{-13}$	$2,17 \cdot 10^{-15}$
¹³⁵ I	$9,61 \cdot 10^{-14}$	$1,27 \cdot 10^{-15}$

Приложение К. РБ-106-21 «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух»

Радионуклид	$R_{обл}^r$, $\frac{Зв \cdot м^3}{с \cdot Бк}$	$R_{пов}^r$, $\frac{Зв \cdot м^2}{с \cdot Бк}$
^{111}In	$2,32 \cdot 10^{-14}$	$3,11 \cdot 10^{-16}$
^{192}Ir	$4,87 \cdot 10^{-14}$	$6,81 \cdot 10^{-16}$
^{42}K	$2,37 \cdot 10^{-14}$	$4,44 \cdot 10^{-16}$
^{85}Kr	$8,28 \cdot 10^{-16}$	—**
^{85m}Kr	$9,94 \cdot 10^{-15}$	—**
^{87}Kr	$5,43 \cdot 10^{-14}$	—**
^{88}Kr	$1,20 \cdot 10^{-13}$	—**
^{140}La	$1,41 \cdot 10^{-13}$	$1,86 \cdot 10^{-15}$
^{54}Mn	$4,96 \cdot 10^{-14}$	$6,77 \cdot 10^{-16}$
^{99}Mo	$1,00 \cdot 10^{-14}$	$1,73 \cdot 10^{-16}$
^{22}Na	$1,31 \cdot 10^{-13}$	$1,77 \cdot 10^{-15}$
^{24}Na	$2,54 \cdot 10^{-13}$	$3,02 \cdot 10^{-15}$
^{95}Nb	$4,54 \cdot 10^{-14}$	$6,25 \cdot 10^{-16}$
^{237}Np	$1,29 \cdot 10^{-15}$	$1,79 \cdot 10^{-17}$
^{239}Np	$1,06 \cdot 10^{-14}$	$1,42 \cdot 10^{-16}$
^{32}P	$2,64 \cdot 10^{-15}$	$1,18 \cdot 10^{-16}$
^{231}Pa	$2,02 \cdot 10^{-15}$	$2,75 \cdot 10^{-17}$
^{233}Pa	$1,28 \cdot 10^{-14}$	$1,75 \cdot 10^{-16}$
^{234}Pa	$8,71 \cdot 10^{-14}$	$1,18 \cdot 10^{-15}$
^{234m}Pa	$4,25 \cdot 10^{-15}$	$1,50 \cdot 10^{-16}$
^{209}Pb	$5,04 \cdot 10^{-16}$	$9,64 \cdot 10^{-18}$
^{210}Pb	$8,57 \cdot 10^{-17}$	$1,25 \cdot 10^{-18}$
^{211}Pb	$5,35 \cdot 10^{-15}$	$1,19 \cdot 10^{-16}$
^{212}Pb	$8,52 \cdot 10^{-15}$	$1,17 \cdot 10^{-16}$
^{214}Pb	$1,54 \cdot 10^{-14}$	$2,19 \cdot 10^{-16}$
^{147}Pm	$8,02 \cdot 10^{-17}$	$1,20 \cdot 10^{-18}$
^{210}Po	$5,77 \cdot 10^{-19}$	$7,92 \cdot 10^{-21}$
^{211}Po	$4,85 \cdot 10^{-16}$	$6,68 \cdot 10^{-18}$
^{214}Po	$4,93 \cdot 10^{-18}$	$6,76 \cdot 10^{-20}$
^{215}Po	$1,04 \cdot 10^{-17}$	$1,47 \cdot 10^{-19}$
^{216}Po	$9,09 \cdot 10^{-19}$	$1,25 \cdot 10^{-20}$
^{218}Po	$2,06 \cdot 10^{-20}$	$3,01 \cdot 10^{-22}$
^{144}Pr	$7,21 \cdot 10^{-15}$	$2,23 \cdot 10^{-16}$
^{144m}Pr	$4,26 \cdot 10^{-16}$	$6,96 \cdot 10^{-18}$
^{238}Pu	$1,00 \cdot 10^{-17}$	$5,85 \cdot 10^{-20}$
^{239}Pu	$7,55 \cdot 10^{-18}$	$7,12 \cdot 10^{-20}$
^{240}Pu	$9,65 \cdot 10^{-18}$	$5,82 \cdot 10^{-20}$

Приложение К. РБ-106-21 «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух»

Радионуклид	$R_{обл}^r$, $\frac{Зв \cdot м^3}{с \cdot Бк}$	$R_{пов}^r$, $\frac{Зв \cdot м^2}{с \cdot Бк}$
^{241}Pu	$1,57 \cdot 10^{-19}$	$2,35 \cdot 10^{-21}$
^{223}Ra	$7,94 \cdot 10^{-15}$	$1,09 \cdot 10^{-16}$
^{224}Ra	$6,15 \cdot 10^{-16}$	$8,32 \cdot 10^{-18}$
^{225}Ra	$5,64 \cdot 10^{-16}$	$8,91 \cdot 10^{-18}$
^{226}Ra	$4,31 \cdot 10^{-16}$	$5,76 \cdot 10^{-18}$
^{87}Rb	$2,15 \cdot 10^{-16}$	$2,98 \cdot 10^{-18}$
^{88}Rb	$5,06 \cdot 10^{-14}$	$7,94 \cdot 10^{-16}$
^{89}Rb	$1,40 \cdot 10^{-13}$	$1,85 \cdot 10^{-15}$
^{103m}Rh	$1,44 \cdot 10^{-17}$	$1,39 \cdot 10^{-19}$
^{106}Rh	$1,89 \cdot 10^{-14}$	$4,00 \cdot 10^{-16}$
^{218}Rn	$4,48 \cdot 10^{-17}$	$6,29 \cdot 10^{-19}$
^{219}Rn	$3,46 \cdot 10^{-15}$	$4,79 \cdot 10^{-17}$
^{220}Rn	$3,71 \cdot 10^{-17}$	$5,25 \cdot 10^{-19}$
^{222}Rn	$2,30 \cdot 10^{-17}$	$3,25 \cdot 10^{-19}$
^{103}Ru	$2,94 \cdot 10^{-14}$	$4,16 \cdot 10^{-16}$
^{106}Ru	$1,25 \cdot 10^{-18}$	$2,16 \cdot 10^{-20}$
^{35}S	$4,99 \cdot 10^{-17}$	$7,87 \cdot 10^{-19}$
^{122}Sb	$2,84 \cdot 10^{-14}$	$4,58 \cdot 10^{-16}$
^{124}Sb	$1,12 \cdot 10^{-13}$	$1,50 \cdot 10^{-15}$
^{125}Sb	$2,54 \cdot 10^{-14}$	$3,58 \cdot 10^{-16}$
^{47}Sc	$6,80 \cdot 10^{-15}$	$8,96 \cdot 10^{-17}$
^{75}Se	$2,28 \cdot 10^{-14}$	$3,08 \cdot 10^{-16}$
^{89}Sr	$2,14 \cdot 10^{-15}$	$9,53 \cdot 10^{-17}$
^{90}Sr	$4,93 \cdot 10^{-16}$	$7,96 \cdot 10^{-18}$
^{99}Tc	$1,80 \cdot 10^{-16}$	$2,52 \cdot 10^{-18}$
^{99m}Tc	$7,41 \cdot 10^{-15}$	$9,66 \cdot 10^{-17}$
^{123}Te	$5,73 \cdot 10^{-19}$	$9,41 \cdot 10^{-21}$
^{123m}Te	$8,15 \cdot 10^{-15}$	$1,07 \cdot 10^{-16}$
^{125m}Te	$6,91 \cdot 10^{-16}$	$1,16 \cdot 10^{-17}$
^{227}Th	$7,19 \cdot 10^{-15}$	$9,82 \cdot 10^{-17}$
^{228}Th	$1,20 \cdot 10^{-16}$	$1,59 \cdot 10^{-18}$
^{229}Th	$4,78 \cdot 10^{-15}$	$6,50 \cdot 10^{-17}$
^{230}Th	$2,43 \cdot 10^{-17}$	$3,01 \cdot 10^{-19}$
^{231}Th	$8,09 \cdot 10^{-16}$	$1,10 \cdot 10^{-17}$
^{232}Th	$1,40 \cdot 10^{-17}$	$1,59 \cdot 10^{-19}$
^{234}Th	$5,16 \cdot 10^{-16}$	$7,36 \cdot 10^{-18}$
^{201}Tl	$4,55 \cdot 10^{-15}$	$6,67 \cdot 10^{-17}$

Приложение К. РБ-106-21 «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух»

Радионуклид	$\frac{R_{обл}^r}{Зв \cdot М^3}$ с · Бк	$\frac{R_{пов}^r}{Зв \cdot М^2}$ с · Бк
²⁰⁶ Pb	$1,93 \cdot 10^{-15}$	$8,51 \cdot 10^{-17}$
²⁰⁷ Pb	$1,87 \cdot 10^{-15}$	$7,73 \cdot 10^{-17}$
²⁰⁸ Pb	$2,07 \cdot 10^{-13}$	$2,51 \cdot 10^{-15}$
²⁰⁹ Pb	$1,31 \cdot 10^{-13}$	$1,77 \cdot 10^{-15}$
²³² U	$2,03 \cdot 10^{-17}$	$2,05 \cdot 10^{-19}$
²³³ U	$1,75 \cdot 10^{-17}$	$2,03 \cdot 10^{-19}$
²³⁴ U	$1,34 \cdot 10^{-17}$	$1,15 \cdot 10^{-19}$
²³⁵ U	$9,57 \cdot 10^{-15}$	$1,27 \cdot 10^{-16}$
²³⁶ U	$9,60 \cdot 10^{-18}$	$6,79 \cdot 10^{-20}$
²³⁷ U	$7,65 \cdot 10^{-15}$	$1,04 \cdot 10^{-16}$
²³⁸ U	$7,88 \cdot 10^{-18}$	$5,70 \cdot 10^{-20}$
¹²⁷ Xe	$1,56 \cdot 10^{-14}$	—**
^{131m} Xe	$5,95 \cdot 10^{-16}$	—**
¹³³ Xe	$2,18 \cdot 10^{-15}$	—**
^{133m} Xe	$1,85 \cdot 10^{-15}$	—**
¹³⁵ Xe	$1,56 \cdot 10^{-14}$	—**
^{135m} Xe	$2,50 \cdot 10^{-14}$	—**
¹³⁸ Xe	$7,03 \cdot 10^{-14}$	—**
⁹⁰ Y	$3,91 \cdot 10^{-15}$	$1,58 \cdot 10^{-16}$
⁶⁵ Zn	$3,46 \cdot 10^{-14}$	$4,57 \cdot 10^{-16}$
⁹⁵ Zr	$4,36 \cdot 10^{-14}$	$6,03 \cdot 10^{-16}$

* Значения коэффициентов приняты в соответствии с EPA 402-R-19-002 Federal Guidance Report No. 15. External Exposure to Radionuclides in Air, Water and Soil. – U. S. Environmental Protection Agency, 2019.

** Данный путь облучения не учитывается для радионуклидов группы инертных радиоактивных газов (далее – ИРГ).

Таблица № 2

Рекомендуемые значения интенсивностей вдыхания для различных возрастных групп населения, м³/с

Возрастная группа, г	2	3	4	5	6
Возраст	1–2 года	2–7 лет	7–12 лет	12–17 лет	>17
$U_{г}, м^3/с$	$6,032 \cdot 10^{-5}$	$1,016 \cdot 10^{-4}$	$1,651 \cdot 10^{-4}$	$2,317 \cdot 10^{-4}$	$2,571 \cdot 10^{-4}$

Таблица № 3

**Рекомендуемые значения поверхностной плотности
корневого слоя почвы ρ^* , кг/м²**

Вид использования почвы	Тип почвы	
	Торфянистые почвы	Неторфянистые виды почв
Выращивание сельскохозяйственных культур	100	260
Выпас сельскохозяйственных животных	50	130

* Значения коэффициентов приняты в соответствии с Generic Models for use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment / Safety Reports. – Series No. 19.–Vienna: IAEA, 2000.

Таблица № 4

Рекомендуемые значения параметров Fv_r , $Fv1_r$, F^m молоко, г, F^f мясо, г *

Элемент	Fv_r	F^m молоко, г, сут/л	F^f мясо, г, сут/кг	$Fv1_r$
Ac	0,001	$2 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-5}$	0,1
Ag	0,01	$1 \cdot 10^{-4}$	0,006	0,1
Am	0,002	$2 \cdot 10^{-5}$	$1 \cdot 10^{-4}$	0,1
At	0,2	0,01	0,01	0,9
Au	0,1	$1 \cdot 10^{-5}$	0,005	0,4
Ba	0,05	0,005	0,002	0,1
Bi	0,1	0,001	0,002	0,5
Ce	0,05	$3 \cdot 10^{-4}$	$2 \cdot 10^{-4}$	0,1
Cm	0,001	$2 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-5}$	0,1
Co	0,08	0,01	0,07	2
Cr	0,001	$2 \cdot 10^{-4}$	0,09	0,1
Cs	0,3	0,01	0,05	20
Eu	0,002	$6 \cdot 10^{-5}$	0,002	0,1
Fe	0,001	$3 \cdot 10^{-4}$	0,05	0,1
Ga	0,003	$1 \cdot 10^{-5}$	$3 \cdot 10^{-4}$	0,1
Hg	0,3	$5 \cdot 10^{-4}$	0,01	3
I	0,02	0,01	0,05	0,1
In	0,003	$2 \cdot 10^{-4}$	0,004	0,1
Mn	0,3	$3 \cdot 10^{-4}$	$7 \cdot 10^{-4}$	10
Mo	0,2	0,005	0,01	1
Na	0,05	0,25	0,8	0,6

Элемент	Fv_r	$F^m_{\text{молоко, г, сут/л}}$	$F^f_{\text{мясо, г, сут/кг}}$	$Fv1_r$
Nb	0,01	$4 \cdot 10^{-6}$	$3 \cdot 10^{-6}$	0,2
Ni	0,3	0,2	0,05	1
Np	0,04	$5 \cdot 10^{-5}$	0,01	0,5
P	1	0,02	0,05	10
Pa	0,01	$5 \cdot 10^{-6}$	$5 \cdot 10^{-6}$	0,1
Pb	0,02	$3 \cdot 10^{-4}$	$7 \cdot 10^{-4}$	0,1
Pm	0,002	$6 \cdot 10^{-5}$	0,002	0,1
Po	0,002	0,003	0,005	0,1
Pu	0,001	$3 \cdot 10^{-6}$	$2 \cdot 10^{-4}$	0,1
Ra	0,04	0,001	0,005	0,4
Rb	0,2	0,1	0,03	2
Rh	0,2	$5 \cdot 10^{-4}$	0,002	2
Ru	0,05	$3 \cdot 10^{-5}$	0,05	0,2
S	0,6	0,02	0,2	6
Sb	0,001	$2,5 \cdot 10^{-4}$	0,005	0,1
Se	0,1	0,001	0,1	1
Sr	0,3	0,003	0,01	10
Tc	5	0,001	0,001	80
Te	1	0,005	0,07	10
Th	0,001	$5 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-4}$	0,1
Tl	2	0,003	0,02	2
U	0,01	$6 \cdot 10^{-4}$	0,003	0,2
Y	0,003	$6 \cdot 10^{-5}$	0,01	0,1
Zn	2	0,01	0,2	2
Zr	0,001	$6 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-5}$	0,1

* Значения коэффициентов приняты в соответствии с Generic Models for use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment / Safety Reports. – Series No. 19. – Vienna: IAEA, 2000.

Таблица № 5

Рекомендуемые значения суточных энергетических затрат для лиц из различных возрастных групп, ккал/сут

Возрастная группа (г)	2	3	4	5	6
Возраст	1–2 года	2–7 лет	7–12 лет	12–17 лет	>17
Энергетические затраты, ккал/сут	1 400	2 000	2 600	3 100	2 900

Таблица № 6

Рекомендуемые значения дозовых коэффициентов $R_{обл}^{г,кожа}$ и $R_{пов}^{г,кожа*}$

Радионуклид	$R_{обл}^{г,кожа}$, $\frac{Зв \cdot м^3}{с \cdot Бк}$	$R_{пов}^{г,кожа}$, $\frac{Зв \cdot м^2}{с \cdot Бк}$
^{225}Ac	$9,40 \cdot 10^{-16}$	$3,08 \cdot 10^{-17}$
^{227}Ac	$1,10 \cdot 10^{-17}$	$7,43 \cdot 10^{-19}$
^{228}Ac	$7,88 \cdot 10^{-14}$	$4,75 \cdot 10^{-15}$
^{110}Ag	$8,22 \cdot 10^{-14}$	$1,27 \cdot 10^{-14}$
^{110m}Ag	$1,57 \cdot 10^{-13}$	$3,22 \cdot 10^{-15}$
^{241}Am	$1,28 \cdot 10^{-15}$	$8,32 \cdot 10^{-17}$
^{243}Am	$2,75 \cdot 10^{-15}$	$7,60 \cdot 10^{-17}$
^{41}Ar	$1,01 \cdot 10^{-13}$	—**
^{217}At	$1,86 \cdot 10^{-17}$	$4,11 \cdot 10^{-19}$
^{218}At	$2,12 \cdot 10^{-16}$	$2,32 \cdot 10^{-17}$
^{198}Au	$4,08 \cdot 10^{-14}$	$2,53 \cdot 10^{-15}$
^{140}Ba	$2,52 \cdot 10^{-14}$	$1,95 \cdot 10^{-15}$
^{210}Bi	$2,30 \cdot 10^{-14}$	$3,42 \cdot 10^{-15}$
^{211}Bi	$3,07 \cdot 10^{-15}$	$5,55 \cdot 10^{-17}$
^{212}Bi	$4,05 \cdot 10^{-14}$	$5,35 \cdot 10^{-15}$
^{213}Bi	$3,39 \cdot 10^{-14}$	$4,23 \cdot 10^{-15}$
^{214}Bi	$1,28 \cdot 10^{-13}$	$8,48 \cdot 10^{-15}$
^{45}Ca	$1,46 \cdot 10^{-15}$	$1,61 \cdot 10^{-19}$
^{47}Ca	$8,02 \cdot 10^{-14}$	$3,42 \cdot 10^{-15}$
^{141}Ce	$1,02 \cdot 10^{-14}$	$1,32 \cdot 10^{-16}$
^{144}Ce	$2,93 \cdot 10^{-15}$	$2,61 \cdot 10^{-17}$
^{36}Cl	$1,47 \cdot 10^{-14}$	$1,06 \cdot 10^{-15}$
^{242}Cm	$4,29 \cdot 10^{-17}$	$9,38 \cdot 10^{-18}$
^{243}Cm	$9,79 \cdot 10^{-15}$	$1,90 \cdot 10^{-16}$
^{244}Cm	$3,91 \cdot 10^{-17}$	$8,70 \cdot 10^{-18}$
^{57}Co	$6,63 \cdot 10^{-15}$	$1,38 \cdot 10^{-16}$
^{58}Co	$5,58 \cdot 10^{-14}$	$1,14 \cdot 10^{-15}$
^{60}Co	$1,45 \cdot 10^{-13}$	$2,76 \cdot 10^{-15}$
^{51}Cr	$1,75 \cdot 10^{-15}$	$3,68 \cdot 10^{-17}$
^{134}Cs	$9,45 \cdot 10^{-14}$	$2,17 \cdot 10^{-15}$
^{135}Cs	$9,06 \cdot 10^{-16}$	$1,27 \cdot 10^{-19}$
$^{137}Cs/^{137m}Ba$	$3,73 \cdot 10^{-14}$	$1,65 \cdot 10^{-15}$
^{138}Cs	$2,17 \cdot 10^{-13}$	$1,52 \cdot 10^{-14}$
^{169}Er	$2,83 \cdot 10^{-15}$	$2,46 \cdot 10^{-19}$
^{152}Eu	$6,90 \cdot 10^{-14}$	$1,75 \cdot 10^{-15}$
^{154}Eu	$8,29 \cdot 10^{-14}$	$2,91 \cdot 10^{-15}$
^{155}Eu	$3,39 \cdot 10^{-15}$	$7,04 \cdot 10^{-17}$

Приложение К. РБ-106-21 «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух»

Радионуклид	$R_{обл}^{г,кожа}$, $\frac{Зв \cdot м^3}{с \cdot Бк}$	$R_{пов}^{г,кожа}$, $\frac{Зв \cdot м^2}{с \cdot Бк}$
⁵⁹ Fe	$7,13 \cdot 10^{-14}$	$1,34 \cdot 10^{-15}$
²²¹ Fr	$2,02 \cdot 10^{-15}$	$3,67 \cdot 10^{-17}$
²²³ Fr	$2,30 \cdot 10^{-14}$	$2,72 \cdot 10^{-15}$
⁶⁷ Ga	$8,50 \cdot 10^{-15}$	$1,74 \cdot 10^{-16}$
¹⁹⁷ Hg	$3,35 \cdot 10^{-15}$	$9,10 \cdot 10^{-17}$
¹²³ I	$9,40 \cdot 10^{-15}$	$2,33 \cdot 10^{-16}$
¹²⁹ I	$1,10 \cdot 10^{-15}$	$5,80 \cdot 10^{-17}$
¹³¹ I	$2,98 \cdot 10^{-14}$	$6,43 \cdot 10^{-16}$
¹³² I	$1,58 \cdot 10^{-13}$	$7,54 \cdot 10^{-15}$
¹³³ I	$5,83 \cdot 10^{-14}$	$4,55 \cdot 10^{-15}$
¹³⁴ I	$1,87 \cdot 10^{-13}$	$9,85 \cdot 10^{-15}$
¹³⁵ I	$1,11 \cdot 10^{-13}$	$4,83 \cdot 10^{-15}$
¹¹¹ In	$2,29 \cdot 10^{-14}$	$5,09 \cdot 10^{-16}$
¹⁹² Ir	$5,53 \cdot 10^{-14}$	$1,21 \cdot 10^{-15}$
⁴² K	$1,15 \cdot 10^{-13}$	$1,41 \cdot 10^{-14}$
⁸⁵ Kr	$1,32 \cdot 10^{-14}$	—**
^{85m} Kr	$2,24 \cdot 10^{-14}$	—**
⁸⁷ Kr	$1,37 \cdot 10^{-13}$	—**
⁸⁸ Kr	$1,35 \cdot 10^{-13}$	—**
¹⁴⁰ La	$1,66 \cdot 10^{-13}$	$8,24 \cdot 10^{-15}$
⁵⁴ Mn	$4,67 \cdot 10^{-14}$	$9,65 \cdot 10^{-16}$
⁹⁹ Mo	$3,14 \cdot 10^{-14}$	$3,76 \cdot 10^{-15}$
²² Na	$1,33 \cdot 10^{-13}$	$2,60 \cdot 10^{-15}$
²⁴ Na	$2,75 \cdot 10^{-13}$	$1,03 \cdot 10^{-14}$
⁹⁵ Nb	$4,30 \cdot 10^{-14}$	$9,05 \cdot 10^{-16}$
²³⁷ Np	$1,54 \cdot 10^{-15}$	$8,36 \cdot 10^{-17}$
²³⁹ Np	$1,60 \cdot 10^{-14}$	$2,63 \cdot 10^{-16}$
³² P	$4,49 \cdot 10^{-14}$	$8,26 \cdot 10^{-15}$
²³¹ Pa	$2,44 \cdot 10^{-15}$	$1,07 \cdot 10^{-16}$
²³³ Pa	$1,66 \cdot 10^{-14}$	$2,70 \cdot 10^{-16}$
²³⁴ Pa	$1,24 \cdot 10^{-13}$	$3,89 \cdot 10^{-15}$
^{234m} Pa	$5,48 \cdot 10^{-14}$	$9,39 \cdot 10^{-15}$
²⁰⁹ Pb	$9,35 \cdot 10^{-15}$	$2,94 \cdot 10^{-16}$
²¹⁰ Pb	$1,28 \cdot 10^{-16}$	$1,98 \cdot 10^{-17}$
²¹¹ Pb	$3,06 \cdot 10^{-14}$	$4,64 \cdot 10^{-15}$
²¹² Pb	$1,35 \cdot 10^{-14}$	$1,88 \cdot 10^{-16}$
²¹⁴ Pb	$2,77 \cdot 10^{-14}$	$9,10 \cdot 10^{-16}$
¹⁴⁷ Pm	$8,11 \cdot 10^{-16}$	$1,20 \cdot 10^{-19}$
²¹⁰ Po	$4,81 \cdot 10^{-19}$	$1,11 \cdot 10^{-20}$
²¹¹ Po	$4,47 \cdot 10^{-16}$	$1,12 \cdot 10^{-17}$

Приложение К. РБ-106-21 «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух»

Радионуклид	$R_{обл}^{г,кожа}$, $\frac{Зв \cdot м^3}{с \cdot Бк}$	$R_{нов}^{г,кожа}$, $\frac{Зв \cdot м^2}{с \cdot Бк}$
^{214}Po	$4,71 \cdot 10^{-18}$	$1,09 \cdot 10^{-19}$
^{215}Po	$1,01 \cdot 10^{-17}$	$2,15 \cdot 10^{-19}$
^{216}Po	$9,57 \cdot 10^{-19}$	$2,20 \cdot 10^{-20}$
^{218}Po	$7,56 \cdot 10^{-19}$	$1,17 \cdot 10^{-20}$
^{144}Pr	$8,43 \cdot 10^{-14}$	$1,27 \cdot 10^{-14}$
^{144m}Pr	$5,08 \cdot 10^{-16}$	$2,67 \cdot 10^{-17}$
^{238}Pu	$4,09 \cdot 10^{-17}$	$9,64 \cdot 10^{-18}$
^{239}Pu	$1,86 \cdot 10^{-17}$	$3,67 \cdot 10^{-18}$
^{240}Pu	$3,92 \cdot 10^{-17}$	$9,18 \cdot 10^{-18}$
^{241}Pu	$1,17 \cdot 10^{-19}$	$7,06 \cdot 10^{-21}$
^{223}Ra	$8,87 \cdot 10^{-15}$	$1,67 \cdot 10^{-16}$
^{224}Ra	$6,35 \cdot 10^{-16}$	$1,16 \cdot 10^{-17}$
^{225}Ra	$3,01 \cdot 10^{-15}$	$3,25 \cdot 10^{-17}$
^{226}Ra	$4,79 \cdot 10^{-16}$	$8,12 \cdot 10^{-18}$
^{87}Rb	$3,15 \cdot 10^{-15}$	$2,73 \cdot 10^{-19}$
^{88}Rb	$1,83 \cdot 10^{-13}$	$1,67 \cdot 10^{-14}$
^{89}Rb	$1,87 \cdot 10^{-13}$	$1,21 \cdot 10^{-14}$
^{103m}Rh	$4,49 \cdot 10^{-17}$	$6,88 \cdot 10^{-18}$
^{106}Rh	$1,09 \cdot 10^{-13}$	$1,42 \cdot 10^{-14}$
^{218}Rn	$4,30 \cdot 10^{-17}$	$1,05 \cdot 10^{-18}$
^{219}Rn	$3,38 \cdot 10^{-15}$	$6,64 \cdot 10^{-17}$
^{220}Rn	$2,20 \cdot 10^{-17}$	$5,21 \cdot 10^{-19}$
^{222}Rn	$2,28 \cdot 10^{-17}$	$5,20 \cdot 10^{-19}$
^{103}Ru	$2,77 \cdot 10^{-14}$	$6,16 \cdot 10^{-16}$
^{106}Ru	$1,09 \cdot 10^{-13}$	$1,42 \cdot 10^{-14}$
^{35}S	$2,92 \cdot 10^{-16}$	$7,54 \cdot 10^{-20}$
^{122}Sb	$6,03 \cdot 10^{-14}$	$6,72 \cdot 10^{-15}$
^{124}Sb	$1,26 \cdot 10^{-13}$	$5,20 \cdot 10^{-15}$
^{125}Sb	$2,65 \cdot 10^{-14}$	$5,97 \cdot 10^{-16}$
^{47}Sc	$1,28 \cdot 10^{-14}$	$1,95 \cdot 10^{-16}$
^{75}Se	$2,16 \cdot 10^{-14}$	$4,76 \cdot 10^{-16}$
^{89}Sr	$3,69 \cdot 10^{-14}$	$6,66 \cdot 10^{-15}$
^{90}Sr	$9,20 \cdot 10^{-15}$	$1,40 \cdot 10^{-16}$
^{99}Tc	$2,74 \cdot 10^{-15}$	$2,43 \cdot 10^{-19}$
^{99m}Tc	$7,14 \cdot 10^{-15}$	$1,44 \cdot 10^{-16}$
^{123}Te	$6,32 \cdot 10^{-16}$	$5,71 \cdot 10^{-17}$
^{123m}Te	$8,48 \cdot 10^{-15}$	$1,87 \cdot 10^{-16}$
^{125m}Te	$1,94 \cdot 10^{-15}$	$9,45 \cdot 10^{-17}$
^{227}Th	$6,50 \cdot 10^{-15}$	$1,56 \cdot 10^{-16}$
^{228}Th	$1,50 \cdot 10^{-16}$	$9,74 \cdot 10^{-18}$

Приложение К. РБ-106-21 «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух»

Радионуклид	$R_{обл}^{г,кожа}$, $\frac{Зв \cdot м^3}{с \cdot Бк}$	$R_{пов}^{г,кожа}$, $\frac{Зв \cdot м^2}{с \cdot Бк}$
²²⁹ Th	$5,41 \cdot 10^{-15}$	$1,57 \cdot 10^{-16}$
²³⁰ Th	$4,51 \cdot 10^{-17}$	$7,17 \cdot 10^{-18}$
²³¹ Th	$2,52 \cdot 10^{-15}$	$8,58 \cdot 10^{-17}$
²³² Th	$3,44 \cdot 10^{-17}$	$6,86 \cdot 10^{-18}$
²³⁴ Th	$7,50 \cdot 10^{-16}$	$1,72 \cdot 10^{-17}$
²⁰¹ Tl	$4,89 \cdot 10^{-15}$	$1,15 \cdot 10^{-16}$
²⁰⁶ Tl	$3,36 \cdot 10^{-14}$	$5,89 \cdot 10^{-15}$
²⁰⁷ Tl	$3,06 \cdot 10^{-14}$	$5,21 \cdot 10^{-15}$
²⁰⁸ Tl	$2,34 \cdot 10^{-13}$	$9,77 \cdot 10^{-15}$
²⁰⁹ Tl	$1,59 \cdot 10^{-13}$	$9,87 \cdot 10^{-15}$
²³² U	$5,92 \cdot 10^{-17}$	$1,10 \cdot 10^{-17}$
²³³ U	$4,57 \cdot 10^{-17}$	$5,94 \cdot 10^{-18}$
²³⁴ U	$4,25 \cdot 10^{-17}$	$9,09 \cdot 10^{-18}$
²³⁵ U	$8,64 \cdot 10^{-15}$	$1,94 \cdot 10^{-16}$
²³⁶ U	$3,57 \cdot 10^{-17}$	$8,45 \cdot 10^{-18}$
²³⁷ U	$9,97 \cdot 10^{-15}$	$2,07 \cdot 10^{-16}$
²³⁸ U	$2,91 \cdot 10^{-17}$	$7,42 \cdot 10^{-18}$
¹²⁷ Xe	$1,57 \cdot 10^{-14}$	—**
^{131m} Xe	$4,82 \cdot 10^{-15}$	—**
¹³³ Xe	$4,97 \cdot 10^{-15}$	—**
^{133m} Xe	$1,04 \cdot 10^{-14}$	—**
¹³⁵ Xe	$3,12 \cdot 10^{-14}$	—**
^{135m} Xe	$2,97 \cdot 10^{-14}$	—**
¹³⁸ Xe	$1,07 \cdot 10^{-13}$	—**
⁹⁰ Y	$6,24 \cdot 10^{-14}$	$1,05 \cdot 10^{-14}$
⁶⁵ Zn	$3,29 \cdot 10^{-14}$	$6,52 \cdot 10^{-16}$
⁹⁵ Zr	$4,50 \cdot 10^{-14}$	$8,91 \cdot 10^{-16}$

* Значения коэффициентов приняты в соответствии с NUREG/CR-7166 Radiological Toolbox User's Guide. – Office of Nuclear Regulatory Research, 2013.

** Данный путь облучения не учитывается для радионуклидов группы ИРГ.

Таблица № 7

Значения УАНИ, Бк/кг^{*, **, ***}

Радионуклид	УАНИ, Бк/кг
^{110m} Ag ^{****}	10^2
²⁴¹ Am	10^2
²⁴³ Am ^{****}	10^2
¹⁹⁸ Au	10^4
¹⁴⁰ Ba	10^3

Приложение К. РБ-106-21 «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух»

Радионуклид	УАНИ, Бк/кг
⁴⁵ Ca	10 ⁵
⁴⁷ Ca	10 ⁴
¹⁴¹ Ce	10 ⁵
¹⁴⁴ Ce****	10 ⁴
³⁶ Cl	10 ³
²⁴² Cm	10 ⁴
²⁴³ Cm	10 ³
²⁴⁴ Cm	10 ³
⁵⁷ Co	10 ³
⁵⁸ Co	10 ³
⁶⁰ Co	10 ²
⁵¹ Cr	10 ⁵
¹³⁴ Cs	10 ²
¹³⁵ Cs	10 ⁵
¹³⁷ Cs****	10 ²
¹³⁸ Cs	10 ⁴
¹⁶⁹ Er	10 ⁶
¹⁵² Eu	10 ²
¹⁵⁴ Eu	10 ²
¹⁵⁵ Eu	10 ³
⁵⁹ Fe	10 ³
¹⁹⁷ Hg	10 ⁵
¹²³ I	10 ⁵
¹²⁹ I	10 ¹
¹³¹ I	10 ⁴
¹³² I	10 ⁴
¹³³ I	10 ⁴
¹³⁴ I	10 ⁴
¹³⁵ I	10 ⁴
¹¹¹ In	10 ⁴
¹⁹² Ir	10 ³
⁴² K	10 ⁵
¹⁴⁰ La	10 ³
⁵⁴ Mn	10 ²
⁹⁹ Mo****	10 ⁴
²² Na	10 ²
²⁴ Na	10 ³
⁹⁵ Nb	10 ³
²³⁷ Np****	10 ³
²³⁹ Np	10 ⁵
³² P	10 ⁶
²³³ Pa	10 ⁴

Радионуклид	УАНИ, Бк/кг
^{147}Pm	10^6
^{238}Pu	10^2
^{239}Pu	10^2
^{240}Pu	10^2
^{241}Pu	10^4
^{225}Ra	10^4
$^{103\text{m}}\text{Rh}$	10^8
$^{103}\text{Ru}^{****}$	10^3
$^{106}\text{Ru}^{****}$	10^2
^{35}S	10^5
^{122}Sb	10^4
^{124}Sb	10^3
$^{125}\text{Sb}^{****}$	10^2
^{47}Sc	10^5
^{75}Se	10^3
^{89}Sr	10^6
$^{90}\text{Sr}^{****}$	10^3
^{99}Tc	10^3
$^{99\text{m}}\text{Tc}$	10^5
$^{123\text{m}}\text{Te}$	10^3
$^{125\text{m}}\text{Te}$	10^6
^{229}Th	10^2
^{201}Tl	10^5
$^{232}\text{U}^{****}$	10^2
^{233}U	10^3
^{236}U	10^4
^{237}U	10^5
^{90}Y	10^6
^{65}Zn	10^2
$^{95}\text{Zr}^{****}$	10^3

* Для радионуклидов, за исключением изотопов урана: ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U .

** Значения коэффициентов приняты в соответствии с Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards // General Safety Requirements Part 3. – IAEA, 2014.

*** В случае необходимости использования в расчетах величин УАНИ для радионуклидов, отсутствующих в таблице, рекомендуется принимать их значения в соответствии с таблицей I.1 Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards // General Safety Requirements Part 3. – IAEA, 2014.

**** Значения УАНИ для данных радионуклидов приведены с учетом их дочерних продуктов распада:

$^{110\text{m}}\text{Ag}$; ^{110}Ag ;

^{243}Am ; ^{239}Np ;
 ^{144}Ce ; ^{144}Pr , $^{144\text{m}}\text{Pr}$;
 ^{137}Cs ; $^{137\text{m}}\text{Ba}$;
 ^{99}Mo ; $^{99\text{m}}\text{Tc}$;
 ^{237}Np ; ^{233}Pa ;
 ^{103}Ru ; $^{103\text{m}}\text{Rh}$;
 ^{106}Ru ; ^{106}Rh ;
 ^{125}Sb ; $^{125\text{m}}\text{Sb}$;
 ^{90}Sr ; ^{90}Y ;
 ^{232}U ; ^{228}Th , ^{224}Ra , ^{220}Rn , ^{216}Po , ^{212}Pb , ^{212}Bi , ^{208}Tl ;
 ^{95}Zr ; ^{95}Nb .

Таблица № 8

Значения УАНИ для ^{234}U , ^{235}U , ^{238}U , Бк/кг *

Радионуклид	УАНИ, Бк/кг	
^{234}U	10^4	10^{3***}
^{235}U	10^{4**}	10^{3***}
^{238}U	10^{4**}	10^{3***}

* Значения коэффициентов приняты в соответствии с Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards // General Safety Requirements Part 3. – IAEA, 2014.

** Для изотопов урана, находящихся в равновесии со следующими дочерними продуктами распада:

^{235}U : ^{231}Th ; ^{238}U : ^{234}Th , $^{234\text{m}}\text{Pa}$.

*** Для изотопов урана, находящихся в равновесии со своими дочерними продуктами распада:

^{234}U : ^{230}Th , ^{226}Ra , ^{222}Rn , ^{218}Po , ^{214}Pb , ^{218}At , ^{214}Bi , ^{218}Rn , ^{214}Po , ^{210}Tl , ^{210}Pb , ^{210}Bi , ^{206}Hg , ^{210}Po , ^{206}Tl ;

^{235}U : ^{231}Th , ^{231}Pa , ^{227}Ac , ^{227}Th , ^{223}Fr , ^{223}Ra , ^{219}Rn , ^{219}At , ^{215}Bi , ^{215}Po , ^{211}Pb , ^{211}Bi , ^{207}Tl , ^{211}Po ;
 ^{238}U : ^{234}Th , $^{234\text{m}}\text{Pa}$, ^{234}Pa , ^{234}U , ^{230}Th , ^{226}Ra , ^{222}Rn , ^{218}Po , ^{214}Pb , ^{218}At , ^{214}Bi , ^{218}Rn , ^{214}Po , ^{210}Tl , ^{210}Pb , ^{210}Bi , ^{206}Hg , ^{210}Po , ^{206}Tl .

ПРИЛОЖЕНИЕ № 3

к руководству по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух», утвержденному приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору

от 30 августа 2021 г. № 288

Рекомендации по определению значений параметров, входящих в состав формул для расчета факторов разбавления, факторов сухого осаждения и влажного выведения

1. Расчет вертикальной дисперсии струи примеси для всех типов подстилающей поверхности, кроме типа «скошенная и низкая трава до 15 см», рекомендуется выполнять с использованием параметризации Смита-Хоскера по следующему соотношению:

$$\sigma_{z,j}(x) = \begin{cases} f(z_0, x) \cdot g_j(x) & \text{для } f(z_0, x) \cdot g_j(x) < \sigma_{z,j}^{max} \\ \sigma_{z,j}^{max} & \text{для } f(z_0, x) \cdot g_j(x) \geq \sigma_{z,j}^{max} \end{cases}, \quad (1)$$

где $f(z_0, x)$ и $g_j(x)$ рекомендуется определять по приведенным ниже формулам:

$$f(z_0, x) = \begin{cases} \ln \left[c_1 \cdot x^{d_1} \cdot \left(1 + \frac{1}{c_2 \cdot x^{d_2}} \right) \right] & \text{при } z_0 > 10 \text{ см} \\ \ln \left(\frac{c_1 \cdot x^{d_1}}{1 + c_2 \cdot x^{d_2}} \right) & \text{при } z_0 \leq 10 \text{ см} \end{cases}, \quad (2)$$

$$g_j(x) = \frac{a_1 \cdot x^{b_1}}{1 + a_2 \cdot x^{b_2}}. \quad (3)$$

Рекомендуемые значения параметров a_1, a_2, b_1, b_2 , используемых при расчетах $\sigma_z(x)$, в зависимости от категории устойчивости атмосферы приведены в таблице № 9 настоящего приложения. Рекомендуемые значения параметров c, d_1, c_2, d_2 , используемых при расчетах $\sigma_z(x)$, в зависимости от коэффициента шероховатости z_0 приведены в таблице № 10 настоящего приложения. Рекомендуемые значения верхней границы $\sigma_{z,j}^{max}$ для различных категорий устойчивости атмосферы приведены в таблице № 11 настоящего приложения. Рекомендуемые значения коэффициента шероховатости z_0 для различных типов подстилающей поверхности приведены в таблице № 12 настоящего приложения.

Для типа подстилающей поверхности «Луг, скошенные и пахотные угодья» рекомендуется для вертикальной дисперсии использовать формулы Бриггса, а для учета ограниченности вертикальной дисперсии использовать значения $\sigma_{z,j}^{max}$ из таблицы № 11 настоящего приложения:

для категории А:

$$\sigma_z = \begin{cases} 0,2 \cdot x, & \text{если } 0,2 \cdot x < \sigma_z^{max} \\ \sigma_z^{max}, & \text{если } 0,2 \cdot x \geq \sigma_z^{max} \end{cases}, \quad (4)$$

для категории В:

$$\sigma_z = \begin{cases} 0,12 \cdot x, & \text{если } 0,12 \cdot x < \sigma_z^{max} \\ \sigma_z^{max}, & \text{если } 0,12 \cdot x \geq \sigma_z^{max} \end{cases}, \quad (5)$$

для категории С:

$$\sigma_z = \begin{cases} \frac{0,08 \cdot x}{\sqrt{1 + 0,0002 \cdot x}}, & \text{если } \frac{0,08 \cdot x}{\sqrt{1 + 0,0002 \cdot x}} < \sigma_z^{max} \\ \sigma_z^{max}, & \text{если } \frac{0,08 \cdot x}{\sqrt{1 + 0,0002 \cdot x}} \geq \sigma_z^{max} \end{cases}, \quad (6)$$

для категории D:

$$\sigma_z = \begin{cases} \frac{0,06 \cdot x}{\sqrt{1+0,0015 \cdot x}}, & \text{если } \frac{0,06 \cdot x}{\sqrt{1+0,0015 \cdot x}} < \sigma_z^{max} \\ \sigma_z^{max}, & \text{если } \frac{0,06 \cdot x}{\sqrt{1+0,0015 \cdot x}} \geq \sigma_z^{max} \end{cases}, \quad (7)$$

для категории E:

$$\sigma_z = \begin{cases} \frac{0,03 \cdot x}{1+0,0003 \cdot x}, & \text{если } \frac{0,03 \cdot x}{1+0,0003 \cdot x} < \sigma_z^{max} \\ \sigma_z^{max}, & \text{если } \frac{0,03 \cdot x}{1+0,0003 \cdot x} \geq \sigma_z^{max} \end{cases}, \quad (8)$$

для категории F:

$$\sigma_z = \begin{cases} \frac{0,016 \cdot x}{1+0,0003 \cdot x}, & \text{если } \frac{0,016 \cdot x}{1+0,0003 \cdot x} < \sigma_z^{max} \\ \sigma_z^{max}, & \text{если } \frac{0,016 \cdot x}{1+0,0003 \cdot x} \geq \sigma_z^{max} \end{cases}, \quad (9)$$

для категории G:

$$\sigma_z = \begin{cases} \frac{0,009 \cdot x}{1+0,0003 \cdot x}, & \text{если } \frac{0,009 \cdot x}{1+0,0003 \cdot x} < \sigma_z^{max} \\ \sigma_z^{max}, & \text{если } \frac{0,009 \cdot x}{1+0,0003 \cdot x} \geq \sigma_z^{max} \end{cases}. \quad (10)$$

Таблица № 9

Рекомендуемые значения параметров, используемых при расчетах $\sigma_z(x)$, в зависимости от категории устойчивости атмосферы

Категория устойчивости	a_1	a_2	b_1	b_2
A	0,112	$5,38 \cdot 10^{-4}$	1,06	0,815
B	0,130	$6,52 \cdot 10^{-4}$	0,950	0,755
C	0,112	$9,05 \cdot 10^{-4}$	0,920	0,718
D	0,098	$1,35 \cdot 10^{-3}$	0,889	0,688
E	0,080	$1,58 \cdot 10^{-3}$	0,892	0,686
F	0,0609	$1,96 \cdot 10^{-3}$	0,895	0,684
G	0,0638	$1,36 \cdot 10^{-3}$	0,783	0,672

Таблица № 10

Рекомендуемые значения параметров, используемых при расчетах $\sigma_z(x)$, в зависимости от коэффициента шероховатости z_0

z_0 , м	c_1	d_1	c_2	d_2
0,01	1,56	0,0480	$6,25 \cdot 10^{-4}$	0,45
0,04	2,02	0,0269	$7,76 \cdot 10^{-4}$	0,37
0,1	2,72	0	0	0
0,4	5,16	-0,098	$1,86 \cdot 10^1$	-0,225
1,0	7,37	-0,0957	$4,29 \cdot 10^3$	-0,60

Таблица № 11

Рекомендуемые значения верхней границы $\sigma_{z,j}^{max}$ для различных категорий устойчивости атмосферы

Категория устойчивости	A	B	C	D	E	F	G
$\sigma_{z,j}^{max}$, м	1600	1200	800	600	240	160	80

Таблица № 12

Рекомендуемые значения коэффициента шероховатости z_0 для различных типов подстилающей поверхности

Тип подстилающей поверхности	z_0 , м
Водная поверхность	0,01
Неоднородная поверхность с чередующимися участками травы, кустарниками и т.п.	0,3
Сельская застройка	0,4
Парк, лес высотой до 10 м	0,8
Городские постройки	1,0

2. Вычисление модуля скорости ветра на высоте выброса рекомендуется производить по следующему соотношению:

$$U_{j,k}(h) = U_k(z_\phi) \cdot \left(\frac{h}{z_\phi} \right)^{\varepsilon_j(z_0)}, \quad (11)$$

где $U_k(z_\phi)$ – модуль приземной скорости ветра из градации по скоростям ветра k , м/с;

h – высота выброса, м;

z_ϕ – высота флюгера (рекомендуется принимать равной 10 м);

$\varepsilon_j(z_0)$ – безразмерный параметр, зависящий от категории устойчивости атмосферы и коэффициента мезомасштабной шероховатости z_0 подстилающей поверхности.

Рекомендуемые значения $\varepsilon_j(z_0)$, используемого для расчета изменения скорости ветра с высотой, приведены в таблице № 13 настоящего приложения.

Таблица № 13

Рекомендуемые значения параметра $\varepsilon_j(z_0)$, используемого для расчета изменения скорости ветра с высотой

Категория устойчивости	$z_0 = 1$ см	$z_0 = 10$ см	$z_0 = 40$ см	$z_0 = 100$ см
A	0,05	0,08	0,11	0,16
B	0,06	0,09	0,13	0,17
C	0,06	0,11	0,16	0,20
D	0,12	0,16	0,22	0,27
E	0,22	0,22	0,27	0,31
F	0,34	0,34	0,39	0,42
G	0,52	0,52	0,57	0,60

3. Для вычисления распределения повторяемостей $\omega_{n,j,k}$ по категориям устойчивости j , направлениям ветра n и группам скоростей ветра рекомендуется использовать данные, предоставленные метеостанциями, расположенными в районе расположения источника выброса.

4. Поскольку в штилевых условиях ($k=1$) направление ветра не определено, для штилей рекомендуется число наблюдений распределять по секторам направления ветра пропорционально частоте его распределения при слабом ветре ($k=2$).

5. Траекторию подъема струи $\Delta h_{j,k}(x)$ для всех погодных условий рекомендуется вычислять по формулам Неттервилла:

для категории D (безразличной стратификации атмосферы):

$$\Delta h_{j,k}(x) = \left\{ \frac{3}{\beta_j^2 \cdot U_{j,k} \cdot f^2} \cdot [F_0 + f \cdot M_0 - \langle f \cdot M_0 + F_0 \cdot (1 + f \cdot t) \rangle \cdot e^{-f \cdot t}] + \left(\frac{R_0^{j,k}}{\beta_j} \right)^3 \right\}^{1/3} - \frac{R_0^{j,k}}{\beta_j}; \quad (12)$$

для категорий A, B и C (условий неустойчивости):

$$\Delta h_{j,k}(x) = \left\{ \frac{3}{2 \cdot \beta_j^2 \cdot U_{j,k} \cdot S^2} \left[M_0 \cdot S \cdot \left(S \cdot t + \frac{1 - e^{-2 \cdot S \cdot t}}{2} \right) + F_0 \cdot \left(S \cdot t - \frac{1 - e^{-2 \cdot S \cdot t}}{2} \right) \right] + \left(\frac{R_0^{j,k}}{\beta_j} \right)^3 \right\}^{1/3} - \frac{R_0^{j,k}}{\beta_j}; \quad (13)$$

для категорий E, F и G (устойчивых условий):

$$\Delta h_{j,k}(x) = \left\{ \frac{3}{2 \cdot \beta_j^2 \cdot U_{j,k} \cdot S^2} \left[F_0 + S \cdot M_0 - \left\langle S \cdot M_0 \cdot (\cos(S \cdot t) - \sin(S \cdot t)) + \left\langle F_0 \cdot (\cos(S \cdot t) + \sin(S \cdot t)) \right\rangle \cdot e^{-S \cdot t} \right\rangle + \left(\frac{R_0^{j,k}}{\beta_j} \right)^3 \right]^{1/3} - \frac{R_0^{j,k}}{\beta_j} \right\}, \quad (14)$$

где x – расстояние от основания трубы, м;

$t = x/U_{j,k}$ – время движения облака по ветру до расстояния x , с;

$U_{j,k}$ – скорость ветра на высоте выброса, м/с;

β – безразмерная константа переноса;

$f=0,7 \cdot 10^{-2}$ – характерная частота спектра турбулентности при нейтральной атмосфере, c^{-1} ;

$s = \sqrt{\left| \frac{g}{T_0} \frac{d\theta}{dz} \right|}$ – параметр устойчивости атмосферы, c^{-1} ;

T_0 – абсолютная температура атмосферного воздуха, К;

$\frac{d\theta}{dz}$ – градиент потенциальной температуры (разница измеренного и адиабатического градиента температуры), К/м;

$R_0^{j,k} = \frac{d}{2} \cdot \sqrt{2 \cdot \frac{w_0}{U_{j,k}}}$ – начальный радиус струи с поправкой Ханны, м;

w_0 – скорость выбрасываемой газовой смеси, м/с;

d – диаметр устья трубы, м;

$M_0 = (w_0 \frac{d}{2})^2$ – величина, пропорциональная потоку кинетической энергии истекающей струи выброса, $м^4/с^2$;

$F_0 = 0,25 \frac{\Delta T}{T_0} g w_0 d^2$ – величина, пропорциональная потоку сил плавучести, $м^4/с^3$;

$g = 9,8$ – ускорение свободного падения, $м/с^2$;

$\Delta T = T - T_0$ – разность температур выбрасываемого T и атмосферного T_0 воздуха, К.

Рекомендуемые значения параметров s и β для различных категорий устойчивости приведены в таблице № 14.

Таблица № 14

Рекомендуемые значения параметров s и β для различных категорий устойчивости

Категория устойчивости атмосферы	А	В	С	Д	Е	Ф	Г
s, c^{-1}	0,02	0,017	0,015	0,00	0,023	0,033	0,038

Категория устойчивости атмосферы	A	B	C	D	E	F	G
β	0,25	0,35	0,45	0,45	0,25	0,25	0,25

6. Рекомендуемые значения скоростей сухого осаждения радионуклидов из атмосферы на подстилающую поверхность приведены в таблице № 15 настоящего приложения.

Таблица № 15

Рекомендуемые значения скоростей сухого осаждения радионуклидов из атмосферы на подстилающую поверхность*

Вещество	V_d^r , м/с
Элементарный йод (I_2)	$2 \cdot 10^{-2}$
Органические соединения йода	$1 \cdot 10^{-4}$
Аэрозоли	$8 \cdot 10^{-3}$
ИРГ, ^{14}C	0
3H (аэрозоль НТО)	$3 \cdot 10^{-2}$
3H (пар НТО)	0

* Значения скоростей сухого осаждения приняты:

для элементарного йода (I_2), органических соединений йода и аэрозолей – в соответствии с Руководством по установлению допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферу (ДВ-98). М.: Госкомэкология России, Минатом России, 1999;

для 3H (аэрозоль НТО) – в соответствии с Modelling the environmental transport of tritium in the vicinity of long term atmospheric and sub-surface sources // Report of the Tritium Working Group of the Biosphere Modelling and Assessment (BIOMASS) Programme. – Theme 3. – IAEA, 2003;

для 3H (пар НТО), ^{14}C , ИРГ – в соответствии с Generic Models for use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment / Safety Reports. – Series No. 19. – Vienna: IAEA, 2000.

7. Среднегодовую постоянную вымывания радионуклида осадками рекомендуется рассчитывать по следующей формуле:

$$\Lambda^r = \frac{\gamma_0^r}{8760} \cdot \sum_{s=1}^3 \gamma_s \cdot \theta_s, \quad (15)$$

где γ_0^r – абсолютная вымывающая способность осадков для радионуклида r , ч/(мм·с);

γ_s – относительная вымывающая способность осадков типа s ($s=1$ для жидких осадков, $s=2$ для смешанных осадков и $s=3$ для твердых осадков);

θ_s – среднегодовая сумма осадков типа s , мм.

Рекомендуемые значения величины γ_0^r приведены в таблице № 16 настоящего приложения.

Таблица № 16

Рекомендуемые значения абсолютной вымывающей способности осадков

Вещество	γ_0^r , ч/(мм · с)
Элементарный йод (I_2)	$1 \cdot 10^{-5}$
Органические соединения йода	$1 \cdot 10^{-5}$
Аэрозоли	$1 \cdot 10^{-5}$
Инертные радиоактивные газы, ^{14}C	0
3H (аэрозоль НТО)	$1 \cdot 10^{-5}$
3H (пар НТО)	0

Для параметра γ_s рекомендуется принять следующие значения: $\gamma_1 = 1$ для жидких, $\gamma_2 = 2,4$ для смешанных, $\gamma_3 = 3$ для твердых осадков. Величина θ_s оценивается по климатическим данным для района расположения источника выбросов.

В случаях, когда среднегодовое распределение осадков по типам (жидкие, твердые, смешанные) неизвестно, для определения среднегодовой постоянной вымывания радионуклидов рекомендуется консервативно использовать соотношение:

$$\Lambda^r = \frac{3 \cdot \gamma_0^r}{8760} \cdot \theta_{sum}, \quad (16)$$

где θ_{sum} – суммарное среднегодовое количество осадков, мм.

8. Функцию истощения струи за счет радиоактивного распада рекомендуется определять по выражению:

$$\Phi_{rad}^{r,j,k}(x) = \exp\left(\frac{-\lambda_r \cdot x}{U_{j,k}}\right), \quad (17)$$

где λ^r – постоянная радиоактивного распада радионуклида r , c^{-1} ;
 $U_{j,k}$ – модуль скорости ветра на высоте выброса, м/с.

9. В случае, если в выбросе из i -го источника присутствуют изотопы природного урана (^{234}U , ^{235}U и ^{238}U), рекомендуется для данных радионуклидов принимать $\Phi_{rad}^{r,j,k}(x)$ равной 1.

10. В случае, если в выбросе из i -го источника присутствуют изотопы природного урана (^{234}U , ^{235}U и ^{238}U), рекомендуется не учитывать образование дочерних продуктов распада данных радионуклидов после выброса.

11. Функцию истощения струи за счет процессов вымывания атмосферными осадками рекомендуется определять по выражению:

$$\Phi_{wet}^{r,j,k}(x) = \exp\left(-\Lambda^r \cdot \frac{x}{U_{j,k}}\right). \quad (18)$$

12. В случае, если в выбросе из i -го источника присутствуют изотопы природного урана (^{234}U , ^{235}U и ^{238}U), рекомендуется для данных радионуклидов принимать $\Phi_{wet}^{r,j,k}(x)$ равной 1.

13. Функцию истощения вследствие сухого осаждения рекомендуется определять выражением:

$$\Phi_{dry}^{r,j,k}(x) = \exp\left[-\sqrt{\frac{2}{\pi}} \cdot \frac{V_d^r}{U_{j,k}} \cdot \int_0^x \frac{\exp\left(-\left(h_s + \Delta h_{j,k}(x)\right)^2 / \left(2 \cdot \sigma_z^2(x)\right)\right)}{\sigma_z(x)} \cdot dx\right]. \quad (19)$$

На расстояниях, где $\sigma_z(x) = \sigma_z^{max}$, рекомендуется использовать выражение:

$$\Phi_{dry}^{r,j,k}(x) = \exp\left[-\sqrt{\frac{2}{\pi}} \cdot \frac{V_d^r}{U_{j,k}} \cdot \int_0^{x_{max}} \frac{\exp\left(-\left(h_s + \Delta h_{j,k}(x)\right)^2 / \left(2 \cdot \sigma_z^2(x)\right)\right)}{\sigma_z(x)} \cdot dx\right] \cdot \exp\left[-\frac{V_d^r \cdot (x - x_{max})}{h_z^{max} \cdot U_{j,k}}\right], \quad (20)$$

где h_z^{max} – максимальная высота слоя перемешивания, м (рекомендуется принимать равной $1,25 \cdot \sigma_z^{max}$);

x_{max} – расстояние, на котором $\sigma_z(x)$ достигает максимума σ_z^{max} .

14. В случае, если в выбросе из i -го источника присутствуют изотопы природного урана (^{234}U , ^{235}U и ^{238}U), рекомендуется для данных радионуклидов принимать $\Phi_{dry}^{r,j,k}(x)$ равной 1.

15. Полную функцию истощения струи рекомендуется определять следующим выражением:

$$\Phi_{j,k}^r(x) = \Phi_{rad}^{r,j,k}(x) \cdot \Phi_{dry}^{r,j,k}(x) \cdot \Phi_{wet}^{r,j,k}(x). \quad (21)$$

16. Параметр $x_B^{j,k}$ рекомендуется определять как корень следующего уравнения:

$$V_0 = \pi \cdot \sigma_{y,j}(x_B^{j,k}) \cdot \sigma_{z,j}(x_B^{j,k}) \cdot U_{j,k}, \quad (22)$$

где j – номер градации категории устойчивости атмосферы;

V_0 – объемная скорость истечения газоаэрозольной примеси, м³/с;

$U_{j,k}$ – скорость ветра на высоте выброса, м/с;

$\sigma_{y,j}(x_B^{j,k})$ и $\sigma_{z,j}(x_B^{j,k})$ – дисперсии струи в горизонтальном и вертикальном направлениях, вычисленные для расстояния $x_B^{j,k}$, м.

Для поперечной дисперсии $\sigma_{y,j}$ рекомендуется использовать формулу:

$$\sigma_{y,j}(x) = \frac{c_3^j \cdot x}{\sqrt{1 + 0,0001 \cdot x}}. \quad (23)$$

Рекомендуемые значения параметра c_3 для различных категорий устойчивости атмосферы приведены в таблице № 17 настоящего приложения.

Таблица № 17

Значения параметра c_3^j для различных категорий устойчивости атмосферы

Категория устойчивости	А	В	С	Д	Е	Ф	Г
c_3^j	0,22	0,16	0,11	0,08	0,06	0,06	0,06

17. После определения $x_B^{j,k}$ расчет объемных активностей рекомендуется проводить по формулам для точечных источников, заменяя в них реальные расстояния x от точки выброса до точки детектирования суммой $x' = x + x_B^{j,k}$.

18. Расчет для низких труб рекомендуется проводить по смешанной модели, где доля примеси от общего количества выброса, равная $1 - K_b$, принимается выброшенной из высокой трубы, а доля примеси, равная K_b , принимается поступившей в зону аэродинамической тени, где формируется объемный источник. Рекомендуется принимать, что все выбросы из проемов здания и других, расположенных вблизи здания источников, высота которых ниже высоты здания, попадают в зону его аэродинамической тени.

Рекомендуемые значения доли выброса K_b , попадающей в зону аэродинамической тени за зданием при низком выбросе, в зависимости от безразмерной приведенной высоты здания \bar{h}_b , приведены в таблице № 18 настоящего приложения.

Таблица № 18

Значения доли выброса K_b , попадающей в зону аэродинамической тени за зданием при низком выбросе, в зависимости от безразмерной приведенной высоты здания \bar{h}_b

$\bar{h}_b, м$	K_b
≤ 0	1
0,05	0,984
0,1	0,960
0,2	0,906
0,3	0,808
0,4	0,662
0,5	0,5
0,6	0,338
0,7	0,192
0,8	0,094
0,9	0,040
0,95	0,014
≥ 1	0

19. Приведенную высоту здания \bar{h}_b , зависящую от взаимного расположения здания и трубы, рекомендуется рассчитывать по формуле:

$$\bar{h}_b = \frac{h_s - h_b}{h_{iz} - h_b}, \quad (24)$$

где h_s – геометрическая высота источника выбросов от поверхности земли, м;

h_b – высота здания, м;

h_{iz} – расстояние от уровня земли до верхней границы зоны смещения потока воздуха за зданием, м, рассчитываемое по формуле:

$$h_{iz} = h_b \cdot \left(1 + \frac{h_b}{h_b + b} \right), \quad (25)$$

где b – ширина перпендикулярного направлению ветра сечения здания, м.

ПРИЛОЖЕНИЕ № 4

к руководству по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух», утвержденному приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору

от 30 августа 2021 г. № 288

Пример расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов

1. Данное приложение содержит пример расчета функций перехода, связывающих значение годового выброса с создаваемой им годовой эффективной дозой, с использованием соотношений, приведенных в настоящем Руководстве по безопасности.

2. Рассмотрим следующий набор исходных данных:

1) источник выбросов – вентиляционная труба высотой $h_s=150$ м, диаметр устья трубы $D=6,5$ м. Скорость истечения выброса $w_0=4,4$ м/с, расход воздуха через устье – 529 000 м³/ч, температура выбрасываемой смеси $T=28$ °С. Режим работы источника – 24 ч/день, 365 дней в году;

2) радионуклидный состав и годовой объем выбросов приведены в таблице № 19 настоящего приложения;

3) санитарно-защитная зона представляет собой окружность радиусом 3 км с центром в точке расположения источника; сельскохозяйственных производств в пределах санитарно-защитной зоны нет, а за пределами санитарно-защитной зоны располагаются сельскохозяйственные угодья, используемые исключительно для выращивания плодоовощной продукции, годовое потребление которой взрослым населением составляет 65 кг/год;

4) квота от предела годовой эффективной дозы облучения населения составляет 100 мкЗв/год;

5) повторяемость направлений ветра в различных румбах и среднегодовая скорость ветра на высоте флюгера приведены

в таблице № 20 настоящего приложения; годовые атмосферные осадки в районе расположения источника приведены в таблице № 21 настоящего приложения. Коэффициент мезомасштабной шероховатости $z_0=1$ м.

Таблица № 19

Радионуклидный состав и годовой объем выбросов

Радионуклид	Q, Бк/год
^3H (НТО)	$3,2 \cdot 10^{10}$
^{41}Ar	$4,5 \cdot 10^{13}$
^{60}Co	$1,8 \cdot 10^7$
^{131}I (аэрозольная форма)	$7,7 \cdot 10^8$
^{90}Sr	$2,3 \cdot 10^5$
^{134}Cs	$1,7 \cdot 10^6$
^{137}Cs	$1,3 \cdot 10^7$

Таблица № 20

Повторяемость направлений ветра в различных румбах и среднегодовая скорость ветра на высоте флюгера (откуда дует ветер)

Наименование характеристики	Величина	
Роза ветров, %	С	8
	СВ	9
	В	10
	ЮВ	10
	Ю	12
	ЮЗ	21
	З	17
	СЗ	13
Среднегодовая скорость ветра, м/с	1,8	
Среднегодовая температура воздуха, °С	4,8	

Таблица № 21

Годовые атмосферные осадки в районе расположения источника

Тип осадков	Количество, мм/год
Жидкие	464
Твердые	180
Смешанные	56
Сумма	700

3. В таблице № 22 приведены значения радиэкологических параметров, которые будут использоваться в расчетах.

Таблица № 22

Значения радиэкологических параметров, используемые в расчетах

Радионуклид	³ H	⁴¹ Ar	⁶⁰ Co	¹³¹ I	⁹⁰ Sr	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs
Период полураспада, с	$3,88 \cdot 10^8$	$6,58 \cdot 10^3$	$1,66 \cdot 10^8$	$6,93 \cdot 10^5$	$9,07 \cdot 10^8$	$6,49 \cdot 10^7$	$9,51 \cdot 10^8$
$\frac{R_{обл}^r}{Зв \cdot м^3}$ с·Бк	—*	$7,85 \cdot 10^{-14}$	$1,50 \cdot 10^{-13}$	$2,31 \cdot 10^{-14}$	$4,93 \cdot 10^{-16}$	$9,25 \cdot 10^{-14}$	$3,52 \cdot 10^{-14}$
$\frac{R_{пов}^r}{Зв \cdot м^2}$ с·Бк	—*	—*	$1,95 \cdot 10^{-15}$	$3,23 \cdot 10^{-16}$	$7,96 \cdot 10^{-18}$	$1,28 \cdot 10^{-15}$	$5,01 \cdot 10^{-16}$
$\epsilon_{инг}^r \cdot \frac{Зв}{Бк}$	—*	0	$1,20 \cdot 10^{-8}$	$7,20 \cdot 10^{-8}$	$5,00 \cdot 10^{-8}$	$6,60 \cdot 10^{-9}$	$4,60 \cdot 10^{-9}$
Критическая группа по ингаляции	—*	—**	12–17 лет	1–2 года	12–17 лет	>17 лет	>17 лет
$\epsilon_{пищ}^r \cdot \frac{Зв}{Бк}$	—*	0	$2,70 \cdot 10^{-8}$	$1,80 \cdot 10^{-7}$	$8,00 \cdot 10^{-8}$	$1,90 \cdot 10^{-8}$	$1,30 \cdot 10^{-8}$
Критическая группа по пероральному поступлению	—*	—**	1–2 года	1–2 года	12–17 лет	>17 лет	>17 лет
Fv_r	—*	0	$8,00 \cdot 10^{-2}$	$2,00 \cdot 10^{-2}$	$3,00 \cdot 10^{-1}$	$3,00 \cdot 10^1$	$3,00 \cdot 10^1$
$F^m_{молоко, г}$ сут/л	—*	0	$1,00 \cdot 10^{-2}$	$1,00 \cdot 10^{-2}$	$3,00 \cdot 10^{-3}$	$1,00 \cdot 10^{-2}$	$1,00 \cdot 10^{-2}$
$F^f_{мясо, г}$ сут/кг	—*	0	$7,00 \cdot 10^{-2}$	$5,00 \cdot 10^{-2}$	$1,00 \cdot 10^{-2}$	$5,00 \cdot 10^{-2}$	$5,00 \cdot 10^{-2}$
FvI_r	—*	0	$2,00 \cdot 10^0$	$1,00 \cdot 10^{-1}$	$1,00 \cdot 10^1$	$2,00 \cdot 10^1$	$2,00 \cdot 10^1$
V_d^r , м/с	$3,00 \cdot 10^{-2}$	0	$8,00 \cdot 10^{-3}$	$8,00 \cdot 10^{-3}$	$8,00 \cdot 10^{-3}$	$8,00 \cdot 10^{-3}$	$8,00 \cdot 10^{-3}$
γ_0^r , ч/(мм·с)	$1,00 \cdot 10^{-5}$	0	$1,00 \cdot 10^{-5}$	$1,00 \cdot 10^{-5}$	$1,00 \cdot 10^{-5}$	$1,00 \cdot 10^{-5}$	$1,00 \cdot 10^{-5}$
$\lambda_{с,г}$, сут ⁻¹	0	0	0	0	$1,40 \cdot 10^{-4}$	$1,40 \cdot 10^{-4}$	$1,40 \cdot 10^{-4}$
$K_1^{г,овощи}$, м ² ·год/кг	0	0	$1,20 \cdot 10^{-2}$	$2,48 \cdot 10^{-6}$	$1,30 \cdot 10^{-2}$	$1,20 \cdot 10^{-2}$	$1,30 \cdot 10^{-2}$

Радионуклид	^3H	^{41}Ar	^{60}Co	^{131}I	^{90}Sr	^{134}Cs	^{137}Cs
$K_2^{г,овощи}$, м ² ·год/кг	0	0	$2,22 \cdot 10^{-3}$	$1,02 \cdot 10^{-9}$	$1,40 \cdot 10^{-2}$	$2,74 \cdot 10^{-1}$	$1,38 \cdot 10^0$
$\frac{g \text{ } ^3\text{H}, \text{Зв}\cdot\text{л}}{\text{год}\cdot\text{Бк}}$	$2,60 \cdot 10^{-8}$	—*	—*	—*	—*	—*	—*

* Значение не установлено, поскольку для ^3H используются расчетные модели, отличные от расчетных моделей для других радионуклидов.

** Для радионуклидов группы ИРГ отсутствует облучение по указанному пути.

4. Для того, чтобы определить необходимость установления нормативов для источника, а также перечень радионуклидов в выбросах рассматриваемого источника, для которых должны быть установлены нормативы, потребуется выполнить расчеты годовой эффективной дозы без учета рассеивания с помощью соотношений (21)–(25) раздела III настоящего Руководства по безопасности и оценить, какой вклад в нее дает каждый из указанных в таблице № 19 радионуклидов.

Суммарное с учетом всех радионуклидов значение годовой эффективной дозы без учета рассеивания для рассматриваемого источника выброса составляет 26 мЗв/год. Таким образом, в соответствии с критерием, установленным в пункте 7 Методики, для данного источника должны быть установлены нормативы.

Результаты оценки вклада отдельных радионуклидов представлены в таблице № 23.

Таблица № 23

Результаты определения перечня нормируемых радионуклидов

Радионуклид	$D_r^{б.р.,обл.}$, Зв/год	$D_r^{б.р.,пов.}$, Зв/год	$D_r^{б.р.,инг.}$, Зв/год	$D_r^{б.р.,пищ.}$, Зв/год	$D_r^{б.р.}$, Зв/год	Вклад, %
^{41}Ar	$2,30 \cdot 10^{-2}$	0	0	0	$2,30 \cdot 10^{-2}$	90,14
^{137}Cs	$2,96 \cdot 10^{-9}$	$1,66 \cdot 10^{-4}$	$1,05 \cdot 10^{-7}$	$1,92 \cdot 10^{-3}$	$2,09 \cdot 10^{-3}$	8,11
^{60}Co	$1,77 \cdot 10^{-8}$	$3,27 \cdot 10^{-4}$	$3,40 \cdot 10^{-7}$	$1,21 \cdot 10^{-5}$	$3,40 \cdot 10^{-4}$	1,32
^{134}Cs	$1,02 \cdot 10^{-9}$	$9,28 \cdot 10^{-6}$	$1,96 \cdot 10^{-8}$	$3,26 \cdot 10^{-5}$	$4,19 \cdot 10^{-5}$	0,16
^{131}I	$1,13 \cdot 10^{-7}$	$1,27 \cdot 10^{-5}$	$2,27 \cdot 10^{-5}$	$5,87 \cdot 10^{-7}$	$3,61 \cdot 10^{-5}$	0,14
^3H	—	—	—	—	$2,99 \cdot 10^{-5}$	0,12
^{90}Sr	$7,49 \cdot 10^{-13}$	$4,62 \cdot 10^{-8}$	$1,81 \cdot 10^{-8}$	$1,83 \cdot 10^{-6}$	$1,90 \cdot 10^{-6}$	0,007

Из таблицы № 23 видно, что 99 %-ный вклад в годовую дозу обуславливают три радионуклида – ^{41}Ar , ^{137}Cs и ^{60}Co , поэтому установление нормативов ПДВ требуется только в их отношении. Вклад в годовую

эффективную дозу остальных радионуклидов не превышает 1 %, поэтому они могут быть исключены из дальнейшего рассмотрения.

5. С учетом приведенных в пункте 2 настоящего приложения исходных данных, а также принимая во внимание, что для рассматриваемой трубы высотой 150 м отсутствует необходимость учета влияния зданий, формула для расчета среднегодового метеорологического фактора разбавления (2) приложения № 1 к настоящему Руководству по безопасности примет следующий вид:

$$\bar{G}_n^r(x) = \max_j \left[\frac{2 \cdot N \cdot \omega_n}{(2 \cdot \pi)^{3/2} \cdot x} \cdot \frac{\Phi_j^r(x)}{\sigma_{z,j}(x) \cdot U_j} \cdot \exp \left(-\frac{(h_s + \Delta h_j(x))^2}{2 \cdot \sigma_{z,j}^2(x)} \right) \right]. \quad (1)$$

Порядок расчета величин, входящих в формулу (1), описан в приложении № 3 к настоящему Руководству по безопасности.

6. С учетом того, что в исходных данных принято, что коэффициент мезомасштабной шероховатости поверхности $z_0=1$ м, для расчета вертикальной дисперсии струи выброса $\sigma_{z,j}(x)$ для различных категорий устойчивости атмосферы используется параметризация Смита - Хоскера, описанная формулами (1)–(3) приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности.

На рисунке 1 настоящего приложения приведены графики зависимостей $\sigma_{z,j}(x)$ для различных категорий устойчивости атмосферы в логарифмическом масштабе.

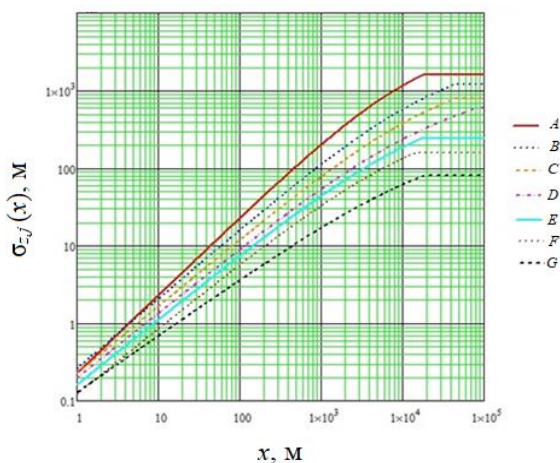


Рис. 1. Графики зависимостей $\sigma_{z,j}(x)$ для различных категорий устойчивости атмосферы

7. Рассчитанные на высоте выброса в соответствии с формулой (11) приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности значения скорости ветра \bar{U}_j для различных категорий устойчивости приведены в таблице № 24 настоящего приложения.

Таблица № 24

**Рассчитанные на высоте выброса значения скорости ветра \bar{U}_j
для различных категорий устойчивости**

Категория устойчивости	A	B	C	D	E	F	G
\bar{U}_j , м/с	2,8	2,9	3,1	3,7	4,2	5,6	9,1

8. Подъем струи над источником выброса $\Delta h_j(x)$, м, для различных категорий устойчивости атмосферы рассчитывается с помощью формул (12)–(14) приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности.

На рисунке 2 настоящего приложения приведены в логарифмическом масштабе графики зависимостей $\Delta h_j(x)$ для различных категорий устойчивости атмосферы, построенные по формулам (12)–(14) приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности.

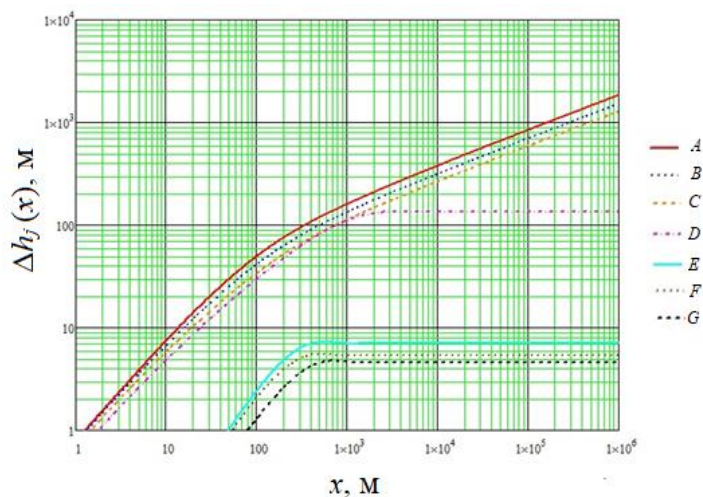


Рис. 2. Графики зависимостей $\Delta h_j(x)$ для различных категорий устойчивости атмосферы

9. Значения функции истощения струи $\Phi_j^r(x)$ рассчитываются с использованием формул (17)–(21) приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности.

Значение среднегодовой постоянной вымывания радионуклидов осадками, рассчитанное с использованием исходных данных из таблицы № 21 настоящего приложения по формуле (15) приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности для радионуклидов ^{137}Cs и ^{60}Co составляет $1,3 \cdot 10^{-6} \text{ с}^{-1}$. Для ^{41}Ar значение данного параметра равно нулю.

Значения скоростей сухого осаждения в соответствии с таблицей № 15 приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности принимаются равными $8 \cdot 10^{-3} \text{ м/с}$ для ^{137}Cs и равными нулю для ^{41}Ar .

На рисунках 3–5 для ^{41}Ar , ^{137}Cs и ^{60}Co приведены графики зависимостей полных функций истощения струи $\Phi_j^r(x)$ за счет радиоактивного распада, вымывания атмосферными осадками и сухого осаждения для различных категорий устойчивости атмосферы.

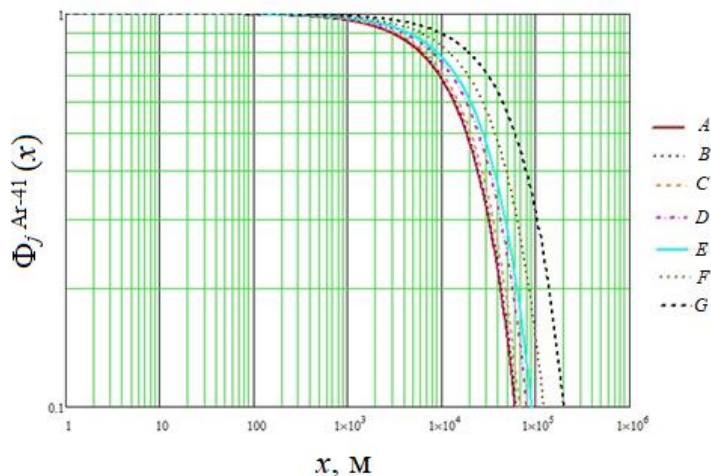


Рис. 3. Графики зависимостей функции истощения для ^{41}Ar от расстояния от источника для различных категорий устойчивости атмосферы

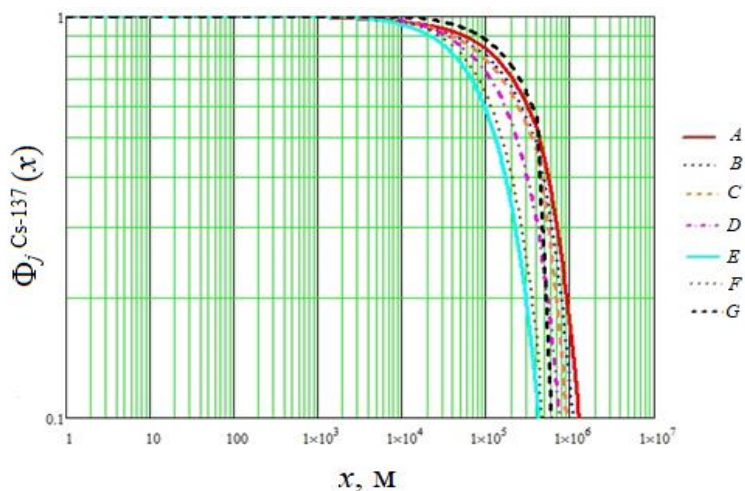


Рис. 4. Графики зависимостей функции истощения для ^{137}Cs от расстояния от источника для различных категорий устойчивости атмосферы

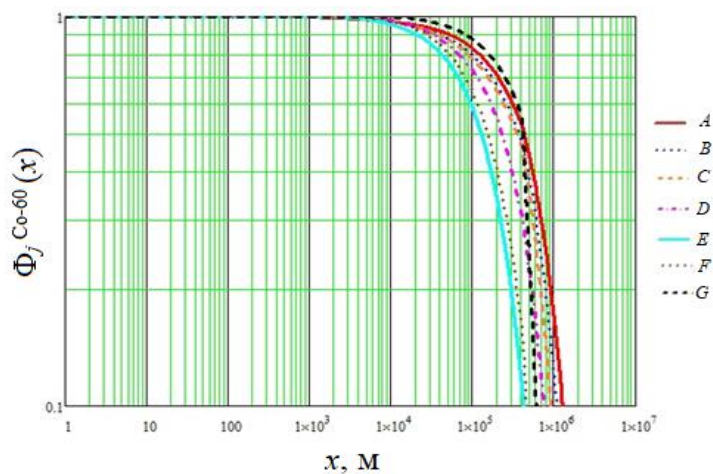


Рис. 5. Графики зависимостей функции истощения для ^{60}Co от расстояния от источника для различных категорий устойчивости атмосферы

10. На рисунках 6–13 приведены графики зависимостей среднегодовых метеорологических факторов разбавления, определяемых формулой (1) пункта 5 данного приложения, для каждого из восьми направлений ветра, приведенных в таблице № 20 настоящего приложения.

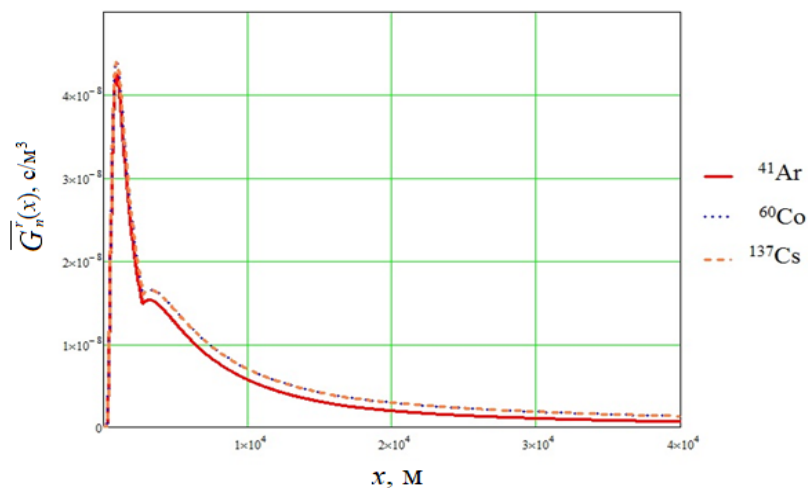


Рис. 6. Графики зависимостей фактора разбавления от расстояния от источника в южном направлении

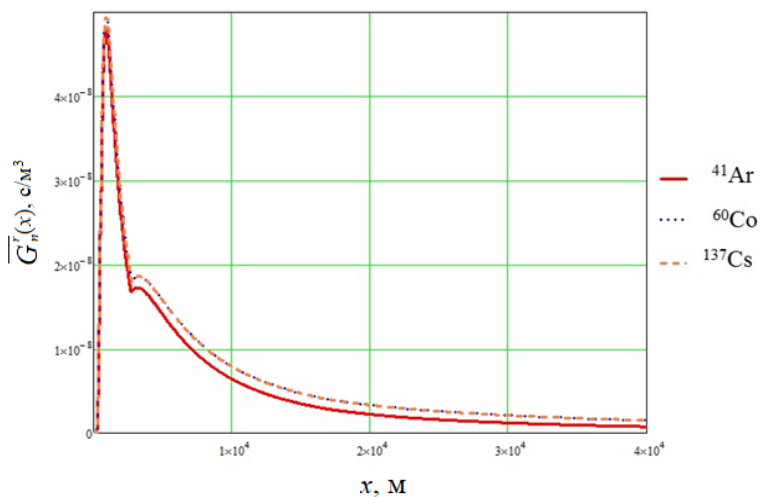


Рис. 7. Графики зависимостей фактора разбавления от расстояния от источника в юго-западном направлении

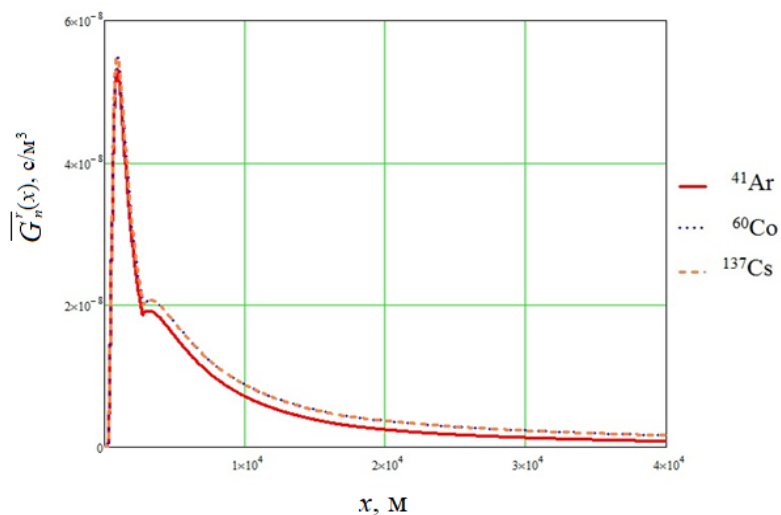


Рис. 8. Графики зависимостей фактора разбавления от расстояния от источника в западном направлении

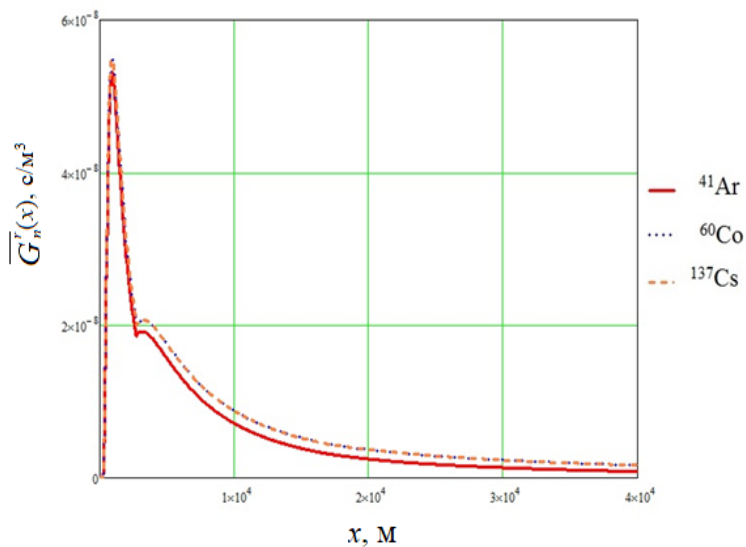


Рис. 9. Графики зависимостей фактора разбавления от расстояния от источника в северо-западном направлении

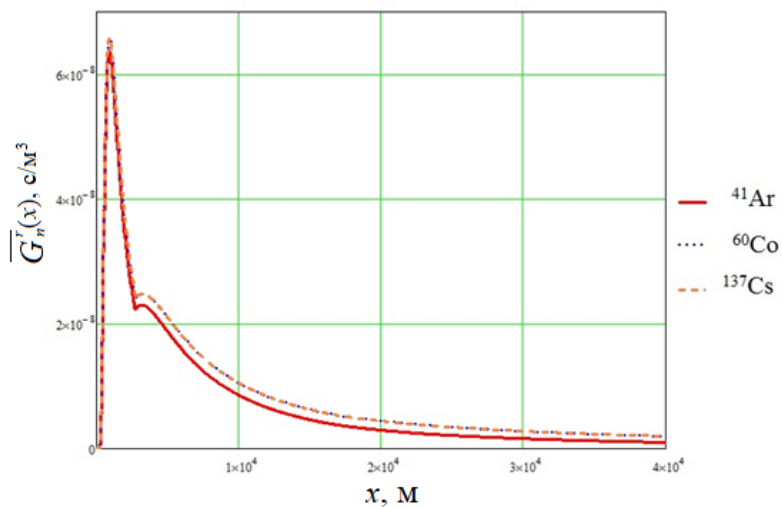


Рис. 10. Графики зависимостей фактора разбавления от расстояния от источника в северном направлении

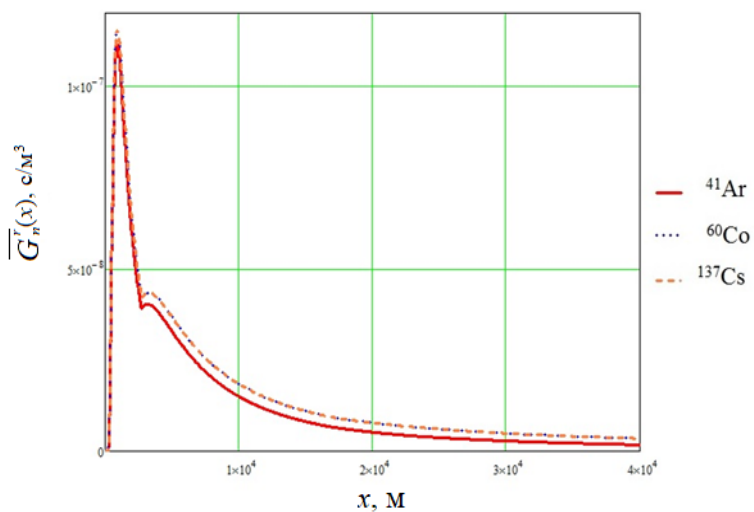


Рис. 11. Графики зависимостей фактора разбавления от расстояния от источника в северо-восточном направлении

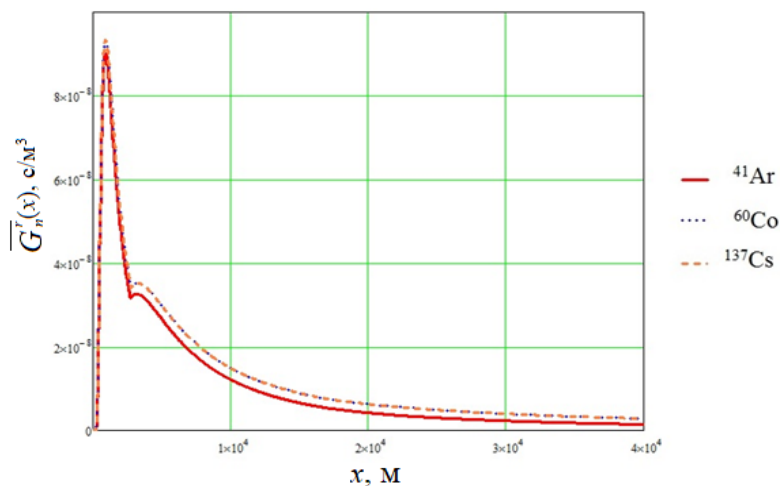


Рис. 12. Графики зависимостей фактора разбавления от расстояния от источника в восточном направлении

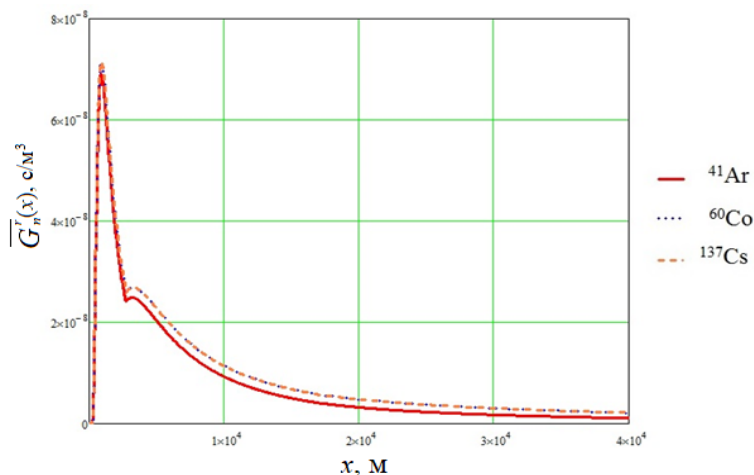


Рис. 13. Графики зависимостей фактора разбавления от расстояния от источника в юго-восточном направлении

Из анализа графиков, представленных на рисунках 6–13 настоящего приложения, следует, что максимальные значения факторов разбавления реализуются в северо-восточном направлении от источника.

11. В таблице № 25 настоящего приложения приведены рассчитанные значения $G_{r,n}^z(x)$ для ^{41}Ar , ^{60}Co и ^{137}Cs в северо-восточном

направлении от источника выбросов, рассчитанные по формуле (5) приложения № 1 к настоящему Руководству по безопасности.

Таблица № 25

Рассчитанные значения $G_{r,n}^z(x)$ для ^{41}Ar , ^{60}Co и ^{137}Cs в северо-восточном направлении от источника выбросов

Расстояние от источника x , м	$G_{r,n}^z(x)$, с/м^2		
	^{41}Ar	^{60}Co	^{137}Cs
500	$1,89 \cdot 10^{-4}$	$1,93 \cdot 10^{-4}$	$1,92 \cdot 10^{-4}$
1 000	$9,27 \cdot 10^{-5}$	$9,62 \cdot 10^{-5}$	$9,61 \cdot 10^{-5}$
1 500	$6,07 \cdot 10^{-5}$	$6,40 \cdot 10^{-5}$	$6,40 \cdot 10^{-5}$
2 000	$4,46 \cdot 10^{-5}$	$4,79 \cdot 10^{-5}$	$4,79 \cdot 10^{-5}$
3 000	$2,87 \cdot 10^{-5}$	$3,18 \cdot 10^{-5}$	$3,18 \cdot 10^{-5}$
4 000	$2,07 \cdot 10^{-5}$	$2,38 \cdot 10^{-5}$	$2,38 \cdot 10^{-5}$
5 000	$1,59 \cdot 10^{-5}$	$1,89 \cdot 10^{-5}$	$1,89 \cdot 10^{-5}$
6 000	$1,28 \cdot 10^{-5}$	$1,57 \cdot 10^{-5}$	$1,57 \cdot 10^{-5}$
7 000	$1,06 \cdot 10^{-5}$	$1,35 \cdot 10^{-5}$	$1,35 \cdot 10^{-5}$
9 000	$7,61 \cdot 10^{-6}$	$1,04 \cdot 10^{-5}$	$1,04 \cdot 10^{-5}$
11 000	$5,77 \cdot 10^{-6}$	$8,48 \cdot 10^{-6}$	$8,48 \cdot 10^{-6}$
13 000	$4,52 \cdot 10^{-6}$	$7,14 \cdot 10^{-6}$	$7,14 \cdot 10^{-6}$
15 000	$3,63 \cdot 10^{-6}$	$6,17 \cdot 10^{-6}$	$6,17 \cdot 10^{-6}$

12. Рассчитанные в соответствии с формулами (3) и (4) приложения № 1 к настоящему Руководству по безопасности среднегодовые метеорологические факторы сухого осаждения $F_{r,n}(x)$ и влажного выведения $W_{r,n}(x)$ для ^{60}Co и ^{137}Cs в северо-восточном направлении от источника представлены в таблице № 26 настоящего приложения. Для ^{41}Ar значения этих функций равны нулю ввиду того, что значения скорости сухого осаждения и постоянной вымывания осадками для этого радионуклида равны нулю.

Таблица № 26

Рассчитанные значения $F_{r,n}(x)$ и $W_{r,n}(x)$ для ^{60}Co и ^{137}Cs

Расстояние от источника x , м	$F_{r,n}(x)$, м^{-2}	$W_{r,n}(x)$, м^{-2}
500	$4,49 \cdot 10^{-10}$	$2,50 \cdot 10^{-10}$
1 000	$9,13 \cdot 10^{-10}$	$1,25 \cdot 10^{-10}$
1 500	$7,06 \cdot 10^{-10}$	$8,32 \cdot 10^{-11}$
2 000	$5,14 \cdot 10^{-10}$	$6,22 \cdot 10^{-11}$
3 000	$3,44 \cdot 10^{-10}$	$4,13 \cdot 10^{-11}$

Расстояние от источника x , м	$F_{r,n}(x)$, м^{-2}	$W_{r,n}(x)$, м^{-2}
4 000	$3,33 \cdot 10^{-10}$	$3,09 \cdot 10^{-11}$
5 000	$2,95 \cdot 10^{-10}$	$2,46 \cdot 10^{-11}$
6 000	$2,55 \cdot 10^{-10}$	$2,05 \cdot 10^{-11}$
7 000	$2,20 \cdot 10^{-10}$	$1,75 \cdot 10^{-11}$
9 000	$1,67 \cdot 10^{-10}$	$1,35 \cdot 10^{-11}$
11 000	$1,31 \cdot 10^{-10}$	$1,10 \cdot 10^{-11}$
13 000	$1,06 \cdot 10^{-10}$	$9,29 \cdot 10^{-12}$
15 000	$8,80 \cdot 10^{-11}$	$8,02 \cdot 10^{-12}$

13. С учетом того, что в исходных данных принято, что санитарно-защитная зона представляет собой окружность радиусом 3 км с центром в точке расположения источника, формула (1) раздела II настоящего Руководства по безопасности для расчета функции перехода, связывающей активность выброса радионуклида r из i -го источника с годовой эффективной дозой облучения населения, примет следующий вид:

$$\Psi_r(x, n) = \begin{cases} \Psi_r^{\text{обл}}(x, n) + \Psi_r^{\text{пов}}(x, n) + \Psi_r^{\text{инг}}(x, n), & \text{если } x < 3 \text{ км} \\ \Psi_r^{\text{обл}}(x, n) + \Psi_r^{\text{пов}}(x, n) + \Psi_r^{\text{инг}}(x, n) + \Psi_r^{\text{пищ}}(x, n), & \text{если } x \geq 3 \text{ км.} \end{cases} \quad (2)$$

Функции перехода $\Psi_r^{\text{обл}}(x, n)$, $\Psi_r^{\text{пов}}(x, n)$, $\Psi_r^{\text{инг}}(x, n)$, $\Psi_r^{\text{пищ}}(x, n)$ рассчитываются по формулам (2), (3), (4) и (5) раздела II настоящего Руководства по безопасности.

14. В таблице № 27 приведены максимальные значения функций перехода $\Psi_r(x, n)$, связывающих величину годового выброса ^{41}Ar , ^{60}Co и ^{137}Cs с создаваемыми ими годовыми эффективными дозами, с указанием точки местности, где они реализуются.

Таблица № 27

Результаты расчета функций перехода

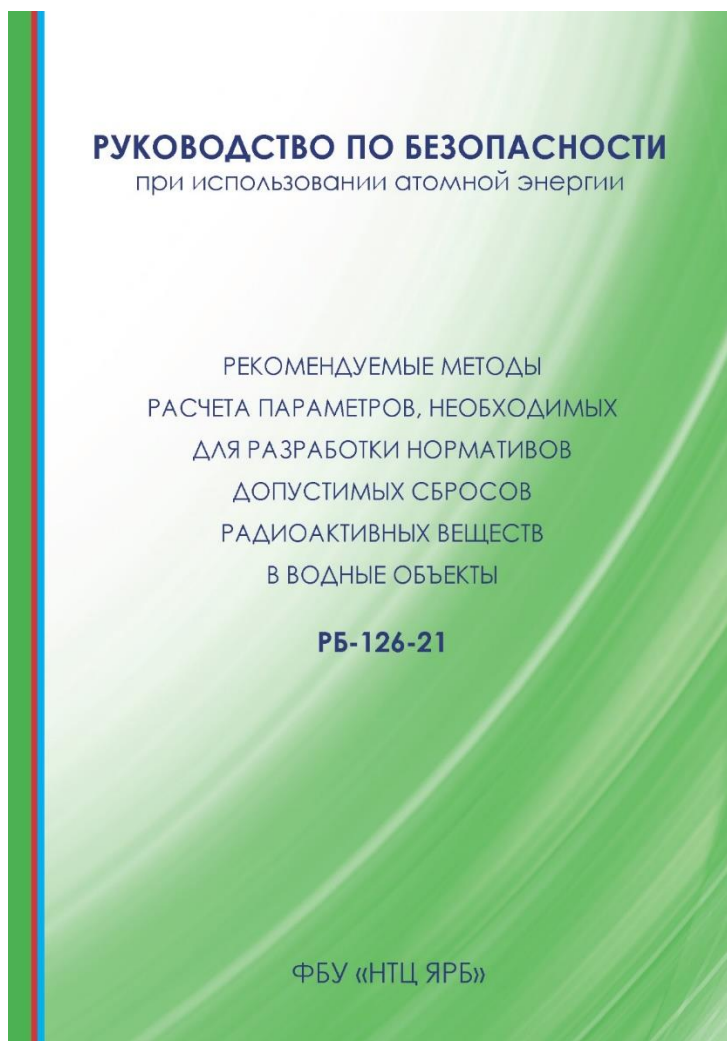
Радионуклид	$\Psi_r(x, n)$, Зв/Бк	Расстояние от источника (на северо-восток), м
^{41}Ar	$8,47 \cdot 10^{-21}$	930
^{60}Co	$1,34 \cdot 10^{-16}$	3 138
^{137}Cs	$1,41 \cdot 10^{-15}$	3 138

15. Полученные значения функций перехода можно использовать для расчета нормативов ПДВ с помощью соотношения:

$$\text{ПДВ}_{\text{eff}}^{r,i} = \frac{\xi_{r,i} \cdot \delta}{\sum_r \xi_r \cdot \Psi_{r,i}(x^{\text{max}}, y^{\text{max}})}.$$

Приложение Л
Руководство по безопасности при использовании атомной энергии
«Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых
для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных
веществ в водные объекты»
(РБ-126-21)

утверждено приказом Федеральной службы по экологическому,
технологическому и атомному надзору от 09.09.2021 № 297



Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты»

Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, Москва, 2021

Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты» (далее – Руководство по безопасности) разработано в соответствии со статьей 6 Федерального закона от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» в целях содействия соблюдению требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 17 декабря 2015 г. № 522 (зарегистрирован Минюстом России 2 февраля 2016 г., регистрационный № 40939), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла» (НП-016-05), утвержденных постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 2 декабря 2005 г. № 11 (зарегистрировано Минюстом России 1 февраля 2006 г., регистрационный № 7433), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок» (НП-033-11), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 30 июня 2011 г. № 348 (зарегистрирован Минюстом России 29 августа 2011 г., регистрационный № 21700), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности судов и других плавсредств с ядерными реакторами» (НП-022-17), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 4 сентября 2017 г. № 351 (зарегистрирован Минюстом России 27 сентября 2017 г., регистрационный № 48344), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности радиационных источников» (НП-038-16), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 28 сентября 2016 г. № 405 (зарегистрирован Минюстом России 24 октября 2016 г.,

регистрационный № 44120), и федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения» (НП-058-14), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 5 августа 2014 г. № 347 (зарегистрирован Минюстом России 14 ноября 2014 г., регистрационный № 34701).

Настоящее Руководство по безопасности содержит рекомендуемые Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору методы расчета параметров, используемых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты.

Руководство по безопасности распространяется на стационарные объекты, осуществляющие сбросы радиоактивных веществ в водные объекты.

Настоящее Руководство по безопасности предназначено для применения организациями, осуществляющими разработку проектов нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты, а также организациями, осуществляющими экспертизу указанных проектов.

Выпускается взамен¹ РБ-126-17 «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух», утвержденного приказом Ростехнадзора от 25 июля 2017 г. № 281.

¹ Руководство по безопасности разработано коллективом авторов в составе: А. В. Курындин, А. С. Шаповалов, Н. Б. Тимофеев, Р. М. Поляков (ФБУ «НТЦ ЯРБ»).

I. Общие положения

1. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты» (РБ-126-21) (далее – Руководство по безопасности) разработано в соответствии со статьей 6 Федерального закона от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» в целях содействия соблюдению требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 17 декабря 2015 г. (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 2 февраля 2016 г., регистрационный № 40939), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла (ОПБ ЯТЦ)» (НП-016-05), утвержденных постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 2 декабря 2005 г. № 11 (зарегистрировано Министерством юстиции Российской Федерации 1 февраля 2006 г., регистрационный № 7433), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок» (НП-033-11), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 30 июня 2011 г. № 348 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 29 августа 2011 г., регистрационный № 21700), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности судов и других плавсредств с ядерными реакторами» (НП-022-17), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 4 сентября 2017 г. № 351 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 27 сентября 2017 г., регистрационный № 48344), федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности радиационных источников» (НП-038-16), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 28 сентября 2016 г. № 405 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 24 октября 2016 г., регистрационный № 44120), и федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения» (НП-058-14), утвержденных приказом Федеральной службы

по экологическому, технологическому и атомному надзору от 5 августа 2014 г. № 347 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 14 ноября 2014 г., регистрационный № 34701).

2. Настоящее Руководство по безопасности содержит рекомендуемые Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору методы расчета параметров, используемых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты.

3. Настоящее Руководство по безопасности распространяется на стационарные объекты, осуществляющие сбросы радиоактивных веществ в водные объекты.

4. Настоящее Руководство по безопасности предназначено для применения организациями, осуществляющими разработку проектов нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты, а также организациями, осуществляющими экспертизу указанных проектов.

5. Требования федеральных норм и правил в области использования атомной энергии могут быть выполнены с использованием иных методов, чем те, которые содержатся в настоящем Руководстве по безопасности, при обоснованности выбранных методов.

II. Рекомендуемые методы расчета радиэкологических параметров, используемых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты

6. Параметры, используемые для разработки нормативов допустимых сбросов (далее – ДС) радиоактивных веществ в водные объекты, рекомендуется рассчитывать в соответствии с соотношениями, изложенными в настоящем Руководстве по безопасности.

7. Для определения максимальных удельных активностей радионуклидов в воде водных объектов (далее – МУА), расчет которых требуется в соответствии с разделом VI Методики разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для водопользователей, утвержденной приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 22 декабря 2016 г. № 551 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 15 февраля 2017 г., регистрационный № 45652) (далее – Методика), рекомендуется руководствоваться положениями данного раздела настоящего Руководства по безопасности. Пример расчета МУА приведен в приложении № 1 к настоящему Руководству по безопасности.

8. При расчете МУА r -го радионуклида в воде водного объекта для пути внешнего облучения, связанного с купанием в водном объекте, рекомендуется формулу (7) Методики привести к следующему виду:

$$\text{МУА}_r^{\text{купание}} = \frac{1}{3,15 \cdot 10^7} \cdot \frac{\delta}{F_{r,\text{внеш}} \cdot \tau_{\text{купание}}}, \quad (1)$$

где δ – квота от предела годовой эффективной дозы (далее – ПД) на сбросы, выделенная для данной организации, Зв/год;

$3,15 \cdot 10^7$ – количество секунд в году;

$F_{r,\text{внеш}}$ – дозовый коэффициент внешнего облучения, $(\text{Зв} \cdot \text{м}^3) \cdot (\text{Бк} \cdot \text{с})^{-1}$, рекомендуемые значения которого приведены в таблице № 1 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности;

$\tau_{\text{купание}}$ – время купания в долях года (безразмерная величина) (в случае отсутствия данных местных натурных исследований рекомендуется использовать значение из таблицы № 2 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности).

9. При расчете МУА r -го радионуклида в воде водного объекта для пути внешнего облучения, связанного с добычей (выловом) водных биологических ресурсов, рекомендуется формулу (7) Методики привести к следующему виду:

$$\text{МУА}_r^{\text{рыболовство}} = \frac{1}{3,15 \cdot 10^7} \cdot \frac{\delta}{F_{r,\text{внеш}} \cdot \tau_{\text{рыболовство}}}, \quad (2)$$

где δ – квота от ПД на сбросы, выделенная для данной организации, Зв/год;

$3,15 \cdot 10^7$ – количество секунд в году;

$F_{r,\text{внеш}}$ – дозовый коэффициент внешнего облучения, $(\text{Зв} \cdot \text{м}^3) \cdot (\text{Бк} \cdot \text{с})^{-1}$, рекомендуемые значения которого приведены в таблице № 1 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности;

$\tau_{\text{рыболовство}}$ – время рыбной ловли в долях года (безразмерная величина) (в случае отсутствия данных местных натурных исследований рекомендуется использовать значение из таблицы № 2 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности).

10. При расчете МУА r -го радионуклида в воде водного объекта для пути внешнего облучения, связанного с пребыванием на пляже, рекомендуется формулу (7) Методики привести к следующему виду:

$$МУА_r^{\text{пребывание на пляже}} = \frac{1}{3,15 \cdot 10^7} \cdot \frac{\delta}{0,2 \cdot f_r \cdot K_d^r \cdot \tau_{\text{пребывание на пляже}}}, \quad (3)$$

где δ – квота от ПД на сбросы, выделенная для данной организации, Зв/год;
 $3,15 \cdot 10^7$ – количество секунд в году;

f_r – дозовый коэффициент, равный мощности эквивалентной дозы от поверхностного загрязнения почвы r -ым радионуклидом с единичной поверхностной активностью, $(Зв \cdot м^2) \cdot (Бк \cdot с)^{-1}$, рекомендуемые значения которого приведены в таблице № 1 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности;

$\tau_{\text{пребывание на пляже}}$ – время пребывания на пляже в долях года (безразмерная величина) (в случае отсутствия данных местных натурных исследований рекомендуется использовать значение из таблицы № 2 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности);

K_d^r – коэффициент межфазного распределения «вода-почва», м, который рекомендуется рассчитывать по формуле:

$$K_d^r = 6 \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_r \cdot T_e}}{\lambda_r \cdot T_e} \cdot K_{нд}^r, \quad (4)$$

где λ_r – постоянная распада радионуклида, год⁻¹;

T_e – эффективное время накопления радионуклидов в донных отложениях, которое в случае отсутствия данных местных натурных исследований рекомендуется принять равным одному году;

$K_{нд}^r$ – коэффициент межфазного распределения радионуклида r между водой и донными отложениями, м³/кг (в случае отсутствия данных местных натурных исследований рекомендуется использовать данные из таблиц № 3 и № 4 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности).

11. При расчете МУА r -го радионуклида в воде водного объекта для пути внешнего облучения, связанного с пребыванием в поймах рек, рекомендуется формулу (7) Методики привести к следующему виду:

$$МУА_r^{\text{пребывание в пойме}} = \frac{1}{3,15 \cdot 10^7} \cdot \frac{\delta}{f_r \cdot K_d^r \cdot \tau_{\text{пребывание в пойме}}}, \quad (5)$$

где δ – квота от ПД на сбросы, выделенная для данной организации, Зв/год;
 $3,15 \cdot 10^7$ – количество секунд в году;

f_r – дозовый коэффициент, равный мощности эквивалентной дозы от поверхностного загрязнения почвы r -ым радионуклидом с единичной поверхностной активностью, $(Зв \cdot м^2) \cdot (Бк \cdot с)^{-1}$, рекомендуемые значения которого приведены в таблице № 1 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности;

K_d^r – коэффициент межфазного распределения «вода-почва», м, который рекомендуется рассчитывать по формуле (4) пункта 10 настоящего Руководства по безопасности;

$\tau_{\text{пребывание в пойме}}$ – время пребывания в пойме реки в долях года (безразмерная величина) (в случае отсутствия данных местных натурных исследований рекомендуется использовать значение из таблицы № 2 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности).

12. При расчете МУА r -го радионуклида в воде водного объекта для пути внешнего облучения, связанного с пребыванием на орошаемых сельскохозяйственных угодьях, рекомендуется формулу (7) Методики привести к следующему виду:

$$\text{МУА}_r^{\text{пребывание на орош. тер-ях}} = \frac{1}{3,15 \cdot 10^7} \cdot \frac{\delta}{f_r \cdot q_{\text{ор}} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_r \cdot T_{\text{ор}}}}{\lambda_r} \cdot \tau_{\text{пребывание на орош. тер-ях}}}, \quad (6)$$

где δ – квота от ПД на сбросы, выделенная для данной организации, Зв/год;
 $3,15 \cdot 10^7$ – количество секунд в году;

f_r – дозовый коэффициент, равный мощности эквивалентной дозы от поверхностного загрязнения почвы r -ым радионуклидом с единичной поверхностной активностью, $(Зв \cdot м^2) \cdot (Бк \cdot с)^{-1}$, рекомендуемые значения которого приведены в таблице № 1 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности;

$q_{\text{ор}}$ – расход воды на орошение, $м^3/(м^2 \cdot \text{год})$ (в случае отсутствия данных местных натурных исследований рекомендуется принимать равным $0,475 м^3/(м^2 \cdot \text{год})$);

$T_{\text{ор}}$ – длительность орошения, год (рекомендуется принимать равной среднему времени проживания человека на загрязненной радионуклидами поверхности земли – 50 лет);

λ_r – постоянная распада радионуклида, $год^{-1}$;

$\tau_{\text{пребывание на орош. тер-ях}}$ – время пребывания на орошаемых территориях в долях года (безразмерная величина) (в случае отсутствия данных местных натурных исследований рекомендуется использовать значение из таблицы № 2 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности).

13. При расчете МУА r -го радионуклида в воде водного объекта для пути внутреннего облучения, обусловленного потреблением рыбы, рекомендуется формулу (10) Методики привести к следующему виду:

$$\text{МУА}_{r, \text{потребление рыбы}} = \frac{\delta}{F_{\text{пищ}}^r \cdot K_{P,r} \cdot I_{r, \text{рыба}}}, \quad (7)$$

где δ – квота от ПД на сбросы, выделенная для данной организации, Зв/год;

$F_{\text{пищ}}^r$ – коэффициент дозового преобразования при пероральном пути поступления радионуклида r для возрастной группы, являющейся критической по данному пути, Зв/Бк;

$K_{P,r}$ – коэффициент накопления радионуклида r в рыбе, м³/кг (в случае отсутствия местных натуральных исследований рекомендуется принимать для пресноводной рыбы значения из таблицы № 5 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности, а для морской рыбы – значения из таблицы № 6 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности);

$I_{r, \text{рыба}}$ – годовое потребление рыбы лицом из возрастной группы, которая является критической по пероральному пути поступления радионуклида r , кг/год (рекомендуется определять по формуле (23) пункта 29 настоящего Руководства по безопасности).

14. При расчете МУА r -го радионуклида в воде водного объекта для пути внутреннего облучения, обусловленного потреблением плодоовощной продукции с орошаемых сельскохозяйственных угодий, рекомендуется формулу (10) Методики привести к следующему виду:

$$\text{МУА}_{r, \text{потребление овощей}} = \frac{\delta}{F_{\text{пищ}}^r \cdot K_{\text{овощи}, r} \cdot I_{r, \text{овощи}}}, \quad (8)$$

где δ – квота от ПД на сбросы, выделенная для данной организации, Зв/год;

$F_{\text{пищ}}^r$ – коэффициент дозового преобразования при пероральном пути поступления радионуклида r для возрастной группы, являющейся критической по данному пути, Зв/Бк;

$K_{\text{овощи}, r}$ – коэффициент перехода радионуклидов от воды по пищевым цепочкам в плодоовощные культуры, м³/кг (рекомендуется определять по формуле (17) пункта 24 настоящего Руководства по безопасности);

$I_{r, \text{овощи}}$ – годовое потребление плодоовощной продукции лицом из возрастной группы, которая является критической по пероральному пути

поступления радионуклида r , кг/год (рекомендуется определять по формуле (23) пункта 29 настоящего Руководства по безопасности).

15. При расчете МУА r -го радионуклида в воде водного объекта для пути внутреннего облучения, обусловленного потреблением мяса скота, в организм которого радионуклид попадает за счет водопоя, рекомендуется формулу (10) Методики привести к следующему виду:

$$\text{МУА}_r^{\text{потребление мяса(водопой)}} = \frac{\delta}{F_{\text{пищ}}^r \cdot K_{\text{мясо(водопой),r}} \cdot I_{r,\text{мясо}}}, \quad (9)$$

где δ – квота от ПД на сбросы, выделенная для данной организации, Зв/год;

$F_{\text{пищ}}^r$ – коэффициент дозового преобразования при пероральном пути поступления радионуклида r для возрастной группы, являющейся критической по данному пути, Зв/Бк;

$K_{\text{мясо(водопой),r}}$ – коэффициент перехода радионуклидов из воды по пищевым цепочкам в мясо скота за счет его водопоя, м³/кг (рекомендуется определять по формуле (18) пункта 25 настоящего Руководства по безопасности);

$I_{r,\text{мясо}}$ – годовое потребление мяса лицом из возрастной группы, которая является критической по пероральному пути поступления радионуклида r , кг/год (рекомендуется определять по формуле (23) пункта 29 настоящего Руководства по безопасности).

16. При расчете МУА r -го радионуклида в воде водного объекта для пути внутреннего облучения, обусловленного потреблением молока скота, в организм которого радионуклид попадает за счет водопоя, рекомендуется формулу (10) Методики привести к следующему виду:

$$\text{МУА}_r^{\text{потребление молока(водопой)}} = \frac{\delta}{F_{\text{пищ}}^r \cdot K_{\text{молоко(водопой),r}} \cdot I_{r,\text{молоко}}}, \quad (10)$$

где δ – квота от ПД на сбросы, выделенная для данной организации, Зв/год;

$F_{\text{пищ}}^r$ – коэффициент дозового преобразования при пероральном пути поступления радионуклида r для возрастной группы, являющейся критической по данному пути, Зв/Бк;

$K_{\text{молоко(водопой),r}}$ – коэффициент перехода радионуклидов из воды по пищевым цепочкам в молоко скота за счет его водопоя, м³/кг (рекомендуется определять по формуле (19) пункта 25 настоящего Руководства по безопасности);

$I_{r, \text{молоко}}$ – годовое потребление молока лицом из возрастной группы, которая является критической по пероральному пути поступления радионуклида r , кг/год (рекомендуется определять по формуле (23) пункта 29 настоящего Руководства по безопасности).

17. При расчете МУА r -го радионуклида в воде водного объекта для пути внутреннего облучения, обусловленного потреблением мяса скота, в организм которого радионуклид попадает за счет его выпаса на орошаемых землях, рекомендуется формулу (10) Методики привести к следующему виду:

$$\text{МУА}_r^{\text{потребление мяса(выпас)}} = \frac{\delta}{F_{\text{пищ}}^r \cdot K_{\text{мясо(выпас)}, r} \cdot I_{r, \text{мясо}}}, \quad (11)$$

где δ – квота от ПД на сбросы, выделенная для данной организации, Зв/год;

$F_{\text{пищ}}^r$ – коэффициент дозового преобразования при пероральном пути поступления радионуклида r для возрастной группы, являющейся критической по данному пути, Зв/Бк;

$K_{\text{мясо(выпас)}, r}$ – коэффициент перехода радионуклидов из воды по пищевым цепочкам в мясо скота за счет его выпаса на орошаемых землях, м³/кг (рекомендуется определять по формуле (20) пункта 26 настоящего Руководства по безопасности);

$I_{r, \text{мясо}}$ – годовое потребление мяса лицом из возрастной группы, которая является критической по пероральному пути поступления радионуклида r , кг/год (рекомендуется определять по формуле (23) пункта 29 настоящего Руководства по безопасности).

18. При расчете МУА r -го радионуклида в воде водного объекта для пути внутреннего облучения, обусловленного потреблением молока скота, в организм которого радионуклид попадает за счет его выпаса на орошаемых землях, рекомендуется формулу (10) Методики привести к следующему виду:

$$\text{МУА}_r^{\text{потребление молока(выпас)}} = \frac{\delta}{F_{\text{пищ}}^r \cdot K_{\text{молоко(выпас)}, r} \cdot I_{r, \text{молоко}}}, \quad (12)$$

где δ – квота от ПД на сбросы, выделенная для данной организации, Зв/год;

$F_{\text{пищ}}^r$ – коэффициент дозового преобразования при пероральном пути поступления радионуклида r для возрастной группы, являющейся критической по данному пути, Зв/Бк;

$K_{\text{молоко(выпас),r}}$ – коэффициент перехода радионуклидов из воды по пищевым цепочкам в молоко скота за его счет выпаса на орошаемых землях, м³/кг (рекомендуется определять по формуле (21) пункта 26 настоящего Руководства по безопасности);

$I_{r,\text{молоко}}$ – годовое потребление молока лицом из возрастной группы, которая является критической по пероральному пути поступления радионуклида r , кг/год (рекомендуется определять по формуле (23) пункта 29 настоящего Руководства по безопасности).

19. Значения коэффициентов $F_{\text{пищ}}^r$ для различных возрастных групп населения рекомендуется принимать в соответствии с положениями нормативных актов Российской Федерации, в которых они установлены, а в случае отсутствия таких нормативных актов – в соответствии с рекомендациями международных организаций в области использования атомной энергии.

Для определения возрастной группы населения, являющейся критической по пероральному поступлению радионуклида r с продуктом питания f (где f – индекс, обозначающий пищевой продукт: рыба, плодоовощная продукция, мясо или молоко), рекомендуется использовать следующий алгоритм:

1) для каждой возрастной группы населения оценить значение суммы произведений $\sum_f I_{r,f} \cdot F_{\text{пищ}}^r$;

2) выполнить сравнение между собой полученных значений и принять в качестве критической ту возрастную группу населения, для которой упомянутое выше значение является максимальным.

20. При расчете МУА r -го радионуклида в воде водного объекта для пути внутреннего облучения, обусловленного вдыханием пыли при работе на орошаемой территории, рекомендуется формулу Методики (11) привести к следующему виду:

$$\text{МУА}_r^{\text{пыль}} = \frac{\delta}{F_{\text{инг}}^r \cdot I_{\text{инг}} \cdot \tau \cdot K_{\text{пыль},r}}, \quad (13)$$

где δ – квота от ПД на сбросы, выделенная для данной организации, Зв/год;

$F_{\text{инг}}^r$ – коэффициент дозового преобразования при ингаляционном пути поступления радионуклида r для возрастной группы, являющейся критической по данному пути, Зв/Бк;

$I_{\text{инг}}$ – интенсивность дыхания для возрастной группы, являющейся критической по ингаляционному поступлению радионуклида r , рекомендуемые значения которой для различных возрастных групп

представлены в таблице № 7 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности, м³/год;

τ – доля времени облучения в течение года, безразмерная величина;

$K_{\text{пыль},r}$ – коэффициент перехода радионуклидов из воды, используемой для полива, через почву в воздух за счет вторичного ветрового подъема пыли и за счет подъема пыли в результате пахоты, безразмерная величина.

Значения коэффициентов $F_{\text{инг}}^r$ для различных возрастных групп населения рекомендуется принимать в соответствии с положениями нормативных актов Российской Федерации, в которых они установлены, а в случае отсутствия таких нормативных актов – в соответствии с рекомендациями международных организаций в области использования атомной энергии.

Для определения возрастной группы населения, являющейся критической по ингаляционному поступлению радионуклида r , рекомендуется использовать следующий алгоритм:

1) для каждой возрастной группы населения оценить значение произведения $F_{\text{инг}}^r \cdot I_{\text{инг}}$;

2) выполнить сравнение между собой полученных значений и принять в качестве критической ту возрастную группу населения, для которой упомянутое выше значение произведения является максимальным.

21. Коэффициент перехода радионуклидов из воды, используемой для полива, через почву в воздух за счет вторичного ветрового подъема пыли и за счет подъема пыли в результате пахоты определяется следующим соотношением:

$$K_{\text{пыль},r} = \frac{120}{365} \cdot q_{\text{ор}} \cdot \frac{1 - e^{-\lambda_r \cdot t_b}}{\lambda_r \cdot \rho} \cdot 0,74 \cdot \frac{\left(\frac{u}{2,2}\right)^{1,2}}{\left(\frac{M}{2}\right)^{1,4}} \cdot S_{\text{уч}}^{\text{сред}} \cdot L \cdot P \cdot \bar{G}(x=1\text{ м}), \quad (14)$$

где u – среднегодовая скорость ветра, м/с;

$q_{\text{ор}}$ – расход воды на орошение, м³/(м²·год) (в случае отсутствия данных местных натурных исследований рекомендуется принимать равным 0,475 м³/(м²·год));

λ_r – постоянная распада радионуклида, год⁻¹;

t_b – параметр, равный $1,1 \cdot 10^4$ сут (30 лет);

ρ – поверхностная плотность корневого слоя почвы, кг/м² (в случае отсутствия данных местных натурных исследований рекомендуется принимать значение в соответствии с таблицей № 8 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности);

M – влажность почвы, % (определяется на основе данных местных натуральных исследований);

$S_{\text{уч}}^{\text{сред}}$ – усредненная за дачный сезон интенсивность вскапывания 6 соток земли, м²/с (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равной 0,0139 м²/с из расчета, что человек вскапывает 100 м² земли за 2 часа¹);

L – глубина корневого вскапываемого слоя почвы, м (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равной 0,2 м);

P – объемная плотность почвы, кг/м³ (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равной 500 кг/м³ для торфяных почв и 1 300 кг/м³ для других видов почв);

$\bar{G}(x = 1 \text{ м})$ – величина среднегодового метеорологического фактора разбавления на расстоянии 1 м от вспахиваемого участка, с/м³ (расчет рекомендуется выполнять в соответствии с рекомендациями приложения № 1 к руководству по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух» (РБ-106-21), утвержденному приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 30 августа 2021 г. № 288).

22. При расчетах максимальной величины сброса, при которой не превышает установленная для организации квота на облучение от сбросов, в соответствии с формулой (26) Методики рекомендуется учитывать путь облучения, связанный с заглатыванием воды при купании. Для этого рекомендуется предусмотреть в формуле (26) Методики наличие величины MUA_r^{WS} , рассчитываемой по формуле:

$$MUA_r^{WS} = \frac{\delta}{F_{\text{пищ}}^r \cdot V_{WS} \cdot \tau_{\text{купание}}}, \quad (15)$$

где δ – квота от ПД на сбросы, выделенная для данной организации, Зв/год;

$F_{\text{пищ}}^r$ – коэффициент дозового преобразования при пероральном пути поступления радионуклида r для возрастной группы, являющейся критической по данному пути, Зв/Бк;

¹ Типовые нормы времени (выработки) на работы по озеленению, утверждены постановлением Государственного комитета СССР по труду и социальным вопросам и Секретариата ВЦСПС от 25.04.1986 № 163/9-49.

$V_{\text{вс}}$ – объем воды, заглатываемой человеком при купании, м³/год (рекомендуется принимать равным 0,429 м³/год для детей до 17 лет и 0,184 м³/год для взрослых);

$\tau_{\text{купание}}$ – время купания в долях года (безразмерная величина) (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется использовать значение из таблицы № 2 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности).

23. При расчетах максимальной величины сброса, при которой не превышает установленная для организации квота на облучение от сбросов, в соответствии с формулой (26) Методики рекомендуется учитывать путь облучения, связанный с поступлением в организм человека трития ингаляционным путем, пероральным путем и через кожные покровы. Для этого рекомендуется предусмотреть в формуле (26) Методики наличие МУА_{3Н}, рассчитываемой по формуле:

$$\text{МУА}_{3\text{Н}} = \frac{\delta}{g_{3\text{Н}} \cdot 10^{-3}}, \quad (16)$$

где δ – квота от ПД на сбросы, выделенная для данной организации, Зв/год;

$g_{3\text{Н}}$ – дозовый коэффициент для ³Н, который рекомендуется принять равным $2,6 \cdot 10^{-8}$ (Зв·л)/(Бк·год).

24. Коэффициент перехода радионуклидов от воды по пищевым цепочкам в плодоовощные культуры рекомендуется рассчитывать по формуле:

$$K_{\text{овощи}, r} = \left(q_{\text{оп}} \cdot \alpha_2 \cdot \frac{1 - e^{-(\lambda_r + \lambda_w) \cdot t_e}}{\lambda_r + \lambda_w} + F \nu_r \cdot \frac{120}{365} \cdot q_{\text{оп}} \cdot \frac{1 - e^{-(\lambda_r + \lambda_{s,r}) \cdot t_b}}{(\lambda_r + \lambda_{s,r}) \cdot \rho} \right) \cdot e^{-\lambda_r \cdot t_h}, \quad (17)$$

где $q_{\text{оп}}$ – средний за поливной период (в случае отсутствия местных натуральных исследований рекомендуется принимать равным 120 дням) расход воды на единицу площади почвы, который рекомендуется принимать равным $1,3 \cdot 10^{-3}$ м³/(м²·сут);

α_2 – фактор удержания для плодоовощных культур, потребляемых в пищу человеком, рекомендуется принимать равным 0,3 м²/кг сырого веса;

t_e – период времени (в течение вегетационного периода), в течение которого происходит улавливание радиоактивных выпадений поверхностью растений (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равным 30 сут);

λ_r – постоянная распада радионуклида r , сут⁻¹;

λ_w – постоянная величина, характеризующая снижение содержания радионуклидов на поверхности растений за счет всех процессов, за исключением радиоактивного распада (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равной 0,05 сут⁻¹);

$\lambda_{s,r}$ – постоянная, характеризующая процессы снижения содержания радионуклидов в корневом слое почвы за счет всех процессов, за исключением радиоактивного распада (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равной 0,00014 сут⁻¹ для изотопов цезия и стронция или равной нулю для остальных радионуклидов);

Fv_r – коэффициент перехода радионуклида r из корневого слоя почвы в съедобную часть растения, кг (сухой почвы)/кг (сырой массы растения);

t_b – параметр, равный $1,1 \cdot 10^4$ сут (30 лет);

ρ – поверхностная плотность корневого слоя почвы, кг/м² (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать в соответствии с таблицей № 8 приложения № 2 настоящего Руководства по безопасности);

t_h – время между сбором урожая и потреблением плодоовощных культур (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равным 90 сут).

25. Коэффициенты перехода по молочной и мясной цепочкам за счет водопоя скота рекомендуется рассчитывать по формулам (18) и (19):

$$K_{\text{мясо(водопой)},r} = F_{\text{мясо},r}^f \cdot Q_{\text{мясо}}^w \cdot e^{-\lambda_r \cdot t_f}, \quad (18)$$

$$K_{\text{молоко(водопой)},r} = F_{\text{молоко},r}^m \cdot Q_{\text{молоко}}^w \cdot e^{-\lambda_r \cdot t_m}, \quad (19)$$

где λ_r – постоянная распада, сут⁻¹;

$Q_{\text{молоко}}^w$ – суточный объем воды, потребляемый молочным скотом, в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равным 0,06 м³/сут;

$Q_{\text{мясо}}^w$ – суточный объем воды, потребляемый мясным скотом, в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равным 0,04 м³/сут;

t_m – время между надоем молока и его потреблением (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равным 1 сут);

t_f – время между забоем скота и потреблением мяса (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равным 20 сут);

$F_{\text{молоко},r}^m$ – доля активности радионуклида r (от суточного потребления корма скотом), которая попадает в литр молока, сут/л;

$F_{\text{мясо},r}^f$ – доля активности радионуклида r (от суточного потребления корма скотом), которая попадает в килограмм мяса, сут/кг.

26. Коэффициенты перехода по молочной и мясной цепочкам за счет выпаса скота рекомендуется рассчитывать по формулам (20) и (21):

$$K_{\text{мясо(выпас)},r} = K_{\text{корм},r} \cdot F_{\text{мясо},r}^f \cdot Q_{\text{мясо}}^f \cdot e^{-\lambda_r \cdot t_f}, \quad (20)$$

$$K_{\text{молоко(выпас)},r} = K_{\text{корм},r} \cdot F_{\text{молоко},r}^m \cdot Q_{\text{молоко}}^m \cdot e^{-\lambda_r \cdot t_m}, \quad (21)$$

где λ_r – постоянная распада, сут⁻¹;

$Q_{\text{молоко}}^m$ – суточная масса корма, потребляемая молочным скотом (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равной 16 кг (сухого вещества)/сут);

$Q_{\text{мясо}}^f$ – суточная масса корма, потребляемая мясным скотом (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равной 12 кг (сухого вещества)/сут);

$F_{\text{молоко},r}^m$ – доля активности радионуклида r (от суточного потребления корма скотом), которая попадает в литр молока, сут/л;

$F_{\text{мясо},r}^f$ – доля активности радионуклида r (от суточного потребления корма скотом), которая попадает в килограмм мяса, сут/кг;

t_m – время между надоем молока и его потреблением (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равным 1 сут);

t_f – время между забоем скота и потреблением мяса (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равным 20 сут);

$K_{\text{корм},r}$ – коэффициент перехода радионуклида r из загрязненной воды в корм, потребляемый скотом, м³/кг сухого веса.

27. Величину $K_{\text{корм},r}$ рекомендуется рассчитывать по формуле:

$$K_{\text{корм},r} = K_{\text{корм},r}^1 \cdot f_p + K_{\text{корм},r}^2 \cdot (1 - f_p), \quad (22)$$

где f_p – доля года, в течение которой скот питается подножным кормом (в случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется принимать равной 0,7);

$K_{\text{корм},r}^1$ – коэффициент перехода при выпасе скота, рассчитываемый аналогично коэффициенту $K_{\text{овощи},r}$, со следующими параметрами: $t_h = 0$, $t_e = 30$ сут, с использованием параметра α_1 , равного $3 \text{ м}^2/\text{кг}$ (сухого веса), вместо α_2 , и с использованием $Fv1_r$ вместо Fv_r ;

$K_{\text{корм},r}^2$ – коэффициент перехода при стойловом содержании скота, рассчитываемый аналогично коэффициенту $K_{\text{овощи},r}$, со следующими рекомендуемыми параметрами: $t_h = 90$ сут, $t_e = 30$ сут, с использованием параметра α_1 , равного $3 \text{ м}^2/\text{кг}$ (сухого веса), вместо α_2 , и с использованием $Fv1_r$ вместо Fv_r .

28. Рекомендуемые значения величин Fv_r , $Fv1_r$, $F_{\text{молоко},r}^m$, $F_{\text{мясо},r}^f$, используемых для расчетов МУА по формулам (8) – (12), приведены в таблице № 9 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности.

29. При отсутствии достоверно известных данных о годовом потреблении пищевых продуктов питания лицами из различных возрастных групп, для определения возрастной группы, являющейся на основе рекомендаций пункта 19 настоящего Руководства по безопасности критической по пероральному поступлению радионуклида r , рекомендуется оценивать потребление с помощью соотношения:

$$I_{r,f} = \frac{E_g}{E_{g=6}} \cdot I_{f,g=6}, \quad (23)$$

где f – индекс, обозначающий пищевой продукт (рыба, плодоовощная продукция, мясо или молоко);

g – возрастная группа, являющаяся критической по потреблению пищевого продукта (принимает следующие значения: 1 – «дети в возрасте до 1 года», 2 – «дети в возрасте 1–2 года»; 3 – «дети в возрасте 2–7 лет»; 4 – «дети в возрасте 7–12 лет»; 5 – «дети в возрасте 12–17 лет»; 6 – «взрослые»);

E_g – суточные энергетические затраты для возрастной группы g , ккал/сут;

$E_{g=6}$ – суточные энергетические затраты для возрастной группы «взрослые», ккал/сут;

$I_{f,g=6}$ – годовое потребление продукта f лицом из возрастной группы «взрослые», кг/год.

В случае отсутствия данных местных натуральных исследований рекомендуется годовое потребление продуктов лицом из возрастной группы «взрослые» принимать в соответствии с Рекомендациями по рациональным нормам потребления пищевых продуктов, отвечающих современным требованиям здорового питания, утвержденными приказом Министерства здравоохранения Российской Федерации от 19 августа 2016 г. № 614. Значения суточных энергетических затрат для различных возрастных групп рекомендуется принимать согласно таблице № 10 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности.

30. При расчете МУА r -го радионуклида в воде водного объекта для пути внутреннего облучения, обусловленного потреблением питьевой воды, рекомендуется использовать следующую формулу:

$$\text{МУА}_r^{WD} = \frac{10^3 \cdot \delta}{F_{\text{пищ}}^r \cdot V_D}, \quad (24)$$

где δ – квота от ПД на сбросы, выделенная для данной организации, Зв/год;

$F_{\text{пищ}}^r$ – коэффициент дозового преобразования при пероральном пути поступления радионуклида r для возрастной группы, являющейся критической по данному пути, Зв/Бк;

V_D – годовое потребление воды водного объекта, л/год, характерное

для местности, где размещен объект использования атомной энергии, для которого устанавливаются нормативы ДС.

31. При расчете фактора разбавления для однородного потока по формуле (14) Методики рекомендуется принимать число членов ряда n не менее тринадцати.

32. При расчетах максимальной величины сброса, при которой не превышает установленная для организации квота на облучение от сбросов в соответствии с формулой (26) Методики, а также при расчетах по формуле (28) Методики рекомендуется в случае отсутствия данных местных натуральных исследований в формулах (26) и (28) значения коэффициентов $K_{нд}$ принимать в соответствии с таблицами № 3 и № 4 приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности.

III. Рекомендации по определению перечня источников и радионуклидов, для которых устанавливаются нормативы допустимых сбросов

33. В целях определения перечня источников, для которых устанавливаются нормативы ДС, рекомендуется использовать следующее соотношение для расчета годовой эффективной дозы без учета рассеивания, создаваемой сбросами радионуклидов этого источника:

$$D_i^{б.р.} = \sum_r \left(\sum_{k_{внеш}} (A_{V,r} \cdot F_{r,внеш} \cdot \tau_{k,внеш}) + A_{V,r} \cdot F_{r,инг} \cdot I_{инг} \cdot \tau_{ор} \cdot K_{пыль,r} + \sum_{k_{внутр}} (A_{V,r} \cdot F_{r,пищ} \cdot K_{r,k,внутр} \cdot P_{k,внутр}) \right), \quad (25)$$

где $A_{V,r}$ – активность r -го радионуклида в сбрасываемой водной среде, Бк/м³;

$F_{r,внеш}$ – дозовый коэффициент внешнего облучения для k -го пути внешнего облучения (Зв·м³)/(Бк·год);

$\tau_{k,внеш}$ – время в долях года, затрачиваемое на вид водопользования, связанный с k -м путем внешнего облучения, безразмерная величина;

$F_{r,пищ}$ – коэффициент дозового преобразования при пероральном пути поступления, Зв/Бк;

$K_{r,k,внутр}$ – коэффициент перехода радионуклида r в пищевой продукт по пищевым цепочкам, м³/кг;

$P_{k,внутр}$ – потребление пищевого продукта местного сельскохозяйственного производства, кг/год;

$F_{r,инг}$ – дозовый коэффициент для ингаляции, Зв/Бк;

$I_{инг}$ – объем вдыхаемого человеком воздуха за год, м³/год;

$\tau_{ор}$ – время в долях года, затрачиваемое на пребывание на орошаемой территории, безразмерная величина;

$K_{пыль,r}$ – коэффициент, характеризующий переход радионуклидов из воды, используемой для орошения, через почву в воздух за счет вторичного ветрового подъема пыли и за счет подъема пыли в результате пахоты, безразмерная величина.

В случае если рассчитанная по соотношению (25) доза превышает значение, установленное в первом абзаце пункта 7 Методики, для рассматриваемого источника сбросов требуется установление нормативов ДС.

34. Определение перечня радионуклидов, для которых устанавливаются нормативы ДС, рекомендуется выполнять в несколько этапов:

1) для каждого входящего в состав сбросов из данного источника радионуклида из перечня радионуклидов, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды в соответствии с распоряжением Правительства Российской Федерации от 8 июля 2015 г. № 1316-р «Об утверждении перечня загрязняющих веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования» (далее – Перечень), провести расчет отношения (выраженного в процентах) годовой эффективной дозы облучения населения с учетом рассеивания, обусловленной этим радионуклидом, к годовой эффективной дозе, обусловленной всеми радионуклидами, сбрасываемыми через этот источник сбросов (далее – Отношение);

2) произвести суммирование Отношений в порядке убывания их значений до достижения суммой значения, установленного в третьем абзаце пункта 7 Методики;

3) определить перечень радионуклидов, для которых устанавливаются нормативы ДС, приняв, что нормативы устанавливаются для радионуклидов, сумма Отношений для которых равна значению, установленному в третьем абзаце пункта 7 Методики.

Для расчета годовой эффективной дозы «с учетом рассеивания» от сбросов радионуклида r рекомендуется использовать следующее соотношение:

$$D_r = \sum_k Q_r \cdot \Phi_{r,l} \cdot \frac{\delta}{\text{МУА}_{r,k}}, \quad (26)$$

где Q_r – годовой сброс r -го радионуклида, Бк/год;

$\Phi_{r,l}$ – фактор разбавления для r -го радионуклида на l -ом участке водного объекта, год/м³ (описание методов расчета данной величины представлено в Методике);

δ – квота от ПД на сбросы, выделенная для данной организации, Зв/год;

$\text{МУА}_{r,k}$ – максимальная удельная активность r -го радионуклида для k -го пути внешнего или внутреннего облучения, Бк/м³.

Для расчета вклада отдельных радионуклидов рекомендуется использовать следующее соотношение:

$$\left(\frac{D_r}{\sum_r D_r} \right) \cdot 100 \% . \quad (27)$$

В случае если в сбросах из i -го источника присутствуют радионуклиды, не включенные в Перечень, при определении перечня радионуклидов в сбросах данного источника, для которых в соответствии с пунктом 7 Методики должны быть установлены нормативы, рекомендуется рассмотренный выше алгоритм распространить и на такие радионуклиды. При этом, в случае если реализация такого алгоритма приводит к тому, что ряд радионуклидов, входящих в Перечень, не входит в перечень тех, сумма вкладов которых в годовую эффективную дозу больше или равна значению, установленному в третьем абзаце пункта 7 Методики, рекомендуется предусмотреть расчет нормативов ДС и для таких радионуклидов.

35. Значение фактического годового сброса r -го радионуклида из i -го источника для проведения расчетов с помощью соотношения (26) рекомендуется определять с использованием положений руководства по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по методам и средствам контроля сбросов радиоактивных веществ в водные объекты» (РБ-005-21), утвержденного приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 16 февраля 2021 г. № 61.

ПРИЛОЖЕНИЕ № 1

к руководству по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты», утвержденному приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 9 сентября 2021 г. № 297

Пример расчета максимальных удельных активностей

1. Данное приложение содержит пример расчета МУА с использованием соотношений, приведенных в настоящем Руководстве по безопасности.

2. Рассмотрим следующий набор исходных данных:

1) в однородный водоем (озеро) осуществляются сбросы ^{137}Cs ;

2) для данного водного объекта характерны следующие виды водопользования:

использование местным населением для отдыха (купание, рыбная ловля, пребывание на пляже);

водопой мясного и молочного скота;

3) квота от ПД на сбросы радиоактивных веществ для объекта использования атомной энергии, осуществляющего сбросы, составляет 50 мкЗв.

3. В таблице № 1 приведены значения параметров, необходимых для расчета МУА ^{137}Cs в воде озера для обозначенных выше путей облучения в соответствии с таблицами приложения № 2 к настоящему Руководству по безопасности.

Таблица № 1

Значения параметров, необходимых для расчета МУА

Параметр	Значение
δ , мкЗв	50
λ_r , сут ⁻¹	$6,33 \cdot 10^{-5}$
$F_{r, \text{внеш}} \frac{Зв \cdot М^3}{Бк \cdot с}$	$5,83 \cdot 10^{-17}$
$f_r \frac{Зв \cdot М^2}{Бк \cdot с}$	$5,79 \cdot 10^{-16}$
$F_{\text{пищ}}^r \frac{Зв/Бк}{г}$	$1,3 \cdot 10^{-8}$
g	6
$K_{нд}^r \frac{М^3/кг}{г}$	$2,90 \cdot 10^1$
$K_p \frac{М^3/кг}{г}$	$1,50 \cdot 10^1$
$F_{\text{молоко}, r}^m \frac{сут/л}{г}$	$1,00 \cdot 10^{-1}$
$F_{\text{мясо}, r}^f \frac{сут/кг}{г}$	$3,0 \cdot 10^{-1}$
$\tau_{\text{купание}}$	0,011
$\tau_{\text{рыболовство}}$	0,022
$\tau_{\text{пробывание на пляже}}$	0,022
V_{WS}	0,184

4. МУА ^{137}Cs в воде озера для пути внешнего облучения «купание» рассчитывается по формуле (1) раздела II настоящего Руководства по безопасности:

$$\text{МУА}_{^{137}\text{Cs}}^{\text{купание}} = \frac{1}{3,15 \cdot 10^7} \cdot \frac{50 \cdot 10^{-6}}{5,83 \cdot 10^{-17} \cdot 0,011} = 2,48 \cdot 10^6 \text{ Бк} / \text{м}^3.$$

5. МУА ^{137}Cs в воде озера для пути внешнего облучения «рыболовство» рассчитывается по формуле (2) раздела II настоящего Руководства по безопасности:

$$\text{МУА}_{^{137}\text{Cs}}^{\text{рыболовство}} = \frac{1}{3,15 \cdot 10^7} \cdot \frac{50 \cdot 10^{-6}}{5,83 \cdot 10^{-17} \cdot 0,022} = 1,24 \cdot 10^6 \text{ Бк} / \text{м}^3.$$

6. МУА ^{137}Cs в воде озера для пути внешнего облучения «пробывание на пляже» рассчитывается по формуле (3) раздела II настоящего Руководства по безопасности:

$$\begin{aligned}
 \text{МУА}_{137\text{Cs}}^{\text{пребывание на пляже}} &= \frac{1}{3,15 \cdot 10^7} \cdot \frac{50 \cdot 10^{-6}}{0,2 \cdot 5,79 \cdot 10^{-16} \cdot \left(6 \cdot \frac{1 - e^{-2,31 \cdot 10^{-2} \cdot 1}}{2,31 \cdot 10^{-2} \cdot 1} \cdot 2,9 \cdot 10^1 \right) \cdot 0,022} = \\
 &= 3,62 \cdot 10^3 \text{ Бк/м}^3.
 \end{aligned}$$

7. Поскольку для ^{137}Cs критической группой населения по поступлению с пищей является группа «б», пересчет годового потребления продуктов питания для него не требуется.

В таблице № 2 приведены годовое потребление продуктов питания в условиях рассматриваемого примера.

Таблица № 2

Годовое потребления продуктов питания

Продукт	Потребление продуктов, кг/год
Молоко	300
Мясо	90
Рыба	20

8. МУА ^{137}Cs в воде озера для пути внутреннего облучения «потребление рыбы» рассчитывается по формуле (7) раздела II настоящего Руководства по безопасности:

$$\text{МУА}_{137\text{Cs}}^{\text{потребление рыбы}} = \frac{50 \cdot 10^{-6}}{1,3 \cdot 10^{-8} \cdot 20 \cdot 1,5 \cdot 10^1} = 1,28 \cdot 10^1, \text{ Бк/м}^3.$$

9. МУА ^{137}Cs в воде озера для пути внутреннего облучения, связанного с заглатыванием воды при купании, рассчитывается по формуле (15) раздела II настоящего Руководства по безопасности:

$$\text{МУА}_{137\text{Cs}}^{\text{WS}} = \frac{50 \cdot 10^{-6}}{1,3 \cdot 10^{-8} \cdot 0,011 \cdot 0,184} = 1,90 \cdot 10^6, \text{ Бк/м}^3.$$

10. Коэффициенты перехода по молочной и мясной цепочке рассчитываются по формулам (18) и (19) раздела II настоящего Руководства по безопасности:

$$K_{\text{молоко(водопой)}, 137\text{Cs}} = 0,1 \cdot 0,06 \cdot e^{-6,33 \cdot 10^{-5} \cdot 1} = 6 \cdot 10^{-3}, \text{ м}^3/\text{кг},$$

$$K_{\text{мясо(водопой)}, {}^{137}\text{Cs}} = 0.3 \cdot 0.04 \cdot e^{-6.33 \cdot 10^{-5} \cdot 20} = 0.012, \text{ м}^3/\text{кг}.$$

11. МУА ${}^{137}\text{Cs}$ в воде озера для пути внутреннего облучения «потребление мяса» рассчитывается по формуле (9) раздела II настоящего Руководства по безопасности:

$$\text{МУА}_{{}^{137}\text{Cs}}^{\text{потребление мяса}} = \frac{50 \cdot 10^{-6}}{1.3 \cdot 10^{-8} \cdot 90 \cdot 0.012} = 3.561 \cdot 10^3, \text{ Бк} / \text{м}^3.$$

12. МУА ${}^{137}\text{Cs}$ в воде озера для пути внутреннего облучения «потребление молока» рассчитывается по формуле (10) раздела II настоящего Руководства по безопасности:

$$\text{МУА}_{{}^{137}\text{Cs}}^{\text{потребление молока}} = \frac{50 \cdot 10^{-6}}{1.3 \cdot 10^{-8} \cdot 300 \cdot 6 \cdot 10^{-3}} = 2.137 \cdot 10^3, \text{ Бк} / \text{м}^3.$$

ПРИЛОЖЕНИЕ № 2

к руководству по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты», утвержденному приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 9 сентября 2021 г. № 297

Рекомендуемые значения параметров, используемых при расчете максимальных удельных активностей

Таблица № 1

Рекомендуемые значения параметров $F_{r,внеш}$ и f_r *

Радионуклид	$F_{r,внеш} \frac{Зв \cdot м^3}{Бк \cdot с}$	$f_r \frac{Зв \cdot м^2}{Бк \cdot с}$
²²⁵ Ac	$1,41 \cdot 10^{-18}$	$1,47 \cdot 10^{-17}$
²²⁷ Ac	$1,14 \cdot 10^{-20}$	$1,41 \cdot 10^{-19}$
²²⁸ Ac	$9,70 \cdot 10^{-17}$	$9,39 \cdot 10^{-16}$
^{110m} Ag	$2,75 \cdot 10^{-16}$	$2,58 \cdot 10^{-15}$
²⁴¹ Am	$1,54 \cdot 10^{-18}$	$2,33 \cdot 10^{-17}$
²⁴³ Am	$4,19 \cdot 10^{-18}$	$4,79 \cdot 10^{-17}$
²¹⁷ At	$2,97 \cdot 10^{-20}$	$2,93 \cdot 10^{-19}$
²¹⁸ At	$2,23 \cdot 10^{-19}$	$3,64 \cdot 10^{-18}$
¹⁹⁸ Au	$3,91 \cdot 10^{-17}$	$4,07 \cdot 10^{-16}$
¹⁴⁰ Ba	$1,74 \cdot 10^{-17}$	$1,90 \cdot 10^{-16}$
²¹⁰ Bi	$2,98 \cdot 10^{-19}$	$3,51 \cdot 10^{-17}$
²¹¹ Bi	$4,45 \cdot 10^{-18}$	$4,40 \cdot 10^{-17}$
²¹² Bi	$1,90 \cdot 10^{-17}$	$2,25 \cdot 10^{-16}$
²¹³ Bi	$1,31 \cdot 10^{-17}$	$1,68 \cdot 10^{-16}$
²¹⁴ Bi	$1,57 \cdot 10^{-16}$	$1,44 \cdot 10^{-15}$
⁴⁵ Ca	$1,66 \cdot 10^{-20}$	$3,77 \cdot 10^{-20}$
⁴⁷ Ca	$1,09 \cdot 10^{-16}$	$1,00 \cdot 10^{-15}$
¹⁴¹ Ce	$6,80 \cdot 10^{-18}$	$6,93 \cdot 10^{-17}$

Приложение Л. РБ-126-21 «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты»

Радионуклид	$F_{г,внеш'} \frac{Зв \cdot м^3}{Бк \cdot с}$	$f_{г'} \frac{Зв \cdot м^2}{Бк \cdot с}$
¹⁴⁴ Ce	$1,68 \cdot 10^{-18}$	$1,84 \cdot 10^{-17}$
³⁶ Cl	$1,95 \cdot 10^{-19}$	$1,12 \cdot 10^{-17}$
²⁴² Cm	$9,37 \cdot 10^{-21}$	$7,02 \cdot 10^{-19}$
²⁴³ Cm	$1,17 \cdot 10^{-17}$	$1,18 \cdot 10^{-16}$
²⁴⁴ Cm	$7,97 \cdot 10^{-21}$	$6,44 \cdot 10^{-19}$
⁵⁷ Co	$1,10 \cdot 10^{-17}$	$1,08 \cdot 10^{-16}$
⁵⁸ Co	$9,63 \cdot 10^{-17}$	$9,25 \cdot 10^{-16}$
⁶⁰ Co	$2,57 \cdot 10^{-16}$	$2,30 \cdot 10^{-15}$
⁵¹ Cr	$3,02 \cdot 10^{-18}$	$2,97 \cdot 10^{-17}$
¹³⁴ Cs	$1,53 \cdot 10^{-16}$	$1,48 \cdot 10^{-15}$
¹³⁷ Cs (+ ^{137m} Ba)	$5,83 \cdot 10^{-17}$	$5,79 \cdot 10^{-16}$
¹⁶⁹ Er	$3,24 \cdot 10^{-20}$	$6,75 \cdot 10^{-20}$
¹⁵² Eu	$1,14 \cdot 10^{-16}$	$1,08 \cdot 10^{-15}$
¹⁵⁴ Eu	$1,25 \cdot 10^{-16}$	$1,17 \cdot 10^{-15}$
¹⁵⁵ Eu	$4,81 \cdot 10^{-18}$	$5,35 \cdot 10^{-17}$
⁵⁹ Fe	$1,22 \cdot 10^{-16}$	$1,10 \cdot 10^{-15}$
²²¹ Fr	$2,90 \cdot 10^{-18}$	$2,84 \cdot 10^{-17}$
²²³ Fr	$4,67 \cdot 10^{-18}$	$7,76 \cdot 10^{-17}$
⁶⁷ Ga	$1,43 \cdot 10^{-17}$	$1,41 \cdot 10^{-16}$
¹⁹⁷ Hg	$5,11 \cdot 10^{-18}$	$5,79 \cdot 10^{-17}$
¹²³ I	$1,43 \cdot 10^{-17}$	$1,53 \cdot 10^{-16}$
¹²⁹ I	$6,57 \cdot 10^{-19}$	$1,95 \cdot 10^{-17}$
¹³¹ I	$3,67 \cdot 10^{-17}$	$3,64 \cdot 10^{-16}$
¹³² I	$2,27 \cdot 10^{-16}$	$2,20 \cdot 10^{-15}$
¹³³ I	$5,96 \cdot 10^{-17}$	$6,17 \cdot 10^{-16}$
¹³⁵ I	$1,63 \cdot 10^{-16}$	$1,47 \cdot 10^{-15}$
¹¹¹ In	$3,69 \cdot 10^{-17}$	$3,68 \cdot 10^{-16}$
¹⁹² Ir	$7,86 \cdot 10^{-17}$	$7,77 \cdot 10^{-16}$
⁴² K	$3,08 \cdot 10^{-17}$	$3,98 \cdot 10^{-16}$
¹⁴⁰ La	$2,40 \cdot 10^{-16}$	$2,16 \cdot 10^{-15}$
⁵⁴ Mn	$8,30 \cdot 10^{-17}$	$7,91 \cdot 10^{-16}$
⁹⁹ Mo	$1,49 \cdot 10^{-17}$	$1,78 \cdot 10^{-16}$
²² Na	$2,20 \cdot 10^{-16}$	$2,05 \cdot 10^{-15}$
²⁴ Na	$4,50 \cdot 10^{-16}$	$3,59 \cdot 10^{-15}$
⁹⁵ Nb	$7,57 \cdot 10^{-17}$	$7,28 \cdot 10^{-16}$
²³⁷ Np	$1,99 \cdot 10^{-18}$	$2,52 \cdot 10^{-17}$
²³⁹ Np	$1,53 \cdot 10^{-17}$	$1,54 \cdot 10^{-16}$
³² P	$6,45 \cdot 10^{-19}$	$8,52 \cdot 10^{-17}$
²³¹ Pa	$3,43 \cdot 10^{-18}$	$3,78 \cdot 10^{-17}$
²³³ Pa	$1,87 \cdot 10^{-17}$	$1,86 \cdot 10^{-16}$
²³⁴ Pa	$1,89 \cdot 10^{-16}$	$1,80 \cdot 10^{-15}$

Приложение Л. РБ-126-21 «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты»

Радионуклид	$F_{г,внеш'} \frac{Зв \cdot м^3}{Бк \cdot с}$	$f_{г'} \frac{Зв \cdot м^2}{Бк \cdot с}$
^{234m} Pa	1,98·10 ⁻¹⁸	1,08·10 ⁻¹⁶
²⁰⁹ Pb	1,12·10 ⁻¹⁹	3,19·10 ⁻¹⁸
²¹⁰ Pb	1,04·10 ⁻¹⁹	2,13·10 ⁻¹⁸
²¹¹ Pb	5,31·10 ⁻¹⁸	9,50·10 ⁻¹⁷
²¹² Pb	1,37·10 ⁻¹⁷	1,35·10 ⁻¹⁶
²¹⁴ Pb	2,38·10 ⁻¹⁷	2,40·10 ⁻¹⁶
¹⁴⁷ Pm	9,65·10 ⁻²¹	2,80·10 ⁻²⁰
²¹⁰ Po	8,43·10 ⁻²²	8,09·10 ⁻²¹
²¹⁴ Po	8,26·10 ⁻²¹	7,93·10 ⁻²⁰
²¹⁶ Po	1,68·10 ⁻²¹	1,61·10 ⁻²⁰
²¹⁸ Po	9,10·10 ⁻²²	8,66·10 ⁻²¹
¹⁴⁴ Pr	4,76·10 ⁻¹⁸	1,63·10 ⁻¹⁶
^{144m} Pr	5,06·10 ⁻¹⁹	1,05·10 ⁻¹⁷
²³⁸ Pu	8,17·10 ⁻²¹	6,26·10 ⁻¹⁹
²³⁹ Pu	7,83·10 ⁻²¹	2,84·10 ⁻¹⁹
²⁴⁰ Pu	7,97·10 ⁻²¹	6,01·10 ⁻¹⁹
²⁴¹ Pu	1,41·10 ⁻²²	1,72·10 ⁻²¹
²²³ Ra	1,20·10 ⁻¹⁷	1,21·10 ⁻¹⁶
²²⁴ Ra	9,38·10 ⁻¹⁹	9,15·10 ⁻¹⁸
²²⁵ Ra	5,26·10 ⁻¹⁹	1,07·10 ⁻¹⁷
²²⁶ Ra	6,24·10 ⁻¹⁹	6,11·10 ⁻¹⁸
²¹⁸ Rn	7,38·10 ⁻²⁰	7,25·10 ⁻¹⁹
²¹⁹ Rn	5,36·10 ⁻¹⁸	5,28·10 ⁻¹⁷
²²⁰ Rn	3,74·10 ⁻²⁰	3,69·10 ⁻¹⁹
²²² Rn	3,86·10 ⁻²⁰	3,82·10 ⁻¹⁹
¹⁰³ Ru	4,53·10 ⁻¹⁷	4,49·10 ⁻¹⁶
¹⁰⁶ Ru (+ ¹⁰⁶ Rh)	2,19·10 ⁻¹⁷	3,45·10 ⁻¹⁶
³⁵ S	3,42·10 ⁻²¹	1,33·10 ⁻²⁰
¹²² Sb	4,34·10 ⁻¹⁷	4,85·10 ⁻¹⁶
¹²⁴ Sb	1,87·10 ⁻¹⁶	1,70·10 ⁻¹⁵
¹²⁵ Sb	4,06·10 ⁻¹⁷	4,09·10 ⁻¹⁶
⁷⁵ Se	3,68·10 ⁻¹⁷	3,61·10 ⁻¹⁶
⁸⁹ Sr	5,25·10 ⁻¹⁹	6,86·10 ⁻¹⁷
⁹⁰ Sr (+ ⁹⁰ Y)	9,87·10 ⁻¹⁹	1,64·10 ⁻¹⁸
⁹⁹ Tc	3,13·10 ⁻²⁰	6,47·10 ⁻²⁰
^{99m} Tc	1,16·10 ⁻¹⁷	1,14·10 ⁻¹⁶
^{123m} Te	1,28·10 ⁻¹⁷	1,32·10 ⁻¹⁶
²²⁷ Th	9,71·10 ⁻¹⁸	9,81·10 ⁻¹⁷
²²⁸ Th	1,80·10 ⁻¹⁹	2,13·10 ⁻¹⁸
²²⁹ Th	7,49·10 ⁻¹⁸	7,89·10 ⁻¹⁷
²³⁰ Th	3,34·10 ⁻²⁰	6,37·10 ⁻¹⁹

Радионуклид	$F_{г,внеш'} \frac{Зв \cdot м^3}{Бк \cdot с}$	$f_{г'} \frac{Зв \cdot м^2}{Бк \cdot с}$
²³¹ Th	$1,01 \cdot 10^{-18}$	$1,55 \cdot 10^{-17}$
²³² Th	$1,64 \cdot 10^{-20}$	$4,55 \cdot 10^{-19}$
²³⁴ Th	$6,57 \cdot 10^{-19}$	$7,49 \cdot 10^{-18}$
²⁰¹ Tl	$7,32 \cdot 10^{-18}$	$7,96 \cdot 10^{-17}$
²⁰⁸ Tl	$3,65 \cdot 10^{-16}$	$2,97 \cdot 10^{-15}$
²⁰⁹ Tl	$2,09 \cdot 10^{-16}$	$1,92 \cdot 10^{-15}$
²³² U	$2,66 \cdot 10^{-20}$	$8,07 \cdot 10^{-19}$
²³³ U	$3,15 \cdot 10^{-20}$	$5,99 \cdot 10^{-19}$
²³⁴ U	$1,39 \cdot 10^{-20}$	$5,86 \cdot 10^{-19}$
²³⁵ U	$1,43 \cdot 10^{-17}$	$1,40 \cdot 10^{-16}$
²³⁶ U	$8,89 \cdot 10^{-21}$	$5,03 \cdot 10^{-19}$
²³⁷ U	$1,17 \cdot 10^{-17}$	$1,23 \cdot 10^{-16}$
²³⁸ U	$5,85 \cdot 10^{-21}$	$4,23 \cdot 10^{-19}$
⁹⁰ Y	$9,87 \cdot 10^{-19}$	$1,10 \cdot 10^{-16}$
⁶⁵ Zn	$5,90 \cdot 10^{-17}$	$5,41 \cdot 10^{-16}$
⁹⁵ Zr	$7,29 \cdot 10^{-17}$	$7,04 \cdot 10^{-16}$

* Значения коэффициентов приняты в соответствии с Руководством пользователя к информационно-справочной системе по радиологическим параметрам – Бюро исследований в области регулирования безопасности при использовании атомной энергии, 2013 (NUREG/CR-7166 Radiological Toolbox User's Guide. – Office of Nuclear Regulatory Research, 2013).

Таблица № 2

Время, затрачиваемое на виды водопользования (в долях года)

Вид водопользования	τ
Купание	0,011
Рыболовство	0,022
Пребывание на пляже	0,022
Пребывание на заливных землях	0,046
Пребывание на орошаемых территориях	0,046

Таблица № 3

Коэффициенты межфазного распределения радионуклидов между водой и донными отложениями $K_{нд}^r$ для пресной воды, м³/кг *

Элемент	$K_{нд}^r$
Mn	$7,9 \cdot 10^1$
Fe	$5,0 \cdot 10^0$
Co	$4,4 \cdot 10^1$
Zn	$5,0 \cdot 10^{-1}$
Sr	$1,2 \cdot 10^0$
Zr	$1,0 \cdot 10^0$
Tc	$5,0 \cdot 10^{-3}$
Ru	$3,2 \cdot 10^1$
Sb	$5,0 \cdot 10^0$
I	$4,4 \cdot 10^0$
Cs	$2,9 \cdot 10^1$
Ba	$2,0 \cdot 10^0$
Ce	$2,2 \cdot 10^2$
Pm	$5,0 \cdot 10^0$
Eu	$5,0 \cdot 10^{-1}$
Ra	$7,4 \cdot 10^0$
Th	$1,9 \cdot 10^2$
U	$5,0 \cdot 10^{-2}$
Np	$1,0 \cdot 10^{-2}$
Pu	$2,4 \cdot 10^2$
Am	$1,2 \cdot 10^2$
Cm	$5,0 \cdot 10^0$

* Справочник по параметрам для прогноза миграции радионуклидов в наземных и пресноводных экосистемах. Технический отчет № 472 – Вена: МАГАТЭ, 2010 (Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer in Terrestrial and Freshwater Environments / Technical Reports. – Series № 472. – Vienna: IAEA, 2010).

Таблица № 4

Коэффициенты межфазного распределения радионуклидов между водой и донными отложениями $K_{нд}^r$ для морской воды, м³/кг *

Элемент	$K_{нд}^r$
Na	$1,0 \cdot 10^{-4}$
S	$5,0 \cdot 10^{-4}$
Cl	$3,0 \cdot 10^{-5}$
Ca	$5,0 \cdot 10^{-1}$
Cr	$5,0 \cdot 10^1$

Приложение Л. РБ-126-21 «Рекомендуемые методы расчета параметров, необходимых для разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ в водные объекты»

Элемент	$K_{нд}$
Mn	$2,0 \cdot 10^3$
Fe	$3,0 \cdot 10^5$
Co	$3,0 \cdot 10^2$
Ni	$2,0 \cdot 10^1$
Zn	$7,0 \cdot 10^1$
Se	$3,0 \cdot 10^0$
Sr	$8,0 \cdot 10^{-3}$
Y	$9,0 \cdot 10^2$
Zr	$2,0 \cdot 10^3$
Nb	$8,0 \cdot 10^2$
Tc	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Ru	$4,0 \cdot 10^1$
Ag	$1,0 \cdot 10^1$
In	$5,0 \cdot 10^1$
Sb	$2,0 \cdot 10^0$
Te	$1,0 \cdot 10^0$
I	$7,0 \cdot 10^{-2}$
Cs	$4,0 \cdot 10^0$
Ba	$2,0 \cdot 10^0$
Ce	$3,0 \cdot 10^3$
Pm	$2,0 \cdot 10^3$
Pr	$5,0 \cdot 10^3$
Eu	$2,0 \cdot 10^3$
Ir	$1,0 \cdot 10^2$
Hg	$4,0 \cdot 10^0$
Tl	$2,0 \cdot 10^1$
Pb	$1,0 \cdot 10^2$
Po	$2,0 \cdot 10^4$
Ra	$2,0 \cdot 10^0$
Ac	$2,0 \cdot 10^3$
Th	$3,0 \cdot 10^3$
Pa	$5,0 \cdot 10^3$
U	$1,0 \cdot 10^0$
Np	$1,0 \cdot 10^0$
Pu	$1,0 \cdot 10^2$
Am	$2,0 \cdot 10^3$
Cm	$2,0 \cdot 10^3$

* Коэффициенты распределения радионуклидов между водой и донными отложениями и коэффициенты накопления радионуклидов в биоте для морских экосистем. Технический отчет № 422 – Вена: МАГАТЭ, 2004 (Sediment Distribution Coefficients and Concentration Factors for Biota in the Marine Environment / Technical Reports. – Series № 422. –Vienna: IAEA, 2004).

Таблица № 5

Коэффициенты накопления радионуклидов в пресноводной рыбе $K_{p,r}$, м³/кг *

Элемент	K_p
Ag	$1,1 \cdot 10^{-1}$
Am	$2,4 \cdot 10^{-1}$
Au	$2,4 \cdot 10^{-1}$
Ba	$1,2 \cdot 10^{-3}$
C	$4,0 \cdot 10^2$
Ca	$1,2 \cdot 10^{-2}$
Ce	$2,5 \cdot 10^{-2}$
Cl	$4,7 \cdot 10^{-2}$
Co	$7,6 \cdot 10^{-2}$
Cr	$4,0 \cdot 10^{-3}$
Cs	$2,5 \cdot 10^0$
Cu	$2,3 \cdot 10^{-1}$
Eu	$1,3 \cdot 10^{-1}$
Fe	$1,7 \cdot 10^{-1}$
Hg	$6,1 \cdot 10^0$
I	$3,0 \cdot 10^{-2}$
K	$3,2 \cdot 10^0$
La	$3,7 \cdot 10^{-2}$
Mg	$3,7 \cdot 10^{-2}$
Mn	$2,4 \cdot 10^{-1}$
Mo	$1,9 \cdot 10^{-3}$
Na	$7,6 \cdot 10^{-2}$
Ni	$2,1 \cdot 10^{-2}$
P	$1,4 \cdot 10^2$
Pb	$2,5 \cdot 10^{-2}$
Po	$3,6 \cdot 10^{-2}$
Pu	$2,1 \cdot 10^1$
Ra	$4,0 \cdot 10^{-3}$
Rb	$4,9 \cdot 10^0$
Ru	$5,5 \cdot 10^{-2}$
Sb	$3,7 \cdot 10^{-2}$
Se	$6,0 \cdot 10^0$
Sr	$2,9 \cdot 10^{-3}$
Te	$1,5 \cdot 10^{-1}$
Th	$6,0 \cdot 10^{-3}$
Tl	$9,0 \cdot 10^{-1}$
U	$9,6 \cdot 10^{-4}$
V	$9,7 \cdot 10^{-2}$

Элемент	K_p
Y	$4,0 \cdot 10^{-2}$
Zn	$3,4 \cdot 10^0$
Zr	$2,2 \cdot 10^{-2}$

* Справочник по параметрам для прогноза миграции радионуклидов в наземных и пресноводных экосистемах. Технический отчет № 472 – Вена: МАГАТЭ, 2010 (Handbook of Parameter Values for the Prediction of Radionuclide Transfer in Terrestrial and Freshwater Environments / Technical Reports. – Series № 472. – Vienna: IAEA, 2010).

Таблица № 6

Коэффициенты накопления радионуклидов в морской рыбе $K_{p,r}$, m^3/kg *

Элемент	K_p
C	$2,0 \cdot 10^1$
Na	$1,0 \cdot 10^{-3}$
S	$1,0 \cdot 10^{-3}$
Cl	$6,0 \cdot 10^{-5}$
Ca	$2,0 \cdot 10^{-3}$
Sc	$1,0 \cdot 10^0$
Cr	$2,0 \cdot 10^{-1}$
Mn	$1,0 \cdot 10^0$
Fe	$3,0 \cdot 10^1$
Co	$7,0 \cdot 10^{-1}$
Ni	$1,0 \cdot 10^0$
Zn	$1,0 \cdot 10^0$
Se	$1,0 \cdot 10^1$
Sr	$3,0 \cdot 10^{-3}$
Y	$2,0 \cdot 10^{-2}$
Zr	$2,0 \cdot 10^{-2}$
Nb	$3,0 \cdot 10^{-2}$
Tc	$8,0 \cdot 10^{-2}$
Ru	$2,0 \cdot 10^{-3}$
Ag	$1,0 \cdot 10^1$
In	$5,0 \cdot 10^{-1}$
Sb	$6,0 \cdot 10^{-1}$
Te	$1,0 \cdot 10^0$
I	$9,0 \cdot 10^{-3}$
Cs	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Ba	$1,0 \cdot 10^{-2}$
Ce	$5,0 \cdot 10^{-2}$
Pm	$3,0 \cdot 10^{-1}$
Eu	$3,0 \cdot 10^{-1}$
Ir	$2,0 \cdot 10^{-2}$

Элемент	К _p
Hg	$3,0 \cdot 10^1$
Tl	$5,0 \cdot 10^0$
Pb	$2,0 \cdot 10^{-1}$
Po	$2,0 \cdot 10^0$
Ra	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Ac	$5,0 \cdot 10^{-2}$
Th	$6,0 \cdot 10^{-1}$
U	$1,0 \cdot 10^{-3}$
Np	$1,0 \cdot 10^{-3}$
Pu	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Am	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Cm	$1,0 \cdot 10^{-1}$

* Коэффициенты распределения радионуклидов между водой и донными отложениями и коэффициенты накопления радионуклидов в биоте для морских экосистем. Технический отчет № 422 – Вена: МАГАТЭ, 2004 (Sediment Distribution Coefficients and Concentration Factors for Biota in the Marine Environment / Technical Reports. – Series № 422. – Vienna: IAEA, 2004).

Таблица № 7

Рекомендуемые значения интенсивностей вдыхания для различных возрастных групп населения, м³/год

Возрастная группа, g	2	3	4	5	6
Возраст	1–2 года	2–7 лет	7–12 лет	12–17 лет	>17
I _{инг} , м ³ /год	$1,0 \cdot 10^3$	$1,9 \cdot 10^3$	$3,2 \cdot 10^3$	$5,2 \cdot 10^3$	$8,1 \cdot 10^3$

Таблица № 8

Рекомендуемые значения поверхностной плотности корневого слоя почвы, кг/м² *

Вид использования почвы	Тип почвы	
	Торфянистые почвы	Неторфянистые виды почв
Выращивание сельскохозяйственных культур	100	260
Выпас сельскохозяйственных животных	50	130

* Значения коэффициентов приняты в соответствии с Generic Models for use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment / Safety Reports. – Series № 19. – Vienna: IAEA, 2000.

Таблица № 9

Рекомендуемые значения параметров Fv_r , Fvl_r , F^m молоко, г, F^f мясо, г *

Элемент	Fv_r	F^m молоко, г, сут/л	F^f мясо, г, сут/кг	Fvl_r
Ag	$1,0 \cdot 10^{-2}$	$1,0 \cdot 10^{-4}$	$6,0 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Am	$2,0 \cdot 10^{-3}$	$2,0 \cdot 10^{-5}$	$1,0 \cdot 10^{-4}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$
As	$8,0 \cdot 10^{-2}$	$1,0 \cdot 10^{-4}$	$2,0 \cdot 10^{-2}$	$2,0 \cdot 10^{-1}$
Au	$1,0 \cdot 10^{-1}$	$1,0 \cdot 10^{-5}$	$5,0 \cdot 10^{-3}$	$4,0 \cdot 10^{-1}$
Ba	$5,0 \cdot 10^{-2}$	$5,0 \cdot 10^{-3}$	$2,0 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Ce	$5,0 \cdot 10^{-2}$	$3,0 \cdot 10^{-4}$	$2,0 \cdot 10^{-4}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Cm	$1,0 \cdot 10^{-3}$	$2,0 \cdot 10^{-6}$	$2,0 \cdot 10^{-5}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Co	$8,0 \cdot 10^{-2}$	$1,0 \cdot 10^{-2}$	$7,0 \cdot 10^{-2}$	$2,0 \cdot 10^0$
Cr	$1,0 \cdot 10^{-3}$	$2,0 \cdot 10^{-4}$	$9,0 \cdot 10^{-2}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Cs	$3,0 \cdot 10^{-1}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$	$3,0 \cdot 10^{-1}$	$2,0 \cdot 10^1$
Cu	$5,0 \cdot 10^{-1}$	$2,0 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-2}$	$2,0 \cdot 10^0$
Eu	$2,0 \cdot 10^{-3}$	$6,0 \cdot 10^{-5}$	$2,0 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Fe	$1,0 \cdot 10^{-3}$	$3,0 \cdot 10^{-4}$	$5,0 \cdot 10^{-2}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Ga	$3,0 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-5}$	$3,0 \cdot 10^{-4}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Hg	$3,0 \cdot 10^{-1}$	$5,0 \cdot 10^{-4}$	$1,0 \cdot 10^{-2}$	$3,0 \cdot 10^0$
I	$2,0 \cdot 10^{-2}$	$5,0 \cdot 10^{-1}$	$4,0 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$
In	$3,0 \cdot 10^{-3}$	$2,0 \cdot 10^{-4}$	$4,0 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Mn	$3,0 \cdot 10^{-1}$	$3,0 \cdot 10^{-4}$	$7,0 \cdot 10^{-4}$	$1,0 \cdot 10^1$
Mo	$2,0 \cdot 10^{-1}$	$5,0 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-2}$	$1,0 \cdot 10^0$
Na	$5,0 \cdot 10^{-2}$	$2,5 \cdot 10^{-1}$	$8,0 \cdot 10^{-1}$	$6,0 \cdot 10^{-1}$
Nb	$1,0 \cdot 10^{-2}$	$4,0 \cdot 10^{-6}$	$3,0 \cdot 10^{-6}$	$2,0 \cdot 10^{-1}$
Ni	$3,0 \cdot 10^{-1}$	$2,0 \cdot 10^{-1}$	$5,0 \cdot 10^{-2}$	$1,0 \cdot 10^0$
Np	$4,0 \cdot 10^{-2}$	$5,0 \cdot 10^{-5}$	$1,0 \cdot 10^{-2}$	$5,0 \cdot 10^{-1}$
P	$1,0 \cdot 10^0$	$2,0 \cdot 10^{-2}$	$5,0 \cdot 10^{-2}$	$1,0 \cdot 10^1$
Pb	$2,0 \cdot 10^{-2}$	$3,0 \cdot 10^{-4}$	$7,0 \cdot 10^{-4}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Pm	$2,0 \cdot 10^{-3}$	$6,0 \cdot 10^{-5}$	$2,0 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Po	$2,0 \cdot 10^{-3}$	$3,0 \cdot 10^{-3}$	$5,0 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Pu	$1,0 \cdot 10^{-3}$	$3,0 \cdot 10^{-6}$	$2,0 \cdot 10^{-4}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Ra	$4,0 \cdot 10^{-2}$	$1,0 \cdot 10^{-3}$	$5,0 \cdot 10^{-3}$	$4,0 \cdot 10^{-1}$
Rh	$2,0 \cdot 10^{-1}$	$5,0 \cdot 10^{-4}$	$2,0 \cdot 10^{-3}$	$2,0 \cdot 10^0$
Ru	$5,0 \cdot 10^{-2}$	$3,0 \cdot 10^{-5}$	$5,0 \cdot 10^{-2}$	$2,0 \cdot 10^{-1}$
S	$6,0 \cdot 10^{-1}$	$2,0 \cdot 10^{-2}$	$2,0 \cdot 10^{-1}$	$6,0 \cdot 10^0$
Sb	$1,0 \cdot 10^{-3}$	$2,5 \cdot 10^{-4}$	$5,0 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Se	$1,0 \cdot 10^{-1}$	$1,0 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$	$1,0 \cdot 10^0$
Sr	$3,0 \cdot 10^{-1}$	$3,0 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-2}$	$1,0 \cdot 10^1$
Tc	$5,0 \cdot 10^0$	$1,0 \cdot 10^{-3}$	$1,0 \cdot 10^{-3}$	$8,0 \cdot 10^1$
Te	$1,0 \cdot 10^0$	$5,0 \cdot 10^{-3}$	$7,0 \cdot 10^{-2}$	$1,0 \cdot 10^1$
Th	$1,0 \cdot 10^{-3}$	$5,0 \cdot 10^{-6}$	$1,0 \cdot 10^{-4}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$

Элемент	F_{vr}	$F^m_{\text{молоко, г, сут/л}}$	$F^f_{\text{мясо, г, сут/кг}}$	F_{vlr}
Tl	$2,0 \cdot 10^0$	$3,0 \cdot 10^{-3}$	$2,0 \cdot 10^{-2}$	$2,0 \cdot 10^0$
U	$1,0 \cdot 10^{-2}$	$6,0 \cdot 10^{-4}$	$3,0 \cdot 10^{-3}$	$2,0 \cdot 10^{-1}$
Y	$3,0 \cdot 10^{-3}$	$6,0 \cdot 10^{-5}$	$1,0 \cdot 10^{-2}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$
Zn	$2,0 \cdot 10^0$	$1,0 \cdot 10^{-2}$	$2,0 \cdot 10^{-1}$	$2,0 \cdot 10^0$
Zr	$1,0 \cdot 10^{-3}$	$6,0 \cdot 10^{-6}$	$1,0 \cdot 10^{-5}$	$1,0 \cdot 10^{-1}$

* Консервативные модели для использования при оценках воздействия радиоактивных выбросов и сбросов на окружающую среду. Отчет по безопасности № 19 – Вена: МАГАТЭ, 2000 (Generic Models for use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment / Safety Reports. – Series № 19. – Vienna: IAEA, 2000).

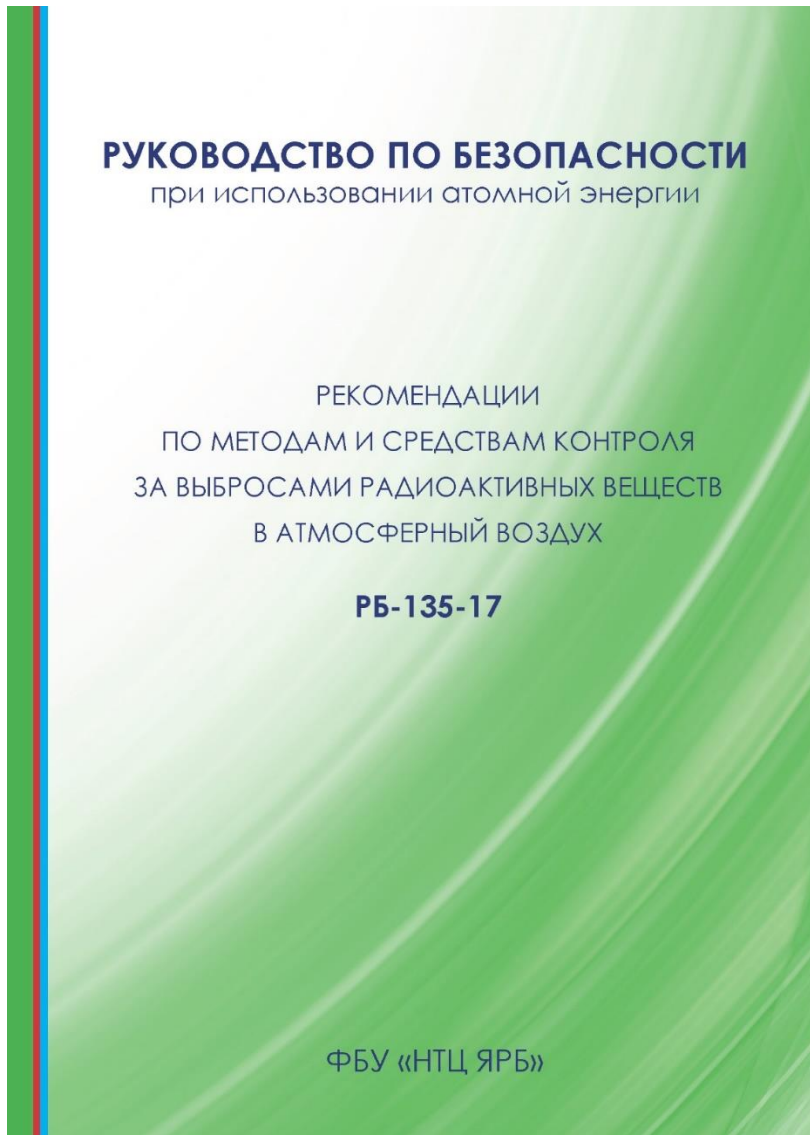
Таблица № 10

Рекомендуемые значения суточных энергетических затрат для лиц из различных возрастных групп, ккал/сут

Возрастная группа (г)	2	3	4	5	6
Энергетические затраты, ккал/сут	1400	2000	2600	3100	2900

Приложение М
Руководство по безопасности при использовании атомной энергии
«Рекомендации по методам и средствам контроля за выбросами
радиоактивных веществ в атмосферный воздух»
(РБ-135-17)

утверждено приказом Федеральной службы по экологическому,
технологическому и атомному надзору от 30.08.2017 № 347



Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по методам и средствам контроля за выбросами радиоактивных веществ в атмосферный воздух»

**Федеральная служба по экологическому, технологическому
и атомному надзору, Москва, 2017**

Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по методам и средствам контроля за выбросами радиоактивных веществ в атмосферный воздух» (далее – Руководство по безопасности) разработано в соответствии со статьей 6 Федерального закона от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» в целях содействия соблюдению требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15), утвержденных приказом Ростехнадзора от 17 декабря 2015 г. № 522; федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Правила безопасности при обращении с радиоактивными отходами атомных станций» (НП-002-15), утвержденных приказом Ростехнадзора от 30 января 2015 г. № 35; федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла (ОПБ ОЯТЦ)» (НП-016-05), утвержденных постановлением Ростехнадзора от 2 декабря 2005 г. № 11; федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Обращение с газообразными радиоактивными отходами. Требования безопасности» (НП-021-15), утвержденных приказом Ростехнадзора от 15 июня 2015 г. № 244; федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок» (НП-033-11), утвержденных приказом Ростехнадзора от 30 июля 2011 г. № 348; федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения» (НП-058-14), утвержденных приказом Ростехнадзора от 5 августа 2014 г. № 347 и федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Основные правила учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации» (НП-067-11), утвержденных приказом Ростехнадзора от 31 января 2012 г. № 67.

Настоящее Руководство по безопасности содержит рекомендации Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору по методам и средствам контроля за выбросами радиоактивных веществ в атмосферный воздух.

Руководство по безопасности распространяется на объекты использования атомной энергии, эксплуатирующие стационарные

источники выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух, для которых в соответствии с Методикой разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух, утвержденной приказом Ростехнадзора от 7 ноября 2012 г. № 639 должны устанавливаться нормативы предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух.

Настоящее Руководство по безопасности предназначено для использования всеми юридическими и физическими лицами, в том числе эксплуатирующими организациями, осуществляющими контроль за выбросами радиоактивных веществ в атмосферный воздух, проектными и другими организациями, разрабатывающими методики и средства выполнения такого контроля, а также специалистами Ростехнадзора, ответственными за регулирование безопасности указанной деятельности.

Выпускается впервые¹.

¹ Руководство по безопасности разработано коллективом авторов в составе: А. В. Курындин, А. С. Шаповалов, А. Л. Верник (ФБУ «НТЦ ЯРБ»).

I. Общие положения

1. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по методам и средствам контроля за выбросами радиоактивных веществ в атмосферный воздух» (РБ-135-17) (далее – Руководство по безопасности) разработано в соответствии со статьей 6 Федерального закона от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» в целях содействия соблюдению требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 17 декабря 2015 г. № 522 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 2 февраля 2016 г., регистрационный № 40939), «Правила безопасности при обращении с радиоактивными отходами атомных станций» (НП-002-15), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 30 января 2015 г. № 35 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 27 февраля 2015 г., регистрационный № 36288), «Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла (ОПБ ОЯТЦ)» (НП-016-05), утвержденных постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 2 декабря 2005 г. № 11 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 1 февраля 2006 г., регистрационный № 7433), «Обращение с газообразными радиоактивными отходами. Требования безопасности» (НП-021-15), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 15 июня 2015 г. № 244 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 22 июля 2015 г., регистрационный № 38130), «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок» (НП-033-11), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 30 июля 2011 г. № 348 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 29 августа 2011 г., регистрационный № 21700), «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения» (НП-058-14), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 5 августа 2014 г. № 347 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 14 ноября 2014 г., регистрационный № 34701), «Основные правила учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации» (НП-067-11), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному

надзору от 31 января 2012 г. № 67 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 29 марта 2012 г., регистрационный № 23652).

2. Настоящее Руководство по безопасности содержит рекомендации Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору по методам и средствам контроля за выбросами радиоактивных веществ в атмосферный воздух.

3. Настоящее Руководство по безопасности распространяется на объекты использования атомной энергии, на которых осуществляется эксплуатация стационарных источников выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух, для которых в соответствии с Методикой разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух, утвержденной приказом Ростехнадзора от 7 ноября 2012 г. № 639 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 18 января 2013 г., регистрационный № 26595) (далее – Методика), должны устанавливаться нормативы предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (далее – нормируемые источники).

4. Настоящее Руководство по безопасности рекомендовано для использования всеми юридическими и физическими лицами, в том числе эксплуатирующими организациями, осуществляющими контроль за выбросами радиоактивных веществ в атмосферный воздух, проектными и другими организациями, разрабатывающими методики и средства выполнения такого контроля, а также специалистами Ростехнадзора, ответственными за регулирование безопасности указанной деятельности.

5. Требования федеральных норм и правил в области использования атомной энергии могут быть выполнены с использованием иных методов, чем те, которые содержатся в настоящем Руководстве по безопасности, при их обоснованности.

6. Список сокращений и обозначений, используемых в настоящем Руководстве по безопасности, приведен в приложении № 1 к настоящему Руководству по безопасности.

II. Рекомендации по методам и средствам контроля выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух

7. Контроль за выбросами из нормируемых источников рекомендуется осуществлять в отношении тех радионуклидов, для которых в соответствии с Методикой должны устанавливаться нормативы предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух (далее – нормируемые радионуклиды).

8. Для целей контроля за выбросами нормируемых радионуклидов контрольные уровни рекомендуется устанавливать для каждого нормируемого источника.

9. Установление контрольных уровней рекомендуется осуществлять в соответствии с рекомендациями по установлению контрольных уровней выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух, приведенными в приложении № 2 к настоящему Руководству по безопасности.

10. Регистрацию величин контролируемых параметров выбросов, в том числе расход воздуха (газа), качественный и количественный радионуклидный состав, суммарную активность радионуклидов в выбросе, усредненную за сутки, за месяц и за год, рекомендуется выполнять для каждого нормируемого источника.

11. Для нормируемых источников выброса, осуществляющих выброс радиоактивных веществ, который поступает в атмосферный воздух через специально сооруженные газоходы, воздухопроводы и трубы, предназначенные для вентиляции помещений или удаления технологических сдувок, оснащенные побудителями расхода выбрасываемой смеси (далее – организованный источник выброса с побудителями), значения удельной активности нормируемых радионуклидов и значения расхода (объема) воздуха (газа) в источнике за сутки рекомендуется измерять и использовать для определения суточных, месячных и годовых выбросов. Указанные измерения рекомендуется выполнять посредством непрерывного и (или) периодического (лабораторного) контроля, основанного на постоянном пробоотборе выбрасываемой источником газовой среды (с использованием аналитических фильтров, сорбентов, емкостей и др.), с последующим измерением активности проб непосредственно в точке размещения средств измерения и (или) в лабораторных условиях и определением объемной активности нормируемых радионуклидов (или их групп) в выбросе с учетом расхода (объема) воздуха (газа) в источнике за отчетный период и с учетом расхода (объема) воздуха (газа), прошедшего через аналитический фильтр и (или) сорбент за время измерения и (или) пробоотбора. Для ИРГ такой контроль рекомендуется выполнять посредством их отбора в пробоотборные емкости с последующим лабораторным измерением или посредством измерений с помощью спектрометрической установки в непрерывном режиме.

12. Для контроля выбросов рекомендуется использовать методики и средства радиационного контроля, обеспечивающие измерение нормируемых радионуклидов в выбросах на уровне не более 10 % от контрольного уровня годового выброса по каждому нормируемому радионуклиду.

В приложении № 3 к настоящему Руководству по безопасности приведен пример подхода к обеспечению приемлемой чувствительности методик и средств выполнения измерений выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух при нормальной эксплуатации.

13. Количество основных (не являющихся резервными) пробоотборных трактов для измерения выбросов рекомендуется подбирать с учетом количества отдельных методов, необходимых для контроля каждой физико-химической формы, характерной для множества нормируемых радионуклидов $\{r\}$, выбрасываемых из нормируемого источника i . Например, для одновременного контроля аэрозолей, йода и ИРГ рекомендуется использовать отдельные пробоотборные линии. При этом при осуществлении контроля нормируемых радионуклидов йода рекомендуется использовать один пробоотборный тракт для всех физико-химических форм йода (молекулярная, аэрозольная, органическая).

При невозможности выполнения указанных рекомендаций для контроля нормируемых радионуклидов r , выбрасываемых из нормируемого источника i , может быть использовано минимальное (вплоть до одного) количество пробоотборных трактов. При этом количество основных (не являющихся резервными) устройств для регистрации, входящих в пробоотборный тракт, рекомендуется выбирать с учетом количества методов, необходимых для контроля всех физико-химических форм нормируемых радионуклидов r , выбрасываемых из нормируемого источника i . Конструкцию пробоотборного устройства рекомендуется подбирать таким образом, чтобы она обеспечивала возможность отбора нескольких проб одновременно из одного канала выброса с учетом их физико-химических форм.

14. Используемые для лабораторных измерений, предусмотренных пунктом 11 настоящего Руководства по безопасности, средства непрерывного пробоотбора нормируемых радионуклидов из организованных источников выбросов (в которые отводятся технологические сдувки, обусловленные эксплуатацией ядерного топлива в активной зоне и (или) обращением с отработавшим ядерным топливом и (или) в которые отводится воздух из зоны контролируемого доступа, где осуществляется указанная деятельность) с побудителями объектов использования атомной энергии (за исключением АЭС) рекомендуется оснащать, как минимум, одним резервным (включающим собственный фильтр или собственную пробоотборную емкость ИРГ) пробоотборным трактом (от пробоотборного штуцера до места, в котором экспонируется аналитический фильтр или в котором расположена пробоотборная емкость для ИРГ). Питание основных и резервных пробоотборных трактов рекомендуется осуществлять от двух независимых взаимно резервирующих источников питания.

15. Дополнительно к мерам контроля выбросов нормируемых радионуклидов, предусмотренным в пункте 11 настоящего Руководства

по безопасности для контроля выбросов радиоактивных веществ из организованных источников выбросов с побудителями (в которые отводятся технологические сдувки, обусловленные эксплуатацией ядерного топлива в активной зоне, и (или) обращением с отработавшим ядерным топливом, и (или) в которые отводится воздух из зоны контролируемого доступа, где осуществляется указанная деятельность), при нормальной эксплуатации объектов использования атомной энергии рекомендуется использовать стационарные автоматизированные средства непрерывного измерения в выбросах следующих показателей:

суммарной активности бета-излучающих аэрозолей (если входящие в состав таких выбросов радионуклиды являются нормируемыми радионуклидами);

суммарной активности альфа-излучающих аэрозолей (если входящие в состав таких выбросов радионуклиды являются нормируемыми радионуклидами);

активности ^{131}I (каждая физико-химическая форма по отдельности в зависимости от того, является ли ^{131}I в конкретной форме нормируемым радионуклидом);

суммарной активности изотопов ИРГ (если входящие в состав таких выбросов радионуклиды являются нормируемыми радионуклидами).

16. Стационарные автоматизированные средства непрерывного измерения суммарной активности бета-излучающих аэрозолей, суммарной активности альфа-излучающих аэрозолей, активности ^{131}I , суммарной активности ИРГ в выбросах АЭС из организованных источников выбросов с побудителями, связанных с вентиляционными системами, в которые отводятся технологические сдувки, обусловленные эксплуатацией ядерного топлива в активной зоне, и (или) обращением с отработавшим ядерным топливом, и (или) в которые отводится воздух из зоны контролируемого доступа, где осуществляется указанная деятельность с ядерным топливом, рекомендуется оснащать двумя независимыми измерительными каналами. Электропитание таких средств измерения рекомендуется выполнять с использованием, как минимум, двух систем надежного электроснабжения системы аварийного электроснабжения АЭС согласно требованиям, предъявляемым к потребителям системы аварийного электроснабжения первой группы в соответствии с федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии «Требования к системам аварийного электроснабжения атомных станций» (НП-087-11), утвержденными приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 30 ноября 2011 г. № 671 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 3 февраля 2012 г., № 23123).

17. Для контроля выбросов из организованных источников выбросов с побудителями (в которые отводятся технологические сдувки,

обусловленные эксплуатацией ядерного топлива в активной зоне, и (или) обращением с отработавшим ядерным топливом, и (или) в которые отводится воздух из зоны контролируемого доступа, где осуществляется указанная деятельность) при нормальной эксплуатации объектов использования атомной энергии, относящихся к I и II категории по потенциальной радиационной опасности в соответствии с пунктом 3.1 санитарных правил и нормативов СП 2.6.1.2612-10 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)», утвержденных постановлением Главного государственного санитарного врача Российской Федерации от 26.04.2010 № 40 (зарегистрирован Министерством юстиции Российской Федерации 11 августа 2010 г., № 18115) (далее – ОСПОРБ-99/2010), и при нарушениях их нормальной эксплуатации, не перешедших в аварию, рекомендуется использовать средства измерения, прошедшие следующие испытания:

- на стойкость к механическим внешним воздействующим факторам машин, приборов и других технических изделий (на воздействие ударов);
- на устойчивость к радиочастотному электромагнитному полю;
- на устойчивость к микросекундным импульсным помехам большой энергии;

- на устойчивость к колебательным затухающим помехам;

- на устойчивость к провалам, кратковременным прерываниям и изменениям напряжения электропитания;

- прочие испытания, предусмотренные техническими условиями на средство измерения.

18. Для объектов использования атомной энергии, относящихся к I категории по потенциальной радиационной опасности в соответствии с ОСПОРБ-99/2010, рекомендуется предусматривать дополнительные методики и средства измерения выбросов из организованных источников выбросов с побудителями (в которые отводятся технологические сдувки, обусловленные эксплуатацией ядерного топлива в активной зоне, и (или) обращением с отработавшим ядерным топливом, и (или) в которые отводится воздух из зоны контролируемого доступа, где осуществляется указанная деятельность) при авариях, отличные от методик и средств измерения нормируемых радионуклидов, предназначенных для использования в условиях нормальной эксплуатации и при нарушениях нормальной эксплуатации, не перешедших в аварию.

При невозможности учета указанной рекомендации для АЭС рекомендуется использование одних и тех же методик и средств измерения выбросов в условиях нормальной эксплуатации и в случае аварии, если они удовлетворяют рекомендациям пункта 20 настоящего Руководства по безопасности.

При невозможности учета указанной рекомендации для объектов использования атомной энергии, отличных от АЭС, рекомендуется

использование одних и тех же методик и средств измерения выбросов в условиях нормальной эксплуатации и в случае аварии, если они удовлетворяют рекомендациям пункта 17 настоящего Руководства по безопасности.

19. Указанные в пункте 18 настоящего Руководства по безопасности средства измерения выбросов из организованных источников выбросов с побудителями при авариях, предусмотренные для использования на объектах использования атомной энергии I категории по потенциальной радиационной опасности по ОСПОРБ-99/2010 (отличных от блоков АЭС), рекомендуется оснащать измерительными каналами, предназначенными для контроля мощности поглощенной дозы фотонного излучения в потоке выбрасываемого воздуха. Для этих же целей для блоков АЭС рекомендуется использовать средства измерений на основе спектрометрических блоков детектирования, непосредственно размещенных в потоке выбрасываемого воздуха.

20. Для контроля выбросов при авариях на блоках АЭС рекомендуется использовать средства контроля суммарной активности бета-излучающих аэрозолей, активности ^{131}I , суммарной активности изотопов ИРГ, прошедшие испытания на:

- устойчивость к колебательным затухающим помехам;
- устойчивость оболочки электрооборудования к наружным механическим ударам (испытание с определением степени защиты);
- устойчивость к магнитному полю промышленной частоты;
- устойчивость к циклическому воздействию влажного тепла;
- воздействие сухого тепла;
- устойчивость к постоянному воздействию влажного тепла;
- устойчивость к радиочастотному электромагнитному полю;
- устойчивость к микросекундным импульсным помехам большой энергии;
- устойчивость к кондуктивным помехам, наведенным радиочастотными электромагнитными полями;
- невосприимчивость к затухающим колебаниям волны (испытание на электромагнитную совместимость);
- электромагнитные помехи от технических средств, применяемых в промышленных зонах (испытание на электромагнитную совместимость);
- прочие испытания, предусмотренные техническими условиями на средство измерения.

21. Отбор проб в организованных источниках выбросов с побудителями рекомендуется осуществлять таким образом, чтобы он удовлетворял следующим условиям:

- изокинетичность отбираемой пробы аэрозолей и потока в нормируемом источнике с отслеживанием изменений расхода в источнике

(рекомендация применяется, если дисперсность частиц в потоке более или равна 5 мкм);

линия пробоотбора при необходимости обеспечивается сопроводительным подогревом;

поддержание расхода в пробоотборных трактах, соответствующих каждой из физико-химических форм, которые имеют нормируемые радионуклиды, и в общей линии пробоотбора при изменении расхода в организованном источнике выбросов с побудителями.

При разработке системы отбора проб рекомендуется принимать меры для минимизации потерь аэрозолей и физико-химических форм йода в процессе транспортировки от пробоотборного зонда до точки отбора проб, в том числе обеспечивать:

минимально возможную длину пробоотборной линии;

минимальное количество поворотов и изгибов пробоотборной линии;

плавные изгибы пробоотборных трубопроводов;

применение трубок из нержавеющей стали с электрохимической полировкой внутренней поверхности;

прокладку пробоотборной линии внутри венттрубы;

электрообогрев и теплоизоляцию участков трубопровода пробоотборной линии, проложенных во внешней среде;

возможность регулировки и установления оптимальной скорости воздушного потока в пробоотборной линии;

возможность продувки пробоотборных линий сжатым воздухом для их очистки.

Для обеспечения достоверности контроля выбросов нормируемых радионуклидов необходимо учитывать потери радиоаэрозолей и йода в процессе транспортирования по пробоотборным линиям от пробоотборного зонда до места отбора проб.

Указанные потери рекомендуется определять на основании прецизионных экспериментальных исследований, включающих анализ изменения характеристик аэродисперсной системы и соотношений между объемными активностями нормируемых радионуклидов на входе и выходе штатных пробоотборных линий, в том числе с использованием подхода радионуклидных векторов (см. пункт 24.1 настоящего Руководства по безопасности).

22. Для оценки суточных, месячных и годовых выбросов нормируемых радионуклидов из источников выброса, осуществляющих выброс радиоактивных веществ, который поступает в атмосферный воздух через специально сооруженные газоходы, воздухопроводы и трубы, предназначенные для вентиляции помещений или удаления технологических сдувок и не оснащенные побудителями расхода выбрасываемой смеси (то есть когда выброс осуществляется только за счет

естественной тяги) (далее – организованный источник выброса без побудителей), рекомендуется использовать результаты измерений удельных (объемных) активностей в газообразных средах, с которыми радиоактивные вещества удаляются в атмосферный воздух, и расхода (объема) воздуха (газа) в источнике за сутки. Указанные измерения рекомендуется выполнять посредством непрерывного и (или) периодического пробоотбора выбрасываемой источником газовой среды (с использованием аналитических фильтров, сорбентов, емкостей и др.), с последующим измерением активности проб непосредственно в точке размещения средств измерения и (или) в лабораторных условиях.

В случае невозможности выполнения контроля указанным способом рекомендуется применять расчетный метод определения выбросов с использованием максимальных значений объемной активности радионуклидов в выбрасываемой среде и максимального значения расхода данной среды.

Рекомендации пунктов 11, 12 – 21 настоящего Руководства по безопасности не распространяются на организованные источники выброса без побудителей при условии, что в них не отводятся технологические сдвухи, обусловленные эксплуатацией ядерного топлива в активной зоне, и (или) обращением с отработавшим ядерным топливом, и (или) при условии, что в них не отводится воздух из зоны контролируемого доступа, где осуществляется указанная деятельность.

23. Оценку выбросов нормируемых радионуклидов из источников выброса не являющихся организованными источниками выброса с побудителями или организованными источниками выброса без побудителей (далее – неорганизованные источники выбросов), рекомендуется выполнять при помощи эмпирических методов материального баланса, в которых результаты измерений активностей, удельных (объемных) активностей в средах, из которых радиоактивные вещества выделяются в атмосферный воздух, используются в качестве исходных данных для выполнения такой оценки. Пример применения методов материального баланса для оценки выбросов из неорганизованных источников выбросов представлен в приложении № 4 к настоящему Руководству по безопасности.

24.1. Метод радионуклидного вектора (векторов) заключается в выявлении устойчивой корреляционной связи или консервативных соотношений между содержащимися в выбросе из нормируемого источника объемными активностями радионуклидов и выборе среди указанных радионуклидов реперных радионуклидов (или групп радионуклидов), по содержанию которых в выбросах возможно оценить активность выбросов из нормируемого источника необнаруживаемых нормируемых радионуклидов. Для реализации указанного подхода

рекомендуется проведение специальных исследований на основе выполнения прецизионных измерений содержания радионуклидов в выбросах при различных режимах эксплуатации.

24.2. В качестве реперных радионуклидов рекомендуется рассматривать гамма-излучающие радионуклиды с гамма-линиями, имеющими показатели интенсивности линии и энергию, достаточные для регистрации данных радионуклидов (с использованием имеющихся методик и средств рутинного измерения). Кроме того, в качестве реперной величины рекомендуется рассматривать суммарную активность альфа-излучающих долгоживущих радионуклидов в выбрасываемом воздухе (газе) при условии устойчивой корреляции между ней и нормируемыми радионуклидами.

В случае невозможности использования указанной активности гамма-излучающих радионуклидов либо суммарной активности альфа-излучающих долгоживущих радионуклидов в выбрасываемом воздухе (газе) в качестве реперной величины рекомендуется для этой же цели принимать иной радионуклид, обладающий достаточной корреляционной связью с нормируемым радионуклидом.

24.3. Оценку суточного выброса $q_r^{\text{сут}}$ нормируемого радионуклида r рекомендуется выполнять с использованием формул:

$$q_r^{\text{сут}} = k_r \cdot (q_R^{\text{сут}} \pm \Delta_R^{\text{сут}}), \quad (1)$$

$$\Delta_R^{\text{сут}} = 2 \cdot q_R^{\text{сут}} \cdot \sqrt{u_R^2 + \frac{1}{3} U_k^2}, \quad (2)$$

где k_r – отношение содержания в выбрасываемой среде нормируемого радионуклида r и реперного радионуклида R , определенное по результатам прецизионных измерений содержания нормируемых радионуклидов и реперных радионуклидов в выбрасываемой радиоактивной среде;

u_R – относительная стандартная неопределенность контроля суточного выброса реперного радионуклида r , определенная с использованием методик и средств штатного контроля;

U_k – максимальная относительная стандартная неопределенность определения параметра k_r , обусловленная неопределенностями методик и средств измерений.

25. Рекомендации по учету неопределенностей и нижних порогов измерения при проверке соблюдения нормативов выбросов радиоактивных веществ приведены в приложении № 5 к настоящему Руководству по безопасности.

ПРИЛОЖЕНИЕ № 1

к руководству по безопасности
при использовании атомной
энергии «Рекомендации по методам
и средствам контроля за выбросами
радиоактивных веществ
в атмосферный воздух»,
утвержденному приказом Федеральной
службы по экологическому,
технологическому и атомному надзору

от 30 августа 2017 г. № 347

Сокращения и обозначения

АЭС	–	атомная электростанция
ИРГ	–	инертные радиоактивные газы
КУ	–	контрольный уровень
МВИ	–	методика выполнения измерений
НПИ	–	нижний предел измерений
ОИАЭ	–	объект использования атомной энергии
ПДВ	–	предельно допустимый выброс

ПРИЛОЖЕНИЕ № 2

к руководству по безопасности
при использовании атомной
энергии «Рекомендации по методам
и средствам контроля за выбросами
радиоактивных веществ
в атмосферный воздух»,
утвержденному приказом Федеральной
службы по экологическому,
технологическому и атомному надзору
от 30 августа 2017 г. № 347

Рекомендации по установлению контрольных уровней выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух

1. Контрольный уровень годового выброса r -го нормируемого радионуклида из i -го нормируемого источника в атмосферный воздух, (Бк/год) рекомендуется определять по следующему соотношению:

$$КУ_{\text{год}}^{r,i} = \frac{\text{ПДВ}^{r,i}}{X}, \quad (1)$$

где $\text{ПДВ}^{r,i}$ – предельно допустимый выброс r -го радионуклида из i -го источника в атмосферный воздух, Бк/год;

X – безразмерная величина, которая устанавливается с учетом достигнутого уровня выбросов и, как правило, принимается большей или равной 2.

В качестве контрольного уровня годового выброса может быть принят допустимый выброс за год r -го нормируемого радионуклида из i -го нормируемого источника.

2. Контрольные уровни выбросов за месяц (Бк/мес) и сутки (Бк/сут) r -го нормируемого радионуклида из i -го нормируемого источника в атмосферный воздух рекомендуется определять по следующим соотношениям:

$$КУ_{\text{мес}}^{r,i} = \frac{КУ_{\text{год}}^{r,i}}{12}, \quad (2)$$

$$КУ_{\text{сут}}^{r,i} = \frac{КУ_{\text{год}}^{r,i}}{365}, \quad (3)$$

где $КУ_{\text{мес}}^{r,i}$ – месячный контрольный уровень выброса r -го радионуклида, Бк/мес;

$КУ_{\text{сут}}^{r,i}$ – суточный контрольный уровень выброса r -го радионуклида, Бк/сут.

В отдельные месяцы допускается выброс радионуклидов, превышающий $3 \cdot КУ_{\text{мес}}^{r,i}$, при условии, что не будет превышен $КУ_{\text{год}}^{r,i}$.

ПРИЛОЖЕНИЕ № 3

к руководству по безопасности
при использовании атомной
энергии «Рекомендации по методам
и средствам контроля за выбросами
радиоактивных веществ
в атмосферный воздух»,
утвержденному приказом Федеральной
службы по экологическому,
технологическому и атомному надзору

от 30 августа 2017 г. № 347

Пример подхода к обеспечению приемлемой чувствительности методик и средств выполнения измерений выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух при нормальной эксплуатации легководных реакторов и ядерных установок ядерного топливного цикла, предназначенных для переработки отработавшего ядерного топлива

В случаях, когда с использованием действующих методик и средств контроля выбросов измерены значения выбросов радионуклидов, указанных в первых колонках таблицы № 1 и таблицы № 2 приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности, меньшие, чем установленные в МВИ нижние пределы измерений, рекомендуется усовершенствовать средства измерения и МВИ таким образом, чтобы были достигнуты нижние пределы измерений по индикаторным радионуклидам, установленные в третьих колонках таблицы № 1 и таблицы № 2 приложения № 3 к настоящему Руководству по безопасности.

Таблица № 1

Рекомендуемый перечень индикаторных радионуклидов и нижние пределы измерений для контроля выбросов при эксплуатации легководных реакторов*

Перечень радионуклидов в выбросах	Индикаторные радионуклиды	Нижний предел измерений, Бк/м ³
ИРГ ⁴¹ Ar ⁸⁵ Kr ^{85m} Kr ⁸⁷ Kr ⁸⁸ Kr ⁸⁹ Kr ^{131m} Xe ¹³³ Xe ^{133m} Xe ¹³⁵ Xe ^{135m} Xe ¹³⁷ Xe ¹³⁸ Xe	⁸⁵ Kr	10 ⁻⁴
Аэрозоли ⁵¹ Cr ⁵⁴ Mn ⁵⁸ Co ⁵⁹ Fe ⁶⁰ Co ⁶⁵ Zn ⁸⁹ Sr	⁶⁰ Co	10 ⁻²
Аэрозоли ⁹⁰ Sr ⁹⁵ Zr ⁹⁵ Nb ^{110m} Ag	⁹⁰ Sr	2·10 ⁻²
Аэрозоли ¹¹² Sb ¹²⁴ Sb ¹²⁵ Sb ¹³⁴ Cs ¹³⁷ Cs ¹⁴⁰ Ba ¹⁴⁰ La ¹⁴¹ Ce	¹³⁷ Cs	3·10 ⁻²

Перечень радионуклидов в выбросах	Индикаторные радионуклиды	Нижний предел измерений, Бк/м ³
¹⁴⁴ Ce		
Аэрозоли ²³⁸ Pu ²³⁹ Pu+ ²⁴⁰ Pu ²⁴¹ Am ²⁴² Cm ²⁴³ Cm ²⁴⁴ Cm	²³⁹ Pu+ ²⁴⁰ Pu ²⁴¹ Am	5·10 ⁻³ 5·10 ⁻³
Йод ¹³¹ I ¹³² I ¹³³ I ¹³⁵ I	¹³¹ I	2·10 ⁻²
³ H	³ H	1·10 ³
¹⁴ C	¹⁴ C	1·10 ¹

*Commission recommendation of 18 December 2003 «On standardised information on radioactive airborne and liquid discharges into the environment from nuclear power reactors and reprocessing plants in normal operation», 2004/2/Euratom (Рекомендации комиссии Европейского сообщества по атомной энергии от 18 декабря 2003 года «О стандартизированной информации о выбросах радиоактивных веществ в атмосферный воздух и сбросах радиоактивных веществ в окружающую среду от ядерных установок и заводов по переработке отработавшего ядерного топлива в режиме нормальной эксплуатации»).

Таблица № 2

Рекомендуемый перечень индикаторных радионуклидов и нижние пределы измерений для контроля выбросов ядерных установок ядерного топливного цикла, предназначенных для переработки отработавшего ядерного топлива**

Перечень радионуклидов в выбросах	Индикаторные радионуклиды	Нижний предел измерений, Бк/м ³
⁸⁵ Kr	⁸⁵ Kr	1·10 ⁴
⁶⁰ Co	⁶⁰ Co	3·10 ⁻²
⁹⁰ Sr	⁹⁰ Sr	2·10 ⁻²
¹⁰⁶ Ru	¹⁰⁶ Ru	3·10 ⁻²
¹²⁵ Sb		
¹³⁴ Cs		
¹³⁷ Cs	¹³⁷ Cs	3·10 ⁻²
²³⁸ Pu		
²³⁹ Pu + ²⁴⁰ Pu	²³⁹ Pu + ²⁴⁰ Pu	1·10 ⁻³

Приложение М. РБ-135-17 «Рекомендации по методам и средствам контроля за выбросами радиоактивных веществ в атмосферный воздух»

Перечень радионуклидов в выбросах	Индикаторные радионуклиды	Нижний предел измерений, Бк/м³
²⁴¹ Am		
²⁴² Cm ²⁴³ Cm	²⁴² Cm	1 · 10 ⁻³
²⁴⁴ Cm		
¹²⁹ I	¹²⁹ I	2 · 10 ⁰
³ H	³ H	1 · 10 ³
¹⁴ C	¹⁴ C	1 · 10 ¹

**Commission recommendation of 18 December 2003 «On standardised information on radioactive airborne and liquid discharges into the environment from nuclear power reactors and reprocessing plants in normal operation», 2004/2/Euratom (Рекомендации комиссии Европейского сообщества по атомной энергии от 18 декабря 2003 года «О стандартизированной информации о выбросах радиоактивных веществ в атмосферный воздух и сбросах радиоактивных веществ в окружающую среду от ядерных установок и заводов по переработке отработавшего ядерного топлива в режиме нормальной эксплуатации»).

ПРИЛОЖЕНИЕ № 4

к руководству по безопасности
при использовании атомной
энергии «Рекомендации по методам
и средствам контроля за выбросами
радиоактивных веществ
в атмосферный воздух»,
утвержденному приказом Федеральной
службы по экологическому,
технологическому и атомному надзору

от 30 августа 2017 г. № 347

Пример применения методов материального баланса для оценки выбросов из неорганизованных источников выбросов

1. Данное приложение содержит пример расчета (методом материального баланса) выбросов нормируемых радионуклидов из неорганизованного нормируемого источника на примере брызгального бассейна АЭС.

2. Для расчета использовался следующий набор исходных данных:

1) параметры, важные для оценки объемов пароводяной смеси, уносимой в атмосферу при эксплуатации брызгального бассейна АЭС, приведенные в таблице № 1 настоящего приложения;

2) данные радиационного контроля воды брызгального бассейна АЭС, приведенные в таблице № 2 настоящего приложения;

3) проектные материалы, содержащие сведения о распределении между капельной и паровой фазой в выбросах из брызгального бассейна, приведенные в таблице № 3 настоящего приложения.

Таблица № 1

Параметры, используемые для оценки объемов пароводяной смеси, уносимой в атмосферу при эксплуатации брызгального бассейна АЭС

Характеристика	АЭС
Количество брызгальных бассейнов, шт	1
Расход подпиточной воды на брызгальный бассейн, м ³ /час (м ³ /год)	47,5 (4,164·10 ⁵)

3. В качестве объемной активности каждого из радионуклидов, используемой для оценки выбросов, принимаются осредненные за год значения объемной активности радионуклидов, $Av_{\text{среднее}}$, Бк/м³, представленные в таблице № 2.

Таблица № 2

Осредненные за двенадцать месяцев объемные активности воды брызгального бассейна АЭС

Объемная активность воды брызгального бассейна, Бк/м ³	
¹³⁷ Cs	³ H
907	2,069·10 ⁷

Таблица № 3

Распределение между каплями и паром, уносимыми в атмосферу

Параметр	Радионуклид	
	¹³⁷ Cs	³ H
Доля капель, отн. ед.	0,8	0,8
Доля пара, отн. ед.	5·10 ⁻³ ·0,2	0,2

4. С использованием приведенных в пунктах 2 и 3 настоящего приложения исходных данных расчет годового выброса трития в виде капель ($Q_{\text{капли}}^{\text{3H}}$) и пара ($Q_{\text{пар}}^{\text{3H}}$) из одного брызгального бассейна АЭС выполняется по формулам:

$$Q_{\text{капли}}^{\text{3H}} = 0,8 \cdot [Av_{\text{среднее}} \cdot V_{\text{подпитки}}] \quad (1)$$

$$Q_{\text{пар}}^{\text{3H}} = 0,2 \cdot [Av_{\text{среднее}} \cdot V_{\text{подпитки}}] \quad (2)$$

где $Av_{\text{среднее}}$ – среднегодовая объемная активность радионуклида в воде брызгальных бассейнов АЭС;

$V_{\text{подпитки}}$ – годовой объем подпитки на один брызгальный бассейн АЭС, равный 4,164·10⁵, м³/год.

5. Расчет величины годового выброса ¹³⁷Cs в виде капель ($Q_{\text{капли}}^{\text{137Cs}}$) и пара ($Q_{\text{пар}}^{\text{137Cs}}$) из одного брызгального бассейна АЭС выполняется по формулам:

$$Q_{\text{капли}}^{137\text{Cs}} = 0,8 \cdot [A_{\text{среднее}} \cdot V_{\text{подпитки}}]. \quad (3)$$

$$Q_{\text{пар}}^{137\text{Cs}} = 0,2 \cdot 5 \cdot 10^{-3} \cdot [A_{\text{среднее}} \cdot V_{\text{подпитки}}], \quad (4)$$

где $5 \cdot 10^{-3}$ – множитель, учитывающий что 0,5 % от радионуклидов (^{137}Cs), содержащихся в испаряемой воде, переходит в пар.

6. Рассчитанные значения годовых выбросов ^{137}Cs и ^3H из брызгального бассейна по формулам (5) – (8) приложения № 4 к настоящему Руководству по безопасности представлены в таблице № 4.

ПРИЛОЖЕНИЕ № 5

к руководству по безопасности
при использовании атомной
энергии «Рекомендации по методам
и средствам контроля за выбросами
радиоактивных веществ
в атмосферный воздух»,
утвержденному приказом Федеральной
службы по экологическому,
технологическому и атомному надзору
от 30 августа 2017 г. № 347

Рекомендации по учету неопределенностей и нижних порогов измерения при проверке соблюдения нормативов выбросов радиоактивных веществ

1. Для целей учета неопределенностей и нижних порогов измерения при проверке соблюдения нормативов предельно допустимых выбросов рекомендуется определить значение $Q_{r,i}^{\text{год}}$, Бк/год, годового выброса каждого нормируемого радионуклида r из каждого нормируемого источника i по формуле:

$$Q_{r,i}^{\text{год}} = \sum_{m=1}^{12} q_{r,i}^{\text{мес},m}, \quad (1)$$

где $q_{r,i}^{\text{мес}}$ – месячный выброс нормируемого радионуклида r из нормируемого источника i , Бк/мес;
 m – номер месяца.

После этого рекомендуется оценить суммарную абсолютную неопределенность ($P = 0,95$) контроля годового $Q_{r,i}^{\text{год}}$ выброса радионуклида r – $\Delta_{r,i}^{\text{год}}$ по формуле:

$$\Delta_{r,i}^{\text{год}} = 2 \cdot u_{r,i}^{\text{год}} \cdot Q_{r,i}^{\text{год}}, \quad (2)$$

где $u_{r,i}^{\text{год}}$ – стандартная неопределенность контроля активности годового выброса нормируемого радионуклида r из нормируемого источника i , рассчитываемая по формуле (3).

Стандартная неопределенность контроля активности годового выброса нормируемого радионуклида r из нормируемого источника i $u_{r,i}^{\text{год}}$ рассчитывается по формуле:

$$u_{r,i}^{\text{год}} = \frac{\sqrt{\sum_{m=1}^{12} (u_{r,i}^{\text{мес},m} \cdot q_{r,i}^{\text{мес},m})^2}}{Q_{r,i}^{\text{год}}}, \quad (3)$$

где $q_{r,i}^{\text{мес},m}$ – значение суточного выброса каждого нормируемого радионуклида r из каждого нормируемого источника i , рассчитываемое по формуле (4), Бк/сут;

$u_{r,i}^{\text{мес},m}$ – стандартная неопределенность контроля активности месячного выброса нормируемого радионуклида r из нормируемого источника i за m -й месяц, рассчитываемая по формуле (5).

2. Значение $q_{r,i}^{\text{мес},m}$, Бк/мес, месячного выброса каждого нормируемого радионуклида r из каждого нормируемого источника i рекомендуется рассчитывать по формуле:

$$q_{r,i}^{\text{мес},m} = \sum_{d=1}^D q_{r,i}^{\text{сут},d}, \quad (4)$$

где $q_{r,i}^{\text{сут},d}$ – измеренное значение суточного выброса каждого нормируемого радионуклида r из каждого нормируемого источника i за сутки d , Бк/сут;

d и D – день (переменная суммирования) и полное число дней в месяце, соответственно.

Стандартная неопределенность контроля активности месячного выброса нормируемого радионуклида r из нормируемого источника i , $u_{r,i}^{\text{мес},m}$ рассчитывается по формуле:

$$u_{r,i}^{\text{мес},m} = \frac{\sqrt{\sum_{m=1}^{12} (u_{r,i}^{\text{сут},d} \cdot q_{r,i}^{\text{сут},d})^2}}{q_{r,i}^{\text{мес},m}}, \quad (5)$$

где $q_{r,i}^{\text{сут},d}$ – измеренное значение суточного выброса каждого нормируемого радионуклида r из каждого нормируемого источника i за сутки d , Бк/сут;

$u_{r,i}^{\text{сут},d}$ – стандартная неопределенность контроля активности суточного выброса нормируемого радионуклида r из нормируемого источника i за сутки d , рассчитываемая по формуле:

$$u_{r,i}^{\text{сут},d} = \sqrt{(u_{r,i}^{a,d})^2 + \frac{1}{3} \cdot (U_i^{V,d})^2}, \quad (6)$$

где $u_{r,i}^{a,d}$ – стандартная неопределенность контроля объемной активности нормируемого радионуклида r , выбрасываемого из нормируемого источника i ;

$U_i^{V,d}$ – суммарная неопределенность (для $P=0,95$) контроля суточного объема выброшенного воздуха из нормируемого источника i .

Суммарную абсолютную неопределенность ($P = 0,95$) контроля $q_{r,i}^{\text{сут},d}$ выброса радионуклида r рекомендуется рассчитывать по формуле:

$$\Delta_{r,i}^{\text{сут},d} = 2 \cdot u_{r,i}^{\text{сут},d} \cdot q_{r,i}^{\text{сут},d}, \quad (7)$$

3. В случае невозможности зарегистрировать нормируемый радионуклид в выбросах из-за недостаточной чувствительности применяемых средств контроля значение его фактического суточного выброса $q_{r,i}^{\text{сут},d}$ рекомендуется определять по формуле:

$$q_{r,i}^{\text{сут},d} = \eta_r \cdot \text{НПИ}_{r,i} \cdot V_{i,d}^{\text{сут}}, \quad (8)$$

где η_r – коэффициент, характеризующий степень консервативности определения содержания радионуклида r в выбросе в соответствии с применяемыми методикой и средством контроля;

$\text{НПИ}_{r,i}$ – нижний предел измерения объемной активности нормируемого радионуклида r в выбросе, характеризующий штатные методики и средства, используемые для измерения указанной объемной активности в выбросе из i -го нормируемого источника или характеризующий методики и средства, используемые для периодических прецизионных измерений указанной объемной активности в выбросе из i -го нормируемого источника, Бк/м³;

$V_{i,d}^{\text{сут}}$ – объем выброса воздуха (газа) из источника i за сутки d , м³/сут.

При отсутствии информации о распределении контролируемой величины значение η_r рекомендуется принимать равным 0,5. Если соответствующим исследованием доказано присутствие в выбросе нормируемого радионуклида на более низком уровне, чем это позволяет регламентный (штатный) контроль, то коэффициент η_r рекомендуется установить на основании результатов указанного исследования, исходя из радиологической опасности данного радионуклида. В случае если указанным исследованием установлено, что вклад конкретного радионуклида при нормальной эксплуатации ОИАЭ в дозу без учета рассеяния, обусловленную выбросом, составляет менее 0,001 – данный радионуклид рекомендуется исключить из перечня нормируемых радионуклидов.

4. В случае если нормативы предельно допустимых выбросов нормируемых радионуклидов установлены таким образом, что годовой выброс всех нормируемых радионуклидов из всех нормируемых источников в количествах, равных установленным нормативам, приводит к достижению (в точке максимума эффективной дозы на местности) установленной для организации дозовой квоты на выбросы, проверку соблюдения организацией нормативов предельно допустимых выбросов рекомендуется выполнять по формуле (9), обеспечивающей консервативность оценок:

$$\bar{Q}_{r,i}^{\text{год}} \leq \text{ПДВ}_{r,i}, \quad (9)$$

где $\bar{Q}_{r,i}^{\text{год}} = Q_{r,i}^{\text{год}} + \Delta_{r,i}^{\text{год}}$, Бк/год.

5. В случае если нормативы предельно допустимых выбросов нормируемых радионуклидов установлены таким образом, что годовой выброс всех нормируемых радионуклидов из одного нормируемого источника в количествах, равных установленным для данного источника нормативам, приводит к достижению (в точке максимума на местности) установленной для организации дозовой квоты на выбросы, проверку соблюдения организацией нормативов предельно допустимых выбросов рекомендуется выполнять по формуле (10), обеспечивающей консервативность оценок:

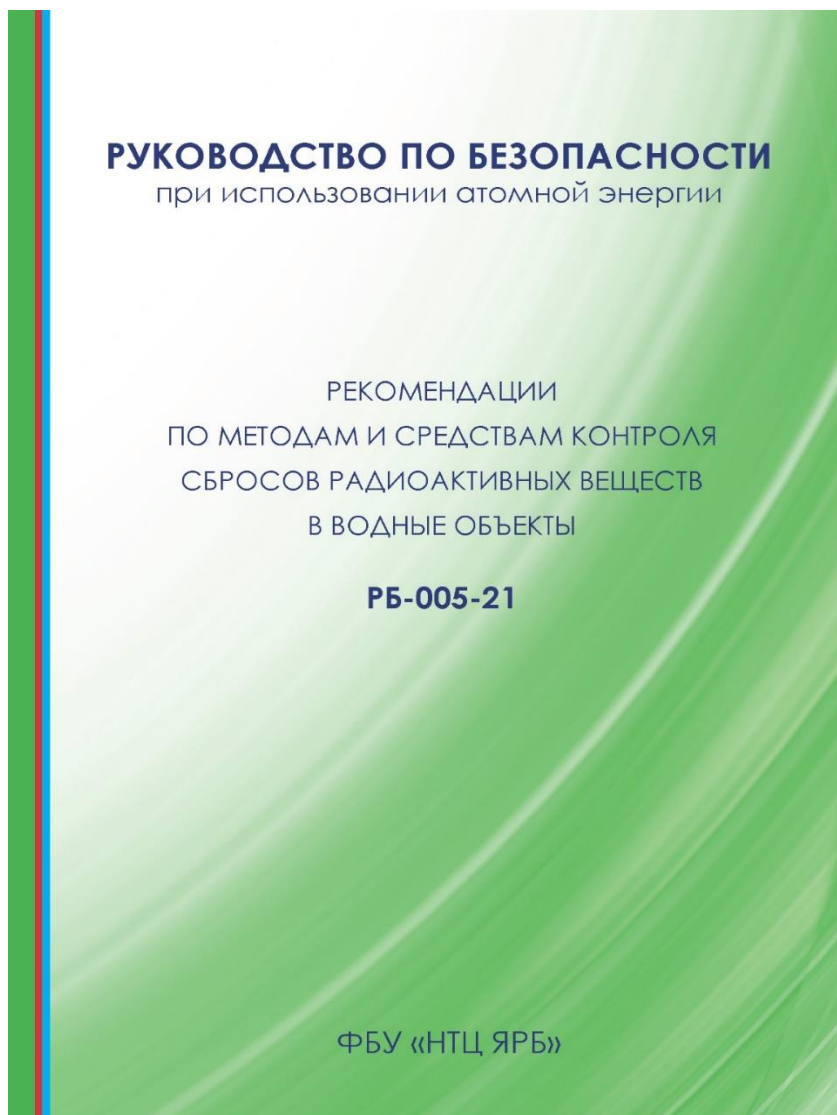
$$\sum_r \frac{\bar{Q}_{r,i}^{\text{год}}}{\text{ПДВ}_{r,i}} \leq 1. \quad (10)$$

6. В случае если нормативы предельно допустимых выбросов нормируемых радионуклидов установлены таким образом, что годовой выброс одного нормируемого радионуклида из одного нормируемого источника в количествах, равных установленным нормативам, приводит к достижению (в точке максимума на местности) установленной для организации дозовой квоты на выбросы, проверку соблюдения организацией нормативов предельно допустимых выбросов рекомендуется выполнять по формуле (11), обеспечивающей консервативность оценок:

$$\sum_i \sum_r \frac{\bar{Q}_{r,i}^{\text{год}}}{\text{ПДВ}_{r,i}} \leq 1. \quad (11)$$

Приложение Н
Руководство по безопасности при использовании атомной энергии
«Рекомендации по методам и средствам контроля сбросов
радиоактивных веществ в водные объекты»
(РБ-005-21)

утверждено приказом Федеральной службы по экологическому,
технологическому и атомному надзору от 16.02.2021 № 61



**Руководство по безопасности при использовании атомной энергии
«Рекомендации по методам и средствам контроля сбросов
радиоактивных веществ в водные объекты»**

**Федеральная служба по экологическому, технологическому
и атомному надзору, Москва, 2021**

Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по методам и средствам контроля сбросов радиоактивных веществ в водные объекты» (далее – Руководство по безопасности) разработано в соответствии со статьей 6 Федерального закона от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» в целях содействия соблюдению требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии: «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 17 декабря 2015 г. № 522 (зарегистрирован Минюстом России 2 февраля 2016 г., регистрационный № 40939), «Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла (ОПБ ОЯТЦ)» (НП-016-05), утвержденных постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 2 декабря 2005 г. № 11 (зарегистрировано Минюстом России 1 февраля 2006 г., регистрационный № 7433), «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности» (НП-019-15), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 25 июня 2015 г. № 242 (зарегистрирован Минюстом России 27 июля 2015 г., регистрационный № 38209), «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок» (НП-033-11), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 30 июля 2011 г. № 348 (зарегистрирован Минюстом России 29 августа 2011 г., регистрационный № 21700), «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения» (НП-058-14), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 5 августа 2014 г. № 347 (зарегистрирован Минюстом России 14 ноября 2014 г., регистрационный № 34701), «Основные правила учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации» (НП-067-16), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 28 ноября 2016 г. № 503 (зарегистрирован Минюстом России 21 декабря 2016 г., регистрационный № 44843).

Настоящее Руководство по безопасности содержит рекомендации Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору по методам и средствам контроля сбросов радиоактивных веществ в водные объекты.

Руководство по безопасности распространяется на объекты использования атомной энергии, на которых осуществляется эксплуатация стационарных источников сбросов радиоактивных веществ, для которых в соответствии с Методикой разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ для водопользователей, утвержденной приказом Ростехнадзора от 22 декабря 2016 г. № 551 (зарегистрирован Минюстом России 15 февраля 2017 г., регистрационный № 45652), должны устанавливаться нормативы допустимых сбросов радиоактивных веществ.

Настоящее Руководство по безопасности предназначено для применения эксплуатирующими организациями, осуществляющими контроль за сбросами радиоактивных веществ в водные объекты, проектными организациями, разрабатывающими методики и средства выполнения такого контроля, а также специалистами Ростехнадзора, ответственными за регулирование безопасности при осуществлении указанного контроля.

Выпускается впервые¹.

¹ Руководство по безопасности разработано коллективом авторов в составе: М. Н. Морев (Ростехнадзор), А. В. Курындин, А. С. Шаповалов, Р. М. Поляков, А. Л. Верник (ФБУ «НТЦ ЯРБ»).

I. Общие положения

1. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по методам и средствам контроля сбросов радиоактивных веществ в водные объекты» (РБ-005-21) (далее – Руководство по безопасности) разработано в соответствии со статьей 6 Федерального закона от 21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ «Об использовании атомной энергии» в целях содействия соблюдению требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии: «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 17 декабря 2015 г. № 522 (зарегистрирован Минюстом России 2 февраля 2016 г., регистрационный № 40939), «Общие положения обеспечения безопасности объектов ядерного топливного цикла (ОПБ ОЯТЦ)» (НП-016-05), утвержденных постановлением Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 2 декабря 2005 г. № 11 (зарегистрировано Минюстом России 1 февраля 2006 г., регистрационный № 7433), «Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности» (НП-019-15), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 25 июня 2015 г. № 242 (зарегистрирован Минюстом России 27 июля 2015 г., регистрационный № 38209), «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок» (НП-033-11), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 30 июля 2011 г. № 348 (зарегистрирован Минюстом России 29 августа 2011 г., регистрационный № 21700), «Безопасность при обращении с радиоактивными отходами. Общие положения» (НП-058-14), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 5 августа 2014 г. № 347 (зарегистрирован Минюстом России 14 ноября 2014 г., регистрационный № 34701), «Основные правила учета и контроля радиоактивных веществ и радиоактивных отходов в организации» (НП-067-16), утвержденных приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 28 ноября 2016 г. № 503 (зарегистрирован Минюстом России 21 декабря 2016 г., регистрационный № 44843).

2. Настоящее Руководство по безопасности содержит рекомендации Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору по методам и средствам контроля сбросов радиоактивных веществ в водные объекты.

3. Настоящее Руководство по безопасности распространяется на объекты использования атомной энергии, на которых осуществляется эксплуатация стационарных источников сбросов радиоактивных веществ (далее – нормируемые источники), для которых в соответствии с Методикой разработки нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ для водопользователей, утвержденной приказом Ростехнадзора от 22 декабря 2016 г. № 551 (зарегистрирован Минюстом России 15 февраля 2017 г., регистрационный № 45652) (далее – Методика), должны устанавливаться нормативы допустимых сбросов радиоактивных веществ.

4. Настоящее Руководство по безопасности предназначено для применения эксплуатирующими организациями, осуществляющими контроль за сбросами радиоактивных веществ в водные объекты, проектными организациями, разрабатывающими методики и средства выполнения такого контроля, а также специалистами Ростехнадзора, ответственными за регулирование безопасности при осуществлении указанного контроля.

5. Список сокращений приведен в приложении № 1 к настоящему Руководству по безопасности.

II. Рекомендации по методам и средствам контроля сбросов радиоактивных веществ в водные объекты

б. Контроль сбросов из организованных¹ нормируемых источников сброса с целью предотвращения сбросов в водные объекты в количествах, превышающих нормативы ДС, рекомендуется осуществлять следующими методами определения активностей радионуклидов, поступивших в водные объекты, и (или) их комбинацией:

отбор части потока сточных вод с последующим ее измерением в измерительной камере, оснащенной устройством детектирования (далее – проточный метод контроля);

отбор части потока сточных вод с последующим приготовлением из нее счетных образцов и их измерением с использованием устройства детектирования, являющегося частью средства измерений, или их измерением в лабораторных условиях (в том числе с использованием спектрометрических и радиохимических методов) (далее – метод контроля с использованием счетных образцов);

измерение объемной (удельной) активности сточных вод с использованием устройства детектирования, размещенного в потоке жидкой среды в источнике сброса (например, в трубопроводе или сбросном канале) или на нем (например, на трубе), показания которого

¹ Определения данного термина и иных терминов, использованных в настоящем Руководстве по безопасности, приведены в приложении № 2 к настоящему Руководству по безопасности.

пропорциональны активности радионуклидов (например, скорость счета или мощность дозы) (далее – погружной метод контроля);

отбор проб из контрольных (промежуточных) емкостей, в которых жидкая радиоактивная среда накапливается либо перед направлением в источник сброса, либо перед сбросом непосредственно в поверхностный водный объект, с последующим приготовлением счетных образцов и измерением их в лабораторных условиях, и с расчетом сброшенной активности радионуклида на основе лабораторных измерений (в том числе с использованием спектрометрических методов) и объема сброшенной среды (далее – метод контроля промежуточных емкостей).

7. Регистрацию величин контролируемых параметров сбросов, в том числе расход² жидкости, качественный и количественный радионуклидный состав (активности и удельные активности нормируемых радионуклидов), суммарную активность радионуклидов в сбросе, усредненные за сутки, за месяц и за год, рекомендуется выполнять для каждого нормируемого источника.

8. При осуществлении контроля сбросов с применением проточного метода контроля рекомендуется осуществлять непрерывный пробоотбор сточных вод из нормируемых источников, а при применении для этих целей метода контроля с использованием счетных образцов рекомендуется осуществлять непрерывный забор среды на пробоподготовку и периодическую подготовку счетных образцов.

9. Периодический забор среды на пробоподготовку рекомендуется осуществлять только в отношении организованных источников сбросов, работающих в периодическом режиме, то есть осуществляющих сбросы в отдельные периоды времени в течение года, вне которых сброс (в том числе за счет поверхностного стока) отсутствует. Жидкие среды после их измерения или приготовления счетных образцов (в том числе отработавший жидкий сцинтиллятор) рекомендуется возвращать в источник сброса, из которого они были отобраны, если их удельная активность не превышает критериев отнесения к жидким радиоактивным отходам, которые установлены в Критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, утвержденных постановлением Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. № 1069.

10. При осуществлении контроля погружным методом рекомендуется обеспечить непрерывное нахождение устройства детектирования в потоке жидкой среды в источнике сброса или на нем и нахождение средства измерений в рабочем состоянии. При этом регистрацию результатов измерений (активностей сброса радионуклидов)

² Примерами расходомеров являются акустические, тепловые расходомеры, расходомеры на основе трубок Пито, ротаметры.

в рамках погружного метода контроля рекомендуется осуществлять с использованием автоматизированных технических средств ведения баз данных измерений и передачи их на верхний уровень автоматизированной системы радиационного контроля (при наличии). При невозможности такого способа регистрации рекомендуется осуществлять регистрацию либо непосредственно по показаниям средства измерений (если в нем предусмотрена возможность непосредственного измерения), либо путем пересчета из показаний средства измерений (например, скорость счета или мощность дозы) в активности сброса радионуклидов.

11. Погружной метод контроля сбросов рекомендуется применять, если влияние активности радионуклидов, накопленных на внутренних поверхностях источника сброса, на результаты измерения активности радионуклидов, находящихся в потоке сточных вод, полученные в условиях отсутствия радионуклидов, накопленных на внутренних поверхностях источника сброса, приводит к соблюдению установленной для средства измерений допустимой основной относительной погрешности с доверительной вероятностью не менее 0,95.

12. Рекомендуется не использовать погружной метод контроля в отношении тех источников сброса, где установка устройства детектирования затруднена, невозможна или не соответствует геометрии измерения (геометрии обтекания детектора потоком жидкости), для использования в которой детектор предназначен. Рекомендуется не использовать детекторы и методики выполнения измерений, для которых такая геометрия неизвестна.

13. Если в эксплуатирующей организации применяется практика накопления перед сбросом в окружающую среду жидкой радиоактивной среды в контрольных (промежуточных) емкостях, из которых среда направляется в нормируемый источник сброса, в который поступление иных сред, содержащих радиоактивные вещества исключено, то для контроля сбросов из таких источников рекомендуется применять метод контроля промежуточных емкостей с использованием спектрометрического оборудования, в том числе жидкосцинтилляционных спектрометров для контроля трития и других нормируемых, но трудно измеряемых спектрометрическими методами радионуклидов³.

14. Если применяемая в эксплуатирующей организации практика направления в нормируемые источники сброса радиоактивных сред, накапливаемых в контрольных (промежуточных) емкостях,

³ В эту активность входят активности радионуклидов, измеренные непосредственно в источнике сброса до поступления в него среды из емкости без учета фонового (не связанного с деятельностью предприятия) радиоактивного загрязнения, и активности сбросов, оцененные как произведения удельных (объемных) активностей радионуклидов в емкости на объем поступления жидкой среды из емкости в источник сброса.

предусматривает направление в этот же источник сброса сред, не накапливаемых в контрольных (промежуточных) емкостях, то для контроля сбросов из таких источников рекомендуется применять методы, указанные в пункте 6 настоящего Руководства по безопасности, дополнительно к методу контроля промежуточных емкостей.

15. При выполнении рекомендаций пунктов 13 и 14 настоящего Руководства по безопасности в целях регистрации активностей нормируемых радионуклидов, которые невозможно зарегистрировать путем их контроля в источнике сброса, дополнительно рекомендуется определять активности нормируемых радионуклидов⁴ в контрольных (промежуточных) емкостях. Для этого рекомендуется выполнять измерение активности нормируемых радионуклидов или определять их расчетными методами, основанными на соотношениях данных активностей с активностями нормируемых радионуклидов, которые могут быть измерены в средах, находящихся в контрольных (промежуточных) емкостях, с учетом времени доставки среды из емкости в источник сброса.

16. При выполнении рекомендаций пунктов 13 и 14 настоящего Руководства по безопасности рекомендуется обеспечивать отсутствие протечек из источника сбросов, приводящих к недостижению сточными водами водного объекта, в который осуществляется сброс, а также гомогенизацию сред контрольных (промежуточных) емкостей непосредственно перед измерением удельных активностей радионуклидов в этих средах.

17. Выбирая между вариантом проверки соблюдения нормативов ДС, при котором с нормативами ДС сопоставляются значения активностей сбросов радионуклидов, измеренных непосредственно в источнике сброса, и вариантом, при котором с нормативами ДС сопоставляется расчетная активность⁵ среды, поступившей из емкости в источник сброса, рекомендуется выбрать тот, который обеспечивает большую чувствительность (меньшую нижнюю границу диапазона измерений). При этом при сопоставлении с нормативами ДС рекомендуется к значению активности сброса прибавлять неопределенность результата, соответствующую доверительной вероятности 0,95.

18. При применении проточного метода контроля и метода контроля с использованием счетных образцов рекомендуется минимизировать влияние процессов осаждения радионуклидов

⁴ Здесь и далее нормируемыми радионуклидами называются те радионуклиды, для которых в соответствии с Методикой должны устанавливаться нормативы ДС радиоактивных веществ.

⁵ В эту активность входят активности радионуклидов, измеренных непосредственно в источнике сброса до поступления в него среды из емкости, и активности сбросов, оцененные как произведения измеренных удельных (объемных) активностей радионуклидов в емкости на объем поступления жидкой среды из емкости в источник сброса.

в нормируемом источнике сброса и в элементах системы пробоотбора, а также минимизировать влияние данных процессов и процессов коррозии и износа на пробоотборные трубопроводы путем подбора и (или) учета при проектировании пробоотборного оборудования оптимального сочетания следующих параметров:

- внутренний диаметр пробоотборных трубопроводов, их длина, количество изгибов пробоотборных трубопроводов и радиусы кривизны данных изгибов;

- физико-химические свойства покрытия внутренних стенок трубопроводов и конструкционных материалов трубопроводов;

- количество и тип соединений пробоотборных трубопроводов.

19. Если при применении проточного метода контроля или метода контроля с использованием счетных образцов на входе в пробоотборник используется фильтрующий элемент, предназначенный для очистки отбираемой среды от взвешенных частиц, рекомендуется:

- использовать держатель и материал фильтрующего элемента, обладающие механической прочностью, достаточной для сохранения целостности материала элемента, при величине скорости потока, характерной для отбираемой среды;

- минимизировать пути утечки, которые приводят к обходу потоком фильтрующего элемента;

- минимизировать влияние процесса накопления активности на фильтрующем элементе (в том числе путем подбора его местоположения) на расчетные рабочие характеристики устройства детектирования, в том числе влияния, обусловленного попаданием в устройство детектирования излучения радионуклидов, накопленных на фильтрующем элементе.

20. При применении проточного метода контроля рекомендуется:

- обеспечить постоянство объема жидкой среды в измерительной камере, а также гомогенность распределения радионуклидов по этому объему (в том числе за счет обеспечения достаточной для этого скорости потока) с целью исключения возмущений выходного сигнала детектора;

- использовать измерительную камеру, изготовленную из материала, имеющего минимально возможный уровень собственного радиационного фона;

- обеспечить доступ ко всем поверхностям измерительной камеры для проведения дезактивации;

- обеспечить отделение детектора от контролируемой жидкой среды защитным окном или экраном необходимой прочности, используя при этом окна (экраны), замена которых при прочих равных условиях не влияет на результаты контроля;

- использовать измерительную камеру, спроектированную таким образом, чтобы накопление в ней радиоактивного загрязнения было

минимальным, а ее конструкция позволяла бы проводить эффективную чистку и дезактивацию во время эксплуатации;

обеспечить возможность извлечения детектора для замены или технического обслуживания с его последующей установкой в прежнее положение.

21. При применении метода контроля с использованием счетных образцов, подготавливаемых с использованием процессов сорбции твердым материалом радионуклидов из контролируемой жидкой среды, рекомендуется:

использовать для накопления радионуклидов материал с характеристиками, достаточными для недопущения разрыва материала из-за давления и (или) влагосодержания;

использовать сорбирующий материал, сохраняющий, насколько это возможно, свои первоначальные геометрические характеристики по мере накопления в нем радионуклидов;

минимизировать, насколько это возможно, возмущения концентрации радионуклидов в потоке отбираемой жидкой среды, обусловленные изменением перепада давления на материале, в котором накапливаются радионуклиды.

22. Рекомендуется использовать средства измерений объемных активностей сбросов из организованных источников, а также средства измерений объемных активностей сред контрольных (промежуточных) емкостей, для которых известны диапазоны измерения объемных активностей нормируемых радионуклидов и которые (за исключением измерений в лабораторных условиях) оснащены индикацией о выходе результата измерения за пределы диапазона измерения.

23. Рекомендуется использовать установки (средства) пробоотбора и устройства детектирования, агрегаты (составные части, имеющие законченное функциональное исполнение) которых имеют наработку на отказ более 20 000 часов.

24. Для контроля сбросов организованных источников рекомендуется применять средства измерений, прошедшие следующие приемосдаточные испытания⁶ (не относится к средствам спектрометрических и радиохимических измерений, применяемых в лабораторных условиях):

составное циклическое испытание на воздействие температуры/влажности (применяется в случае размещения средства измерений или его частей вне регулярно отапливаемых помещений);

⁶ Перечень испытаний приведен в соответствии со стандартом МЭК 60861 «Аппаратура для непрерывного контроля радионуклидов в жидких сбросах и поверхностных водах».

на устойчивость к излучаемому радиочастотному электромагнитному полю;

на устойчивость к кондуктивным помехам, наведенным радиочастотными электромагнитными полями;

на устойчивость к электростатическим разрядам;

на устойчивость к выбросу напряжения;

на устойчивость к электрическим быстрым переходным процессам (пачкам);

на устойчивость к провалам, кратковременным прерываниям и изменениям напряжения электропитания;

на устойчивость к звенящей волне.

Результаты испытаний рекомендуется отражать в протоколе испытаний с последующим оформлением акта испытаний.

25. Рекомендуется использовать средства непрерывного отбора проб сбросной воды, выдающие информацию о следующих неисправностях:

останов насоса;

короткое замыкание в цепях питания насоса и других потребителей или обрыв этих цепей;

отклонение значения объемного расхода воды (либо давления воды) за установленные пределы.

26. Рекомендуется измерять активность сбросов всех нормируемых радионуклидов. Основанием для отсутствия измерения нормируемого радионуклида в сбросах рекомендуется считать применимость расчетного метода контроля этого радионуклида в сбросах, основанного на результатах измерений активности радионуклида (нормируемого или ненормируемого), присутствующего в сбросе и (или) его активности в контрольной (промежуточной) емкости (далее – реперный радионуклид).

27. В качестве критерия применимости расчетного метода контроля нормируемого радионуклида в сбросах рекомендуется использовать доказанную статистическую корреляцию активности радионуклида, в отношении которого рассматривается возможность его контроля расчетными методами (далее – целевой радионуклид), с измеренной активностью реперного радионуклида.

28. Наличие статистической корреляции рекомендуется считать доказанным, если по результатам выполнения рекомендаций пунктов 29 – 34 настоящего Руководства по безопасности коэффициенты корреляции между активностями целевых и реперных радионуклидов равны или превышают значение целевого ориентира коэффициента корреляции, указанное в пункте 30 настоящего Руководства по безопасности.

29. Рекомендуется рассчитать коэффициент корреляции между удельными активностями пары целевой радионуклид – реперный радионуклид по формуле:

$$R_A = \frac{\sum_{k=1}^n A_{r,k} \cdot A_{i,k} - \frac{(\sum_{k=1}^n A_{r,k}) \cdot (\sum_{k=1}^n A_{i,k})}{n}}{\sqrt{\left(\sum_{k=1}^n A_{r,k}^2 - \frac{(\sum_{k=1}^n A_{r,k})^2}{n} \right) \cdot \left(\sum_{k=1}^n A_{i,k}^2 - \frac{(\sum_{k=1}^n A_{i,k})^2}{n} \right)}} \quad (1)$$

где $A_{i,k}$ – удельная активность i -го целевого радионуклида в k -ой пробе;
 $A_{r,k}$ – удельная активность реперного радионуклида в k -ой пробе;
 n – число проб.

30. Рекомендуется выполнить сопоставление коэффициента корреляции R_A с критериальным значением, свидетельствующем о наличии корреляции. В качестве целевого ориентира рекомендуется использовать значение коэффициента корреляции 0,7 и более.

31. В случае если R_A не ниже значения целевого ориентира коэффициента корреляции, рекомендуется определить масштабирующие коэффициенты с использованием метода, применяемого при линейном соотношении между удельными активностями целевых и реперных радионуклидов, в соответствии с пунктом 37 настоящего Руководства по безопасности.

32. В случае если R_A ниже значения целевого ориентира коэффициента корреляции, рекомендуется рассчитать коэффициент корреляции $R_{\ln A}$ между логарифмами удельных активностей целевого и реперного радионуклидов по формуле:

$$R_{\ln A} = \frac{\sum_{k=1}^n \ln(A_{r,k}) \cdot \ln(A_{i,k}) - \frac{(\sum_{k=1}^n \ln(A_{r,k})) \cdot (\sum_{k=1}^n \ln(A_{i,k}))}{n}}{\sqrt{\left(\sum_{k=1}^n \ln(A_{r,k})^2 - \frac{(\sum_{k=1}^n \ln(A_{r,k}))^2}{n} \right) \cdot \left(\sum_{k=1}^n \ln(A_{i,k})^2 - \frac{(\sum_{k=1}^n \ln(A_{i,k}))^2}{n} \right)}} \quad (2)$$

33. В случае если по результатам расчетов, выполненных в соответствии с рекомендациями пункта 32 настоящего Руководства по безопасности, $R_{\ln A}$ не ниже значения целевого ориентира коэффициента корреляции, рекомендуется определить параметры линейной регрессии с использованием метода, применяемого при линейном соотношении между логарифмами удельных активностей целевого радионуклида

и реперных радионуклидов, в соответствии с пунктами 38 – 39 настоящего Руководства по безопасности.

34. В случае наличия как линейных, так и логарифмических зависимостей между активностями целевых и потенциальных реперных радионуклидов, реперным рекомендуется считать радионуклид, активность которого коррелирует линейным образом с активностью целевого радионуклида. В случае наличия только линейных или только логарифмических корреляций между активностями целевого радионуклида и каждым из потенциальных реперных радионуклидов, реперным радионуклидом рекомендуется считать тот, использование которого дает наименьшую неопределенность расчета активности целевого радионуклида.

35. Линейную зависимость между активностями целевых и потенциальных реперных радионуклидов рекомендуется искать в виде:

$$A_i = \overline{K}_i \cdot A_r, \quad (3)$$

где A_i – удельная активность i -го целевого радионуклида в сточных водах;

A_r – удельная активность реперного радионуклида в сточных водах;

\overline{K}_i – масштабирующий коэффициент.

Логарифмическую зависимость между активностями целевых и потенциальных реперных радионуклидов рекомендуется определять в виде, рекомендованном в пункте 38 настоящего Руководства по безопасности.

36. Получение значений R_A и $R_{\ln A}$ меньших, чем значение целевого ориентира коэффициента корреляции, рекомендуется рассматривать как свидетельство неприменимости расчетного метода контроля активности нормируемого радионуклида в сбросах по конкретному реперному радионуклиду. В данном случае рекомендуется определить применимость расчетного метода контроля с использованием удельной активности альтернативного реперного радионуклида (при наличии) или с использованием в качестве таковой суммарной удельной активности альфа-излучающих или бета-излучающих радионуклидов.

37. При линейном соотношении между удельными активностями целевого радионуклида и реперных радионуклидов, выявленном на основе корреляционного анализа, рекомендуется определить масштабирующий коэффициент по формуле:

$$\bar{K}_i = \exp\left(\frac{1}{\sum_{k=1}^n \left(\frac{1}{u_{K_{i,k}}}\right)^2} \cdot \sum_{k=1}^n \frac{\ln(K_{i,k})}{(u_{K_{i,k}})^2}\right), \quad (4)$$

где $K_{i,k}$ – соотношения для i -го целевого и реперного радионуклида в k -ой пробе, определяемые по формуле $A_{i,k} / A_{r,k}$;

n – количество проб;

$u_{K_{i,k}}$ – относительная неопределенность результата расчета соотношения для i -го радионуклида в k -ой пробе, определяемая по формуле

$$u_{K_{i,k}} = \sqrt{(u_{A_{i,k}})^2 + (u_{A_{r,k}})^2};$$

$u_{A_{i,k}}$ и $u_{A_{r,k}}$ – относительные неопределенности измерения удельных активностей целевого и реперного радионуклидов в k -ой пробе сточных вод, соответственно.

38. При линейном соотношении между логарифмами удельных активностей целевого и реперного радионуклидов в сточных водах, выявленном на основе корреляционного анализа, рекомендуется определить параметры α и β линейной регрессии между логарифмами указанных удельных активностей в предположении, что зависимость логарифма удельной активности целевого радионуклида от логарифма удельной активности реперного радионуклида имеет вид:

$$\ln(A_i) = \alpha + \beta \cdot \ln(A_r), \quad (5)$$

где α – константа;

β – коэффициент регрессии.

39. В случае если неопределенность измерения активности реперных радионуклидов существенно меньше неопределенности измерения целевых радионуклидов, то для целей определения зависимости логарифма удельной активности целевого радионуклида от логарифма удельной активности реперного радионуклида расчет параметров линейной регрессии рекомендуется выполнять с использованием метода наименьших квадратов в соответствии с рекомендациями, приведенными в приложении № 3 к настоящему Руководству по безопасности. В остальных случаях расчет параметров линейной регрессии для определения зависимости логарифма удельной активности целевого радионуклида от логарифма

удельной активности реперного радионуклида рекомендуется выполнять с использованием метода Ньютона-Рафсона в соответствии с рекомендациями, приведенными в приложении № 4 к настоящему Руководству по безопасности.

40. При выполнении рекомендаций пунктов 29, 32, 37 – 39 настоящего Руководства по безопасности рекомендуется использовать активности целевых радионуклидов, полученные не только по результатам штатного контроля сбросов, но также по результатам выполнения инвентаризаций источников сбросов, выполненных в соответствии с рекомендациями раздела III настоящего Руководства по безопасности.

41. Значения масштабирующих коэффициентов и параметров линейной регрессии, полученных по результатам применения рекомендаций приложений № 3 и 4 к настоящему Руководству по безопасности, рекомендуется использовать для расчета активностей сброса нормируемых целевых радионуклидов. Рекомендации по применению расчетного метода определения активностей сбросов радионуклидов приведены в приложении № 5 к настоящему Руководству по безопасности.

42. Для целей контроля за сбросами контрольные уровни рекомендуется устанавливать для каждого нормируемого источника и каждого нормируемого радионуклида.

43. Установление контрольных уровней рекомендуется осуществлять в соответствии с рекомендациями по установлению контрольных уровней сбросов радиоактивных веществ в водные объекты, приведенными в приложении № 6 к настоящему Руководству по безопасности.

44. Для контроля сбросов из организованных источников рекомендуется использовать методики и средства контроля, обеспечивающие регистрацию нормируемых радионуклидов в сбросах на уровне не более 10 % от контрольного уровня годового сброса по каждому нормируемому радионуклиду.

45. Контроль сбросов нормируемых радионуклидов из неорганизованных источников рекомендуется выполнять расчетными методами (в том числе реализующими геофильтрационную и геомиграционную модели миграции радионуклидов в ненасыщенной зоне и водоносном горизонте), в которых в качестве исходных данных используются сведения об объемах сбросов жидких сред (за сутки, месяц и год) на территорию площадки ОИАЭ (например – на поля фильтрации) и сведения об объемной активности нормируемых радионуклидов, содержащихся в указанной жидкой среде, полученные по результатам контроля, осуществляемого в эксплуатирующей организации.

В случае отсутствия достоверной информации о том, в какой водный объект разгружается сброс из неорганизованного источника,

рекомендуется консервативно принимать, что в каждый из возможных водных объектов сброс разгружается в полном объеме, а геомиграционную модель использовать для учета эффектов задержки радионуклидов, подверженных сорбции, в породах подземной среды.

46. При сбросе радиоактивных веществ не в водные объекты и не на территорию площадки ОИАЭ рекомендуется осуществлять контроль сточных вод на предмет не превышения в них допустимых уровней безопасного содержания радионуклидов в окружающей среде (в воде), установленных уполномоченными органами.

47. Рекомендации по учету неопределенностей и нижних порогов регистрации при проверке соблюдения нормативов ДС радиоактивных веществ приведены в приложении № 7 к настоящему Руководству по безопасности.

III. Рекомендации по методам и средствам контроля при инвентаризации сбросов радиоактивных веществ в водные объекты для целей разработки нормативов допустимых сбросов

48. При инвентаризации рекомендуется не рассматривать радионуклиды из Перечня загрязняющих веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды, утвержденного распоряжением Правительства Российской Федерации от 8 июля 2015 г. № 1316-р (далее – Перечень), если они отсутствуют в ядерных материалах, радиоактивных веществах, радиоактивных отходах, с которыми осуществляется обращение на ОИАЭ.

49. Для радионуклидов, входящих в Перечень (в части возможного загрязнения водных объектов), в качестве результата инвентаризации рекомендуется указывать либо результаты измерений, соответствующие нормируемым метрологическим характеристикам (диапазон измерений и предельно допустимая погрешность) средств измерений, применяемых при инвентаризации, либо активности радионуклидов в сбросах, полученные исходя из расхода сточных вод и нижней границы диапазона измерений объемной (удельной) активности радионуклида в сточных водах.

50. Для инвентаризации рекомендуется использовать средства измерений и методики выполнения измерений, обеспечивающие наименьшие достижимые нижние границы диапазонов измерений по отдельным радионуклидам.

51. В результаты инвентаризации рекомендуется включать сведения о неорганизованных источниках сбросов (в случае их наличия), а именно – расход разгрузки подземных вод в поверхностные водные объекты и объемные активности радионуклидов, содержащихся в этих подземных водах.

52. Рекомендуется длительность инвентаризации подбирать таким образом, чтобы учесть изменение характеристик сбросов во всех режимах эксплуатации ОИАЭ.

ПРИЛОЖЕНИЕ № 1

к руководству по безопасности
при использовании атомной
энергии «Рекомендации по методам
и средствам контроля сбросов
радиоактивных веществ в водные
объекты», утвержденному приказом
Федеральной службы по
экологическому, технологическому
и атомному надзору

от 16 февраля 2021 г. № 61

Список сокращений

КУ	–	контрольный уровень
ОИАЭ	–	объект использования атомной энергии
ДС	–	допустимый сброс

ПРИЛОЖЕНИЕ № 2

к руководству по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по методам и средствам контроля сбросов радиоактивных веществ в водные объекты», утвержденному приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору

от 16 февраля 2021 г. № 61

Термины и определения

1. **Масштабирующий коэффициент** – коэффициент прямой пропорциональности между удельной активностью целевого радионуклида и удельной активностью реперного радионуклида в сточных водах.

2. **Неорганизованный источник сброса** – источник сброса, из которого жидкая радиоактивная среда поступает в поверхностный водный объект за счет разгрузки с подземными водами.

3. **Организованный источник сброса** – источник сброса, представляющий собой устройство, установку, сооружение, эксплуатируемое и (или) специально созданное для сброса жидких сред в водные объекты.

4. **Реперный радионуклид** – радионуклид, активность которого в жидких сбросах может быть достоверно измерена спектрометрическими методами.

ПРИЛОЖЕНИЕ № 3

к руководству по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по методам и средствам контроля сбросов радиоактивных веществ в водные объекты», утвержденному приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору

от 16 февраля 2021 г. № 61

Рекомендуемый метод расчета параметров линейной регрессии для определения зависимости логарифма удельной активности целевого радионуклида от логарифма удельной активности реперного радионуклида в сточных водах с использованием стандартного метода наименьших квадратов

1. Значение коэффициента регрессии β вычисляют методом наименьших квадратов по формуле:

$$\beta = \frac{C - A \cdot B}{D}. \quad (1)$$

2. Параметры A , B , C , D необходимые для расчета β , определяются по формулам:

$$A = \frac{\sum_{k=1}^n \ln(A_{r,k})}{n}; \quad (2)$$

$$B = \frac{\sum_{k=1}^n \ln(A_{i,k})}{n}; \quad (3)$$

$$C = \frac{\sum_{k=1}^n \ln(A_{i,k}) \cdot \ln(A_{r,k})}{n}; \quad (4)$$

$$D = \frac{\sum_{k=1}^n \ln(A_{r,k})^2}{n} - \frac{[\sum_{k=1}^n \ln(A_{r,k})]^2}{n^2}, \quad (5)$$

где $A_{r,k}$ – активность реперного радионуклида в k -ой пробе;

$A_{i,k}$ – активность целевого радионуклида в k -ой пробе;

n – общее количество проб;

k – номер пробы.

3. Константа α рассчитывается по формуле:

$$\alpha = B - \beta \cdot A . \quad (6)$$

ПРИЛОЖЕНИЕ № 4

к руководству по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по методам и средствам контроля сбросов радиоактивных веществ в водные объекты», утвержденному приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору

от 16 февраля 2021 г. № 61

Рекомендуемый метод расчета параметров линейной регрессии для определения зависимости логарифма удельной активности целевого радионуклида от логарифма удельной активности реперного радионуклида в сточных водах с использованием метода Ньютона-Рафсона

1. Значение коэффициента регрессии β вычисляют методом итерационных приближений с использованием формулы (1) настоящего приложения к Руководству по безопасности до прекращения значимого прироста значений β . При этом фиксируются номер итерации M , на которой данное условие достигнуто, и достигнутое значение β_M .

$$\beta_{m+1} = \beta_m + \frac{F(\beta_m)}{C(\beta_m)}, \quad (1)$$

где $F(\beta_m)$ определяется по формуле (2) настоящего приложения к Руководству по безопасности;

$C(\beta_m)$ – производная по β от $F(\beta)$;

m – номер итерации.

2. Зависимость $F(\beta)$ определяется по формуле:

$$F(\beta) = \sum_{k=1}^n w_k^2 \cdot \left[\beta \cdot \left(\frac{q_k^2}{u_k} - \frac{p_k^2}{v_k} \right) + \left(\frac{1}{v_k} - \frac{\beta^2}{u_k} \right) \cdot q_k \cdot p_k \right], \quad (2)$$

где w_k – рассчитывается по формуле $1 / s_k^2$;

s_k^2 – рассчитывается по формуле $s_{\ln(A_i),k}^2 + (\beta \cdot s_{\ln(A_r),k})^2$;
 p_k и q_k – рассчитываются по формулам $\ln(A_{r,k}) - \overline{\ln(A_r)}$
 и $\ln(A_{i,k}) - \overline{\ln(A_i)}$, соответственно;
 u_k и v_k – рассчитываются по формулам $1 / s_{\ln(A_r),k}^2$ и $1 / s_{\ln(A_i),k}^2$,

где $A_{i,k}$ – удельная активность i -го целевого радионуклида в k -ой пробе сточных вод;

$A_{r,k}$ – удельная активность реперного радионуклида в k -ой пробе сточных вод;

n – число проб сточных вод.

3. Значения $\overline{\ln(A_r)}$ и $\overline{\ln(A_i)}$ рассчитываются с использованием формул:

$$\overline{\ln(A_r)} = \frac{1}{w} \cdot \sum_{k=1}^n w_k \cdot \ln(A_{r,k}), \quad (3)$$

$$\overline{\ln(A_i)} = \frac{1}{w} \cdot \sum_{k=1}^n w_k \cdot \ln(A_{i,k}), \quad (4)$$

где w – рассчитывается по формуле $\sum_{k=1}^n w_k$.

4. Значения $s_{\ln(A_r),k}^2$ и $s_{\ln(A_i),k}^2$ определяются по формулам:

$$s_{\ln(A_r),k}^2 = \frac{s_{A_r,k}^2}{A_{r,k}^2}, \quad (5)$$

$$s_{\ln(A_i),k}^2 = \frac{s_{A_i,k}^2}{A_{i,k}^2}, \quad (6)$$

где $s_{A_r,k}^2$ и $s_{A_i,k}^2$ – абсолютные неопределенности измерения удельных активностей целевого и реперного радионуклидов в k -ой пробе сточных вод, соответственно, определенные с использованием аттестованных методик выполнения измерений.

5. Значение $\ln(\alpha)$ рассчитывается с использованием формулы:

$$\ln(\alpha) = \overline{\ln(A_i)} - \beta_M \cdot \overline{\ln(A_r)}. \quad (7)$$

ПРИЛОЖЕНИЕ № 5

к руководству по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по методам и средствам контроля сбросов радиоактивных веществ в водные объекты», утвержденному приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору

от 16 февраля 2021 г. № 61

Рекомендации по применению расчетного метода определения активностей сбросов радионуклидов

1. При выявленном на основе корреляционного анализа линейном соотношении между удельными активностями целевого и реперного радионуклидов в сточных водах рекомендуется определять сброшенную со сточными водами активность целевого радионуклида по формуле:

$$Q_i = \overline{K}_i \cdot A_r \cdot V, \quad (1)$$

где \overline{K}_i – масштабирующий коэффициент для i -го целевого радионуклида в сточных водах, рассчитанный по формуле (4) настоящего Руководства по безопасности;

A_r – удельная активность реперного радионуклида в сточных водах, определенная в рамках регулярных (штатных) процедур регистрации активностей сбросов;

V – объем сброшенных сточных вод.

2. Абсолютную неопределенность расчета сброшенной со сточными водами активности целевого радионуклида по формуле (1) настоящего приложения к Руководству по безопасности рекомендуется рассчитывать с использованием формулы:

$$u_{Q_i} = \sqrt{(A_r \cdot V \cdot u_{\overline{K}_i})^2 + (\overline{K}_i \cdot V \cdot u_{A_r})^2 + (\overline{K}_i \cdot A_r \cdot u_V)^2}, \quad (2)$$

где $u_{\overline{K}_i}$ – абсолютная неопределенность масштабирующего коэффициента \overline{K}_i , рассчитанная по формулам (3) – (9) настоящего приложения к Руководству по безопасности;

u_{A_r} – абсолютная суммарная стандартная неопределенность определения удельной активности реперного радионуклида в сточных водах, определенная в рамках регулярных (штатных) процедур регистрации активностей сбросов;

u_V – абсолютная суммарная стандартная неопределенность определения объема сброшенных сточных вод, определенная в рамках регулярных (штатных) процедур регистрации активностей сбросов.

3. Абсолютную неопределенность масштабирующего коэффициента $u_{\overline{K}_i}$ рекомендуется рассчитывать по формулам:

$$u_{\overline{K}_i} = \sqrt{I_1 + I_2 + I_3 + I_4 + I_5 + I_6}, \quad (3)$$

$$I_1 = \sum_{k=2}^{n-1} \left[\left[\prod_{p=1}^{k-1} \left(\frac{A_{i,p}}{A_{r,p}} \right)^{g_p} \cdot \prod_{p=k+1}^n \left(\frac{A_{i,p}}{A_{r,p}} \right)^{g_p} \right] \cdot \frac{g_k}{(A_{r,k})^{g_k}} \cdot (A_{i,k})^{g_k-1} \right]^2 \cdot (u_{A_{i,k}})^2, \quad (4)$$

$$I_2 = \sum_{k=2}^{n-1} \left[\left[\prod_{p=1}^{k-1} \left(\frac{A_{i,p}}{A_{r,p}} \right)^{g_p} \cdot \prod_{p=k+1}^n \left(\frac{A_{i,p}}{A_{r,p}} \right)^{g_p} \right] \cdot g_k \cdot (A_{i,k})^{g_k} \cdot (A_{r,k})^{-(g_k+1)} \right]^2 \cdot (u_{A_{r,k}})^2, \quad (5)$$

$$I_3 = \left[\left[\prod_{p=2}^n \left(\frac{A_{i,p}}{A_{r,p}} \right)^{g_p} \right] \cdot \frac{g_1}{(A_{r,1})^{g_1}} \cdot (A_{i,1})^{g_1-1} \right]^2 \cdot (u_{A_{i,1}})^2, \quad (6)$$

$$I_4 = \left[\left[\prod_{p=1}^{n-1} \left(\frac{A_{i,p}}{A_{r,p}} \right)^{g_p} \right] \cdot \frac{g_n}{(A_{r,n})^{g_n}} \cdot (A_{i,n})^{g_n-1} \right]^2 \cdot (u_{A_{i,n}})^2, \quad (7)$$

$$I_5 = \left[\left[\prod_{p=2}^n \left(\frac{A_{i,p}}{A_{r,p}} \right)^{g_p} \right] \cdot g_1 \cdot (A_{i,1})^{g_1} \cdot (A_{r,1})^{-(g_1+1)} \right]^2 \cdot (u_{A_{r,1}})^2, \quad (8)$$

$$I_6 = \left[\left[\prod_{p=1}^{n-1} \left(\frac{A_{i,p}}{A_{r,p}} \right)^{g_p} \right] \cdot g_n \cdot (A_{i,n})^{g_1} \cdot (A_{r,n})^{-(g_n+1)} \right]^2 \cdot (u_{A_{r,n}})^2, \quad (9)$$

где $A_{i,t}$ – удельная активность целевого радионуклида в пробе t , полученная в рамках выполнения прецизионных измерений вне регулярных (штатных) процедур регистрации активностей сбросов, где индекс t принимает значения 1 (один), k , n или p ;

$A_{r,t}$ – удельная активность реперного радионуклида в пробе t , полученная в рамках регулярных (штатных) процедур регистрации активностей сбросов и (или) с использованием аттестованных методик выполнения прецизионных измерений вне регулярных (штатных) процедур

регистрации активностей сбросов, где индекс t принимает значения 1 (один), k , n или p ;

g_1, g_k, g_n, g_p – параметры, рассчитываемые по формуле вида $(u_{k_{i,t}})^{-2}$, где $u_{k_{i,t}} = \sqrt{(u_{A_{i,t}})^2 + (u_{A_{r,t}})^2}$, а индекс t принимает значения 1 (один), k , n или p .

4. При выявленном на основе корреляционного анализа линейном соотношении между логарифмами удельных активностей целевого и реперного радионуклидов в сточных водах рекомендуется определять сброшенную со сточными водами активность целевого радионуклида по формулам:

$$Q_i = A_i \cdot V, \quad (10)$$

$$A_i = e^\alpha \cdot (A_r)^\beta, \quad (11)$$

где A_i – расчетное значение удельной активности целевого радионуклида в сточных водах;

α и β – константа и коэффициент регрессии, определенные с использованием стандартного метода наименьших квадратов или метода Ньютона-Рафсона в соответствии с рекомендациями пункта 40 настоящего Руководства по безопасности;

e – число Эйлера, приближенно равно 2,718.

5. Абсолютную неопределенность сброшенной со сточными водами активности целевого радионуклида по формуле (10) настоящего приложения к Руководству по безопасности рекомендуется рассчитывать с использованием формулы:

$$u_{Q_i} = \sqrt{(V \cdot u_{A_i})^2 + (A_i \cdot u_V)^2}, \quad (12)$$

где u_{A_i} – абсолютная неопределенность удельной активности целевого радионуклида в сточных водах.

6. Для расчета абсолютной неопределенности удельной активности целевого радионуклида в сточных водах по формуле (11) настоящего Руководства по безопасности рекомендуется учитывать, что константа α и коэффициент регрессии β являются функциями переменных, количество которых равно $2 \cdot n$, и определяется количеством отобранных проб сточных вод (n), а сами переменные представляют собой удельные

активности i -го целевого радионуклида в k -ой пробе сточных вод ($A_{i,k}$) и удельные активности реперного радионуклида в k -ой пробе сточных вод ($A_{r,k}$). Учитывая, таким образом, что $\alpha = \alpha(A_{i,1}, \dots, A_{i,n}, A_{r,1}, \dots, A_{r,n})$, $\beta = \beta(A_{i,1}, \dots, A_{i,n}, A_{r,1}, \dots, A_{r,n})$, а также, что $A_i = A_i(A_{i,1}, \dots, A_{i,n}, A_{r,1}, \dots, A_{r,n}, A_r)$, абсолютную неопределенность удельной активности целевого радионуклида в сточных водах рекомендуется рассчитывать по формуле*:

$$u_{A_i} = \sqrt{\sum_{m=1}^n (u_{A_{i,m}})^2 \cdot \left(\frac{\partial A_i}{\partial A_{i,m}}\right)^2 + \sum_{m=1}^n (u_{A_{r,m}})^2 \cdot \left(\frac{\partial A_i}{\partial A_{r,m}}\right)^2 + (u_{A_r})^2 \cdot \beta^2 \cdot e^{2\alpha} \cdot (A_r)^{2(\beta-1)}}, \quad (13)$$

где n – количество проб сточных вод;

m – переменная суммирования;

$\frac{\partial A_i}{\partial A_{i,m}}, \frac{\partial A_i}{\partial A_{r,m}}$ – частные производные от функции $A_i(A_{i,1}, \dots, A_{i,n}, A_{r,1}, \dots, A_{r,n}, A_r)$, задаваемой формулой (11) настоящего Руководства по безопасности, по переменным $A_{i,m}$ и $A_{r,m}$, соответственно;

$u_{A_{i,m}}$ – абсолютная неопределенность измерения удельной активности i -го целевого радионуклида в m -ой пробе сточных вод, полученная с использованием аттестованных методик выполнения прецизионных измерений вне регулярных (штатных) процедур регистрации активностей сбросов;

$u_{A_{r,m}}$ – абсолютная неопределенность измерения удельной активности реперного радионуклида в m -ой пробе сточных вод, полученная в рамках регулярных (штатных) процедур регистрации активностей сбросов и (или) с использованием аттестованных методик выполнения прецизионных измерений вне регулярных (штатных) процедур регистрации активностей сбросов.

* Формула получена на основе подхода к расчету неопределенности измерения, установленного в ГОСТ 34100.3-2017/ISO/IEC Guide 98-3:2008 «Неопределенность измерения. Часть 3. Руководство по выражению неопределенности измерения.»

ПРИЛОЖЕНИЕ № 6

к руководству по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по методам и средствам контроля сбросов радиоактивных веществ в водные объекты», утвержденному приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору

от 16 февраля 2021 г. № 61

Рекомендации по установлению контрольных уровней сбросов радиоактивных веществ в водные объекты

1. Контрольный уровень $KУ_{год}^{r,i}$ и эксплуатационный предел $ЭП_{год}^{r,i}$ годового сброса r -го нормируемого радионуклида из i -го нормируемого источника в поверхностные водные объекты (Бк/год) рекомендуется определять по следующему соотношению:

$$KУ_{год}^{r,i} = ЭП_{год}^{r,i} = \frac{ДС^{r,i}}{X} \quad (1)$$

где $ДС^{r,i}$ – допустимый сброс r -го радионуклида в окружающую среду из i -го источника сброса (Бк/год);

$ЭП_{год}^{r,i}$ – эксплуатационный предел по параметру, характеризующему сброс r -го радионуклида в окружающую среду из i -го источника сброса за год (Бк/год);

X – значение, принимаемое равным 5 для атомных станций и от 2 до 5 для других ОИАЭ.

2. Если в соответствии с пунктом 9 настоящего Руководства по безопасности отсутствуют основания для применения периодического пробоотбора, то рекомендуется определять контрольные уровни сбросов за месяц (Бк/мес) и сутки (Бк/сут) r -го нормируемого радионуклида из i -го нормируемого источника в поверхностные водные объекты по следующим соотношениям:

$$(2) \quad \text{КУ}_{\text{мес}}^{r,i} = \frac{\text{КУ}_{\text{год}}^{r,i}}{12};$$

$$\text{КУ}_{\text{сут}}^{r,i} = \frac{\text{КУ}_{\text{год}}^{r,i}}{365}, \quad (3)$$

где $\text{КУ}_{\text{мес}}^{r,i}$ – месячный контрольный уровень сброса r -го радионуклида (Бк/мес);

$\text{КУ}_{\text{сут}}^{r,i}$ – суточный контрольный уровень сброса r -го радионуклида (Бк/сут).

В отдельные дни или несколько дней допускается сброс радионуклидов, превышающий $\text{КУ}_{\text{сут}}^{r,i}$, при условии, что не будет превышен $\text{КУ}_{\text{мес}}^{r,i}$.

3. Если в соответствии с пунктом 9 настоящего Руководства по безопасности имеются основания для применения периодического пробоотбора, то рекомендуется не устанавливать суточные контрольные уровни, если периодические сбросы осуществляются реже чем один раз в сутки. Рекомендуется не устанавливать месячные контрольные уровни, если периодические сбросы осуществляются реже чем один раз в месяц.

ПРИЛОЖЕНИЕ № 7

к руководству по безопасности при использовании атомной энергии «Рекомендации по методам и средствам контроля сбросов радиоактивных веществ в водные объекты», утвержденному приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору

от 16 февраля 2021 г. № 61

Рекомендации по учету неопределенностей и нижних порогов регистрации при проверке соблюдения нормативов допустимых сбросов радиоактивных веществ

1. Для целей учета неопределенностей и нижних порогов регистрации при проверке соблюдения нормативов ДС рекомендуется определить значение $Q_{r,i}^{\text{год}}$ (Бк/год) активности годового сброса нормируемого радионуклида r из нормируемого источника i по формуле:

$$Q_{r,i}^{\text{год}} = \sum_{m=1}^{12} q_{r,i}^{\text{мес},m}, \quad (1)$$

где $q_{r,i}^{\text{мес}}$ – активность месячного сброса нормируемого радионуклида r из нормируемого источника i (Бк/мес);
 m – порядковый номер месяца.

После этого рекомендуется оценить абсолютную расширенную неопределенность ($P=0,95$) контроля годового $Q_{r,i}^{\text{год}}$ сброса радионуклида r – $\Delta_{r,i}^{\text{год}}$ по формуле:

$$\Delta_{r,i}^{\text{год}} = 2 \cdot u_{r,i}^{\text{год}} \cdot Q_{r,i}^{\text{год}}, \quad (2)$$

где $u_{r,i}^{\text{год}}$ – относительная суммарная стандартная неопределенность контроля активности годового сброса нормируемого радионуклида r из нормируемого источника i , рассчитываемая по формуле:

$$u_{r,i}^{\text{год}} = \sqrt{\sum_{m=1}^{12} (u_{r,i}^{\text{мес},m} \cdot q_{r,i}^{\text{мес},m})^2}, \quad (3)$$

где $q_{r,i}^{\text{мес},m}$ – значение активности месячного сброса нормируемого радионуклида r из нормируемого источника i , рассчитываемое по формуле (4) (Бк/мес);

$u_{r,i}^{\text{мес},m}$ – относительная суммарная стандартная неопределенность контроля активности месячного сброса нормируемого радионуклида r из нормируемого источника i за m -й месяц, рассчитываемая по формуле (5).

2. Значение $q_{r,i}^{\text{мес},m}$ (Бк/мес) активности месячного сброса нормируемого радионуклида r из нормируемого источника i рекомендуется рассчитывать по формуле:

$$q_{r,i}^{\text{мес},m} = \sum_{d=1}^D q_{r,i}^{\text{сут},d}, \quad (4)$$

где $q_{r,i}^{\text{сут},d}$ – зарегистрированное значение активности суточного сброса нормируемого радионуклида r из нормируемого источника i за сутки d (Бк/сут);

d и D – день (переменная суммирования) и полное число дней в месяце, соответственно.

Относительная суммарная стандартная неопределенность контроля активности месячного сброса нормируемого радионуклида r из нормируемого источника i , $u_{r,i}^{\text{мес},m}$ рассчитывается по формуле:

$$u_{r,i}^{\text{мес},m} = \sqrt{\sum_{d=1}^D (u_{r,i}^{\text{сут},d} \cdot q_{r,i}^{\text{сут},d})^2}, \quad (5)$$

где $q_{r,i}^{\text{сут},d}$ – значение активности суточного сброса нормируемого радионуклида r из нормируемого источника i за сутки d (Бк/сут);

$u_{r,i}^{\text{сут},d}$ – относительная суммарная стандартная неопределенность контроля активности суточного сброса нормируемого радионуклида r из нормируемого источника i за сутки d , рассчитываемая по формуле:

$$u_{r,i}^{\text{сут},d} = \sqrt{(u_{r,i}^{a,d})^2 + \frac{1}{3} \cdot (U_i^{V,d})^2}, \quad (6)$$

где $u_{r,i}^{a,d}$ – относительная суммарная стандартная неопределенность контроля объемной активности нормируемого радионуклида r , сбрасываемого из нормируемого источника i , которая, в случае если результат измерения удельной активности отсутствует (ниже нижней границы диапазона измерений), принимается равной $1/\sqrt{3}$;

$U_i^{V,d}$ – относительная суммарная стандартная неопределенность контроля суточного объема сброшенной воды из нормируемого источника i .

3. Относительную суммарную стандартную неопределенность контроля суточного объема сброшенной воды из нормируемого источника рекомендуется определять по результатам предварительных испытаний средства измерений объема сброшенной воды, при каждом из которых используется один и тот же объем воды, по следующей формуле:

$$U_i^{V,d} = \frac{1}{\bar{V}} \cdot \sqrt{\frac{\sum_k (V_k - \bar{V})^2}{k-1}}, \quad (7)$$

где \bar{V} – среднее арифметическое значение результата контроля суточного сброса воды;

V_k – очередное измеренное значение результата контроля суточного сброса воды;

k – число измерений в испытании.

4. Абсолютную расширенную неопределенность ($P = 0,95$) активности $q_{r,i}^{\text{сут},d}$ сброса радионуклида r рекомендуется рассчитывать по формуле:

$$\Delta_{r,i}^{\text{сут},d} = 2 \cdot u_{r,i}^{\text{сут},d} \cdot q_{r,i}^{\text{сут},d}. \quad (8)$$

5. В случае невозможности зарегистрировать нормируемый радионуклид в сбросах из-за недостаточной чувствительности применяемых средств и методов контроля, значение его фактического суточного сброса $q_{r,i}^{\text{сут},d}$ рекомендуется определять по формуле:

$$q_{r,i}^{\text{сут},d} = \eta_r \cdot НПП_{r,i} \cdot V_{i,d}^{\text{сум}}, \quad (9)$$

где η_r – коэффициент, характеризующий степень консервативности определения активности радионуклида r в сбросе в соответствии с применяемыми методикой и средством контроля;

$\text{НПР}_{r,i}$ – нижний порог регистрации активности нормируемого радионуклида r в сбросе, характеризующий штатные методики (в том числе расчетные) и средства, используемые для регистрации указанной объемной активности в сбросе из i -го нормируемого источника или характеризующий методики и средства, используемые для периодических прецизионных (например, лабораторных) измерений указанной объемной активности в сбросе из i -го нормируемого источника* (Бк/м³);

$V_{i,d}^{\text{сут}}$ – объем сброса воды из источника i за сутки d (м³/сут).

При отсутствии информации о распределении контролируемой величины значение η_r рекомендуется принимать равным 0,5. Если соответствующим исследованием доказано присутствие в сбросе нормируемого радионуклида на более низком уровне, чем это позволяет регламентный (штатный) контроль, то коэффициент η_r рекомендуется установить на основании результатов указанного исследования, исходя из радиологической опасности данного радионуклида.

б. Результат $\bar{Q}_{r,i,w}^{\text{год}}$ контроля годового сброса радионуклида рекомендуется представлять в виде $Q_{r,i,w}^{\text{год}} + \Delta_{r,i,w}^{\text{год}}$, а проверку соблюдения организацией нормативов ДС рекомендуется выполнять по формуле:

$$\sum_{r,i} \frac{\bar{Q}_{r,i,w}^{\text{год}}}{\text{ДС}_{r,i,w}} \leq 1, \quad (10)$$

где $\bar{Q}_{r,i}^{\text{год}}$ – величина равная $Q_{r,i}^{\text{год}} + \Delta_{r,i}^{\text{год}}$ (Бк/год);

$\text{ДС}_{r,i,w}$ – установленный для организации норматив ДС сброса радионуклида r из источника i в водный объект w .

*Применительно к средствам измерения и методикам выполнения измерений данная характеристика представляет собой нижнюю границу диапазона измерений.

Сведения об авторах

Курындин А. В. – кандидат технических наук, руководитель отделения ядерной и радиационной безопасности ФБУ «НТЦ ЯРБ».

Шаповалов А. С. – начальник отдела аварийной готовности и радиационной защиты отделения ядерной и радиационной безопасности ФБУ «НТЦ ЯРБ».

Строганов А. А. – кандидат физико-математических наук, главный научный сотрудник отдела аварийной готовности и радиационной защиты отделения ядерной и радиационной безопасности ФБУ «НТЦ ЯРБ».

Орлов М. Ю. – заместитель начальника отдела аварийной готовности и радиационной защиты отделения ядерной и радиационной безопасности ФБУ «НТЦ ЯРБ».

Тимофеев Н. Б. – начальник лаборатории отдела аварийной готовности и радиационной защиты отделения ядерной и радиационной безопасности ФБУ «НТЦ ЯРБ».

Коршунков А. В. – научный сотрудник отдела аварийной готовности и радиационной защиты отделения ядерной и радиационной безопасности ФБУ «НТЦ ЯРБ».

Поляков Р. М. – научный сотрудник отдела аварийной готовности и радиационной защиты отделения ядерной и радиационной безопасности ФБУ «НТЦ ЯРБ».

Никитин Д. А. – младший научный сотрудник отдела аварийной готовности и радиационной защиты отделения ядерной и радиационной безопасности ФБУ «НТЦ ЯРБ».

ТРУДЫ НТЦ ЯРБ

*А. В. Курьиндин, А. С. Шаповалов, А. А. Строганов, М. Ю. Орлов,
Н. Б. Тимофеев, А. В. Коршунков, Р. М. Поляков Р.М., Д. А. Никитин
(ФБУ «НТЦ ЯРБ»)*

МЕТОДИЧЕСКОЕ ПОСОБИЕ ПО ВОПРОСАМ РЕГУЛИРОВАНИЯ ВЫБРОСОВ И СБРОСОВ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ

Ответственный за выпуск Н. Р. Большакова
Редактор Т. А. Красотина
Оригинал-макет подготовлен в ФБУ «НТЦ ЯРБ»

Подписано в печать 18.12.2023

Тираж 150 экз.

Формат 60×84^{1/16}

Отпечатано в ФБУ «НТЦ ЯРБ»

Система менеджмента качества
ФБУ «НТЦ ЯРБ» сертифицирована
на соответствие требованиям
международного стандарта
ISO 9001:2015
и национального стандарта
Российской Федерации
ГОСТ Р ИСО 9001-2015

ISBN 978-5-907011-55-7



9 785907 011557