

ОПРЕДЕЛЕНИЕ РАДИОНУКЛИДНОГО СОСТАВА И ОЦЕНКА ДОЗ ОБЛУЧЕНИЯ НАСЕЛЕНИЯ ЗА СЧЕТ АТМОСФЕРНЫХ ВЫБРОСОВ РОССИЙСКИХ АЭС

А. А. Екидин¹, М. Е. Васянович¹, А. В. Васильев¹, И. А. Капустин², А. И. Крышев³,
Т. Г. Сазыкина³, И. В. Косых³

¹ *Институт промышленной экологии УрО РАН (г. Екатеринбург, Россия)*

² *ФГБОУ ВО «МИРАЭ – Российский технологический университет» (г. Москва, Россия)*

³ *ФГБУ «НПО «Тайфун» (г. Обнинск, Россия)*

В 2017–2018 гг. впервые проведено радиационно-техническое обследование всех источников выбросов радиоактивных веществ российских АЭС. Цель обследования – идентификация основных дозообразующих радионуклидов в выбросах АЭС в режиме работы реакторной установки на номинальной мощности. Новые материалы и методы позволили снизить нижний предел измерения объемной активности радиоактивных аэрозолей в выбросах на три порядка, инертных газов на два порядка, ^3H и ^{14}C на порядок в сравнении с применяемыми штатными методами АЭС. Максимальное количество радионуклидов, до 26 изотопов, зафиксировано в выбросах АЭС с реакторными установками РБМК. Значения годовых эффективных доз облучения населения в районах расположения российских АЭС не превышают 10^{-5} Зв/год. Для АЭС с реакторными установками ВВЭР вклад в годовую дозу от выбросов в атмосферу в основном составляют тритий, ^{14}C и инертные радиоактивные газы. Для АЭС с реакторными установками РБМК основным дозообразующим радионуклидом является ^{14}C , который формирует от 31% (Курская АЭС) до 98% (Билибинская АЭС) годовой эффективной дозы населения. Для большинства российских АЭС, за исключением Курской АЭС (РБМК-1000), выбросы ^{60}Co , ^{134}Cs , ^{137}Cs и других аэрозолей, составляющих основу в программах мониторинга выбросов АЭС, не вносят существенного вклада в годовую дозу.

1. Введение

Атомная энергетика в России является важной частью электроэнергетической системы, составляя 19% от общей выработки электроэнергии. Нормальная работа любой атомной электростанции (АЭС) приводит к выбросу в атмосферу радиоактивных веществ в виде газов и аэрозолей. Безопасность для населения и окружающей среды обеспечивается нормированием выброса основных дозообразующих радионуклидов из каждого источника. Подтверждение безопасности выбросов при нормальной эксплуатации АЭС обеспечивается результатами контроля объемной активности в источниках и мониторингом радионуклидов в объектах окружающей среды [1, 2].

В период с 2003 по 2017 год российские регулирующие органы требовали от АЭС контролировать в выбросах только 4 радионуклида (^{60}Co , ^{131}I , ^{134}Cs , ^{137}Cs) и один интегральный показатель (сумма радиоактивных инертных газов – изотопы Ar, Kr, Xe) в предположении, что «они формируют 98% годовой эффективной дозы критической группы населения» [3]. Такой ограниченный перечень контролируемых

радионуклидов не соответствовал практикам мониторинга источников выброса АЭС Европы и США. В США с 1991 года директивы органа регулирования радиационной безопасности требовали от АЭС представлять сведения о годовом выбросе 6 изотопов инертных радиоактивных газов (^{87}Kr , ^{88}Kr , ^{133}Xe , $^{133\text{m}}\text{Xe}$, ^{135}Xe , ^{138}Xe), 10 основных гамма-излучающих радионуклидов в форме аэрозолей (^{54}Mn , ^{59}Fe , ^{58}Co , ^{60}Co , ^{65}Zn , ^{99}Mo , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{141}Ce , ^{144}Ce), радиоактивных изотопах иода в форме аэрозолей и газов, сложно определяемых радионуклидов ^3H , ^{89}Sr , ^{90}Sr [4, 5]. С 2004 года подход Еврокомиссии предполагает организацию мониторинга в выбросах АЭС 11 ключевых радионуклидов, и обязательный учет при оценке дозы еще 33 радионуклидов, при условии превышения установленного значения нижнего порога измерения (НПИ). В число ключевых радионуклидов вошли: ^3H , ^{14}C , ^{35}S , ^{60}Co , ^{85}Kr , ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{133}Xe , ^{239}Pu , ^{240}Pu , ^{241}Am [6]. Выполненная оценка вклада контролируемых радионуклидов в выбросах АЭС Европы показала [7]: основные дозообразующие радионуклиды специфичны для типа реакторной установки; до 95% ежегодного облучения населения формируют ^3H , ^{14}C и инертные радиоактивные газы (ИРГ); контролируемые в выбросах АЭС РФ ^{60}Co , ^{131}I , ^{134}Cs , ^{137}Cs , формируют не более 3% годовой эффективной дозы для реакторных установок ВВЭР и до 25% для реакторных установок РБМК.

В России кардинальное изменение требований к нормированию и контролю выбросов радиоактивных веществ организованными источниками произошло в 2012 году с введением обязательств для эксплуатирующих организаций по определению радионуклидов, формирующих не менее 99% годовой эффективной дозы во всех источниках, создающих дозу более 10 мкЗв/год [2]. С учетом распоряжения Правительства РФ от 08.07.2015 г. №1316-р «Об утверждении перечня загрязняющих веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды» список контролируемых и нормируемых радионуклидов в выбросах АЭС может состоять из 94 радионуклидов, включая сложно детектируемые альфа- и бета-излучающие радиоактивные изотопы [8]. Оптимизация списка может быть проведена на основе достоверных данных о радионуклидном составе газовоздушной среды каждого источника выброса АЭС. Так как длительный период штатные системы отбора проб, средства измерения и методы радиационного контроля, применяемые на атомных электростанциях РФ, были предназначены для контроля только четырех радионуклидов, то провести идентификацию основных дозообразующих радионуклидов по данным АЭС в 2015 году было невозможно.

Для выполнения требований национального законодательства и достижения мирового уровня в области радиационной безопасности потребовалось проведение радиационно-технического обследования (РТО) каждого источника выбросов всех АЭС России. В качестве обоснования выбора методов проведения РТО использовались рекомендации МАГАТЭ, рассматривающие в выбросах 29 радионуклидов в качестве важных факторов негативного воздействия на окружающую среду при производстве электроэнергии на АЭС [9]. В рамках РТО для достоверной идентификации радионуклидов, потенциально формирующих не менее 99% годовой эффективной дозы, потребовалось за счет применения новых материалов и систем отбора проб снизить на три порядка значение НПИ при измерении активности аэрозолей и ИРГ, на порядок для измерения ^3H , ^{14}C . Также необходимо было разработать ряд методик измерения: раздельного определения газообразных соединений и аэрозольной формы изотопов иода; раздельного определения активности ИРГ; определения ^{90}Sr ; определения выброса ^3H из площадного источника в виде бызгального бассейна.

Первый шаг РТО – инвентаризация источников выбросов, на которых проводится контроль штатными методами АЭС (вентиляционные трубы энергоблоков, спец. корпусов, помещений хранения отработавшего ядерного топлива, помещений хранения РАО) и источников потенциального поступления радионуклидов при нормальной эксплуатации, не включенных в систему контроля выбросов (баки запаса дистиллята, аварийные клапаны пара, брызгальные бассейны).

Второй шаг РТО – на основе данных инвентаризаций расчет годовой дозы облучения населения и ранжирование всех идентифицированных радионуклидов по их вкладу в формирование годовой дозы.

В результате выполнения комплексных исследований впервые в России сформирован обоснованный перечень радионуклидов, для которых устанавливаются нормативы предельно допустимого выброса АЭС. В перечень вошли радионуклиды формирующих не менее 99% годовой эффективной дозы в критической группе населения от выбросов АЭС при нормальной эксплуатации: ^3H , ^{14}C , ^{24}Na , ^{41}Ar , ^{54}Mn , ^{60}Co , $^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{87}Kr , ^{88}Kr , ^{90}Sr , ^{131}I , ^{133}Xe , ^{135}Xe , ^{134}Cs , ^{137}Cs .

2. Материалы, приборы и методы

В настоящее время отсутствует универсальный способ отбора пробы газовой среды и подготовки счетного образца для одновременного определения активности всех возможных радионуклидов. Выделяются несколько групп радионуклидов, различие физических и химических свойств которых, требует применения специфических средств и материалов для отбора проб: изотопы йода в аэрозольной форме и виде органических и неорганических газообразных соединений; инертные радиоактивные газы; ^3H , ^{14}C ; ^{90}Sr ; гамма-излучающие радионуклиды в форме аэрозолей.

Общий подход к отбору проб газовой среды для целей идентификации радионуклидов заключается в применении способов и материалов концентрирования радиоактивных веществ для подготовки счетного образца. Применяемые при инвентаризации источников выбросов способы концентрирования радиоактивных веществ и технические характеристики устройств для отбора проб радиоактивных газов и аэрозолей приведены в табл. 1.

Таблица 1. Методы отбора проб радиоактивных веществ в атмосферных выбросах по воздуху

Тип газовой среды выброса	Метод отбора	Основные технические характеристики	Контролируемые радионуклиды
Радиоактивные аэрозоли и йод	Воздухо-фильтрующая установка	Средний расход воздуха от 350 до 900 м ³ ·ч ⁻¹ . Площадь фильтрующего полотна от 0,1 до 0,2 м ²	^{60}Co , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{54}Mn , ^{131}I , ^{58}Co , ^{90}Sr , ^{24}Na , $^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{75}Se , ^{95}Zr , ^{95}Nb .
Инертные радиоактивные газы	Сосуд Маринелли с избыточным давлением	Объем сосуда 3 дм ³ . Избыточное давление до 0,6 МПа	Изотопы Ar, Kr, Xe
Тритий и радиоуглерод	Стенд с системой барботеров	Сорб. жидкость в барботерах объемом 0,1 дм ³ . Средняя скорость прокачивания воздуха 42 дм ³ ·ч ⁻¹	^3H , ^{14}C

Определение аэрозолей и газообразных соединений иода в газовой среде

Для одновременного определения объемной активности изотопов иода в форме аэрозолей и газообразных соединений применялся сорбционно-фильтрующий материал, состоящий из пакета аэрозольного и угольных фильтров. Последовательность установки каждого фильтра в пакете показана на рис. 1.

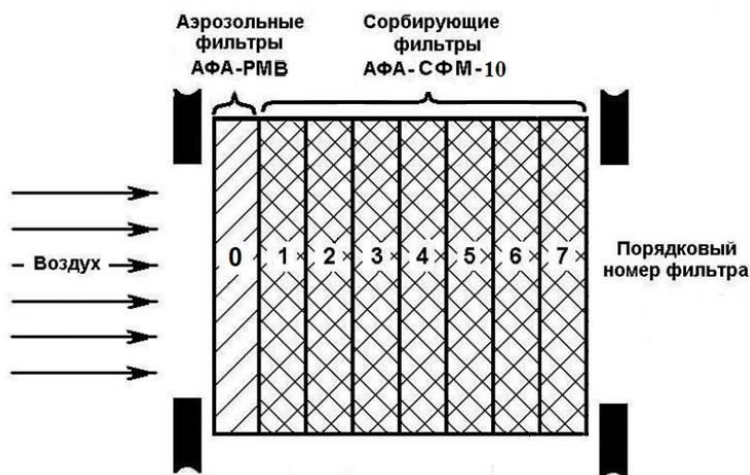


Рис. 1. Последовательность установки аэрозольного и угольных фильтров в пакете

Установленный первым по воздушному потоку высокоэффективный аэрозольный материал АФА-РМВ (ТУ 228270-001-17826684-2014) не улавливает газообразный иод, но улавливает аэрозольную фракцию с эффективностью более 99% [10]. На первом слое угольного материала полностью улавливаются легкосорбируемые соединения иода и частично трудносорбируемые. На остальных слоях угольного материала (со второго по седьмой) улавливаются только трудносорбируемые соединения. Для определения газообразных соединений иода применялись пакеты угольных фильтров с одинаковым количеством сорбирующего материала АФА-СФМ-10 (ТУ 2162-005-17826684-2015) с поверхностной плотностью сорбента в одном (каждом) фильтре 10 г/м^2 . После отбора проб воздуха на каждом фильтре оценивали активность изотопов иода гамма-спектрометрическим методом. Для обработки результатов измерений активность изотопов иода на каждом фильтре была приведена к окончанию отбора пробы с учетом распада. Ранее было опубликовано детальное описание расчета объемной активности иода по результатам измерения активности каждого фильтра в пакете [11, 12]. Алгоритм расчета реализован в виде программного кода [13].

Определение инертных радиоактивных газов в газовой среде

Для измерения объемной активности ИРГ в выбросе каждой АЭС разработан металлический сосуд Маринелли объемом 3 л из нержавеющей стали толщиной 1,5 мм и капралоновым вкладышем толщиной 5 мм [14]. Для подготовки счетного образца производится концентрирование ИРГ в сосуде Маринелли, путем создания избыточного давления внутри сосуда до 15 бар. Для определения объемной активности ИРГ выполнялось экспонирование сосуда с помощью полупроводникового детектора коаксиального типа из особо чистого германия. Контроль корректности определения объемной активности ИРГ проводился с использованием объемной меры активности специального назначения (далее – ОМАСН), изготовленной в ФГУП «ВНИИМ им. Д.И. Менделеева» (г. Санкт-Петербург). Внешний вид сосуда Маринелли и ОМАСН представлен на рис. 2.



Рис. 2. Внешний вид сосуда Маринелли и ОМАСН

Плотность содержимого ОМАСН составляет $0,0083 \text{ г/см}^3$, что соответствует создаваемому избыточному давлению в сосуде в 5 бар. ОМАСН содержит радионуклиды ^{152}Eu , ^{133}Ba , ^{137}Cs , ^{228}Th с известной активностью, неопределенность которой, в соответствии с паспортом источника, не превышает 5 %.

Определение ^3H в газовой среде источников выброса

Отбор проб газовой среды производился из штатных линий отбора проб вентиляционных систем АЭС методом барботирования с помощью мобильного пробоотборного стенда. Для предварительной очистки от аэрозолей газовая смесь поступала в пробоотборную систему через фильтр с эффективностью улавливания не менее 99,95 %, затем она поступала в барботеры с дистиллированной водой для осаждения трития в форме НТО. За счет непрерывной прокачки паров НТО через барботеры и длительного времени отбора трития, происходит концентрирование трития в воде барботера [15].

После окончания пробоотбора содержимое барботеров переливали в стеклянную тару для транспортировки в аналитическую лабораторию. Объемная активность трития в газообразных выбросах определялась расчетным методом по результатам измерений активности в счетном образце (СОБ), изготовленного из раствора пробы, смешанного в определенной пропорции с жидким сцинтиллятором, с учетом объема прокачанной газовой смеси, коэффициента улавливания и объема дистиллированной воды в барботере. Измерение активности трития в СОБ выполняли жидкосцинтилляционным методом с помощью ультра-низкофонового спектрометра QUANTULUS 1220. Результаты измерений активности трития вычисляли по результатам измерений скорости счета импульсов от счетного образца, эффективности регистрации β -излучения спектрометром и параметра гашения образца.

Для отбора проб воздуха возле брызгальных бассейнов было сконструировано специальное передвижное автоматизированное устройство (УОТ-01). Принцип его действия данного устройства реализован по такой же схеме, что и для пробоотбора из вентиляционной системы. Кроме того, для брызгальных бассейнов рассмотрены два расчетных подхода по оценки интенсивности выброса трития [16, 17]: термодинамический подход, основанный на разности давления водяных паров насыщенного воздуха при температуре воды, поступающей в бассейн и парциальным давлением водяных паров при температуре и относительной влажности воздуха по данным местной метеостанции; теплофизический подход, основанный на разности температуры воды поступающей на охлаждение в брызгальный бассейн и охлажденной воды, забираемой из брызгального бассейна.

Оценка потенциального радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду от выбросов трития из баков запаса дистиллята на АЭС с реакторной установкой ВВЭР получена на основе функциональной зависимости скорости поступления трития при испарении дистиллята в зависимости от температуры и влажности атмосферного воздуха. Для верификации расчетных данных выполнены измерения объемной активности воздуха внутри баков хранения дистиллята.

Рассчитаны вероятные значения объёмной активности трития в воздушном пространстве баков при постоянной скорости инфильтрации наружного воздуха для реальных условий теплого и холодного периодов года [18].

Определение ^{14}C в газовой среде источников выброса

Отбор ^{14}C в форме углекислого газа выполняли методом барботирования, основанном на абсорбции оксида углерода из газовой смеси раствором, в основе которого лежит реакция обмена оксида углерода с гидроксидом натрия с образованием гидрокарбоната натрия. За счет непрерывной прокачки оксида углерода через барботеры и длительного отбора ^{14}C концентрируется в растворе барботера. Газовоздушную смесь отбирали из линий отбора проб вентиляционных систем. Для предварительной очистки от аэрозолей газовоздушная смесь поступала в пробоотборную систему через фильтр с эффективностью улавливания не менее 99,95 %, затем газовоздушная смесь проходила через силикагель для удаления влаги, после чего поступала в каскад из двух барботеров, заполненных раствором гидроксида натрия молярной концентрацией 2,5 моль/дм³, и одного барботера, заполненного раствором гидроксида бария молярной концентрацией 0,35 моль/дм³, для регистрации насыщения раствора в предыдущих двух барботерах. При поступлении углекислого газа в барботер с гидроксидом бария выпадает нерастворимый белый осадок. После окончания пробоотбора содержимое барботеров переливали в пластиковую тару для транспортировки в аналитическую лабораторию [19].

Объёмную активность ^{14}C в газообразных выбросах устанавливали по измерению активности счетного образца, приготовленного из раствора пробы, с учетом объема прокачанной газовой смеси, коэффициента улавливания и объема раствора в барботере. Активность в счетном образце измеряли жидкосцинтилляционным методом с помощью ультранизкофонного спектрометра QUANTULUS 1220.

Определение ^{90}Sr в газовой среде источников выброса

Для определения объёмной активности ^{90}Sr в виде радиоактивных аэрозолей разработан метод на основе концентрирования радиоактивного материала на специальных аналитических фильтрах из полистирола, легко растворимых в растворах для последующего измерения активности при помощи низкофонного жидкосцинтилляционного спектрометра QUANTULUS 1220. Нижний предел измерения метода - от $1,0 \cdot 10^{-2}$ Бк/м³ с относительной погрешностью 0,36 (при доверительной вероятности $P = 0,95$) при объеме пробы не менее 100 м³ воздуха [20].

Определение гамма-излучающих радионуклиды в газовой среде источников выброса

Для отбора проб радиоактивных аэрозолей разработана и изготовлена серия мобильных воздухо-фильтрующих установок (ВФУ) большой производительности. Технические характеристики ВФУ представлены в табл. 1. Внешний вид и ВФУ и примеры ее размещения в основании вентиляционных труб энергоблоков различных АЭС представлен на рис. 3.

Концентрирование радиоактивного вещества при помощи ВФУ производилось на специальные новоолкнистые и микроволокнистые материалы [21].

Такие материалы имеют низкую температуру разложения полимера, высокую эффективность отбора частиц в широком диапазоне размеров и низкое сопротивление потоку воздуха. Основные характеристики фильтрующих материалов представлены в табл. 2 [10, 22].

Гамма-излучающие радионуклиды продуктов деления и активации анализировались с помощью полупроводникового гамма-спектрометра с коаксиальным детектором из особо чистого германия производства Canberra.

По сравнению со штатными системами контроля радиоактивных веществ в выбросах АЭС, выбранные и использованные для РТО приборы, методы и материалы позволили значительно снизить предел обнаружения радионуклидов в газовой среде любых источников:

- на 2-3 порядка для радиоактивных аэрозолей и газообразных соединений иода;
- на 3-4 раза для радиоактивных благородных газов;
- в 20 раз для трития и радиоактивного углерода.

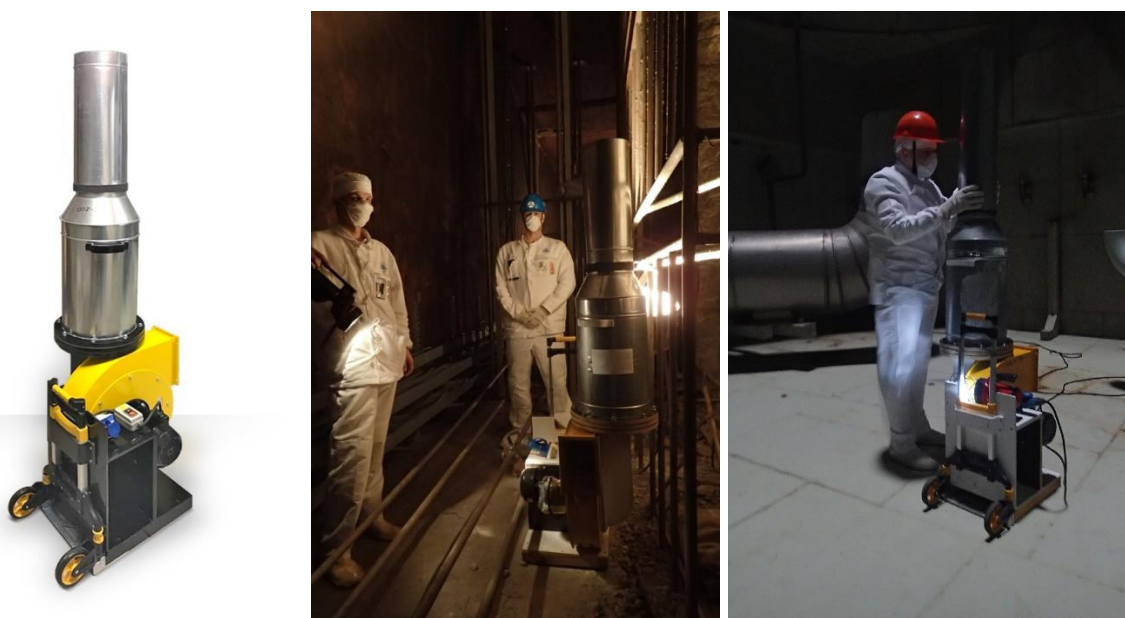


Рис. 3. Внешний вид ВФУ и примеры установки в основании вентиляционных труб энергоблоков АЭС

Таблица 2. Основные характеристики сорбционно-фильтрующих материалов для отбора проб радиоактивных веществ в атмосферных выбросах по воздуху

Тип материала	Назначение	Основные характеристики
Аэрозольный полистирольный	Контроль концентрации радиоактивных аэрозолей продуктов деления и активации	– эффективность улавливания при линейной скорости 1 м/с для частиц с размером 0,3 мкм ~ 95 %; – сопротивление потоку воздуха: 1,5 Па; – диаметр волокон: 0,15 и 3 мкм
Сорбционно-фильтрующий	Контроль химических соединений газообразных веществ продуктов деления и активации	– количество активированного угля (с импрегнирующей добавкой $AgNO_3$): 10 г/м ² ; – эффективность по газообразному йоду: более 90 %; – эффективность по йодистому метилу: 60 %
Аэрозольный многослойный	Контроль распределения активности по размерам аэрозольных частиц	– эффективность улавливания при линейной скорости 1 м/с для частиц с размером 0,3 мкм: сопротивление потоку воздуха: 1,5, 3,0 и 6,0 Па; – диаметр волокон: 7,5 мкм

Ранжирование радионуклидов в выбросах АЭС по вкладу в формирование облучения населения

Ранжирование по вкладу в дозу необходимо для определения перечня радионуклидов, формирующих не менее 99% облучения, с целью последующего нормирования и контроля [2].

Расчет годовой эффективной дозы от выброса каждого идентифицированного радионуклида из каждого обследованного источника рассчитывался по формуле, учитывающей все потенциально возможные пути облучения:

$$D_{r,i}(x, n) = D_{r,i}^{cloud}(x, n) + D_{r,i}^{ground}(x, n) + D_{r,i}^{inh}(x, n) + D_{r,i}^{ing}(x, n)$$

где $D_{r,i}^{cloud}(x, n)$ – внешнее облучение от погружения в воздух, Зв/год; $D_{r,i}^{ground}(x, n)$ – внешнее облучение от земли, Зв/год; $D_{r,i}^{inh}(x, n)$ – внутреннее облучение от ингаляции радионуклида, Зв/год; $D_{r,i}^{ing}(x, n)$ – внутреннее облучение от приема пищи, загрязненной радионуклидами, Зв/год.

Определение каждого слагаемого в формуле выполнено на основе положений методик, руководств и рекомендаций [23–26].

3. Результаты и обсуждение

Применяемые в рамках РТО приборы, методы и материалы позволили идентифицировать, в целом по всем источникам выбросов АЭС, 31 радиоактивный изотоп. Максимальное количество – 26 радионуклидов зафиксировано в источниках выбросов АЭС с реакторными установками РБМК. Для АЭС с реакторными установками ВВЭР характерный набор радионуклидов в источниках выбросов не превышает 16 различных изотопов.

В выбросах российских АЭС с любым типом реакторных установок всегда присутствуют изотопы ^3H , ^{14}C , что соответствует общемировой практике [27, 28]. Кроме того, в выбросах всех АЭС зафиксирован ^{137}Cs .

В непрерывных выбросах АЭС России ИРГ представлены семью радионуклидами: ^{41}Ar , $^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{87}Kr , ^{88}Kr , ^{133}Xe , ^{135}Xe , ^{138}Xe . Такой набор радиоактивных изотопов Ar, Kr, Xe не противоречит данным мониторинга выбросов АЭС Европы [29]. Все семь радиоактивных изотопов Ar, Kr, Xe зафиксированы в выбросах АЭС с реакторными установками РБМК. В выбросах АЭС с реакторными установками ВВЭР присутствуют три изотопа ИРГ: ^{41}Ar , ^{133}Xe , ^{135}Xe . Радиоактивный изотоп криптона ^{85}Kr в детектируемых количествах может быть зарегистрирован при разовых выбросах газовой смеси из ресивера сбора и выдержки инертной среды над активной зоной реакторов на быстрых нейтронах и выбросах из установок подавления активности реакторов большой мощности канальных. Результаты исследований показали, что значение эффективной дозы разового выброса ^{85}Kr АЭС с реакторными установками БН составляет меньше 10 мкЗв и формирует менее 0,1% вклада в суммарное значение облучения без учета разбавления [30].

При нормальных условиях эксплуатации АЭС ВВЭР значения активности иода в выбросах находятся ниже порога измерения $2,5 \cdot 10^{-4}$ Бк/м³. В короткие периоды выполнения планово-предупредительного ремонта в выбросах этих станций может быть обнаружен ^{131}I на уровне 10^{-3} Бк/м³. При этом преобладают легкосорбируемые газообразные соединения (45%) и аэрозоли (33%) иода. В непрерывных выбросах АЭС РБМК объемная активность ^{131}I может находиться в диапазоне от 10^{-3} Бк/м³ до 10^{-2} Бк/м³. Отмечается малая доля легкосорбируемых соединений иода (3-7%) и значительная часть трудносорбируемых (65-77%). Доля ^{131}I в форме аэрозолей составляет 16-31% [12].

В число часто регистрируемых радионуклидов в источниках выбросах АЭС входят 12 радионуклидов: ^{24}Na , ^{51}Cr , ^{54}Mn , ^{58}Co , ^{59}Fe , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{95}Nb , ^{95}Zr , $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{133}I , ^{134}Cs . Эпизодически могут быть идентифицированы еще 8 радионуклидов: ^{91}Sr , ^{103}Ru , $^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{124}Sb , ^{138}Cs , ^{140}Ba , ^{140}La , ^{144}Ce .

Полученные в ходе РТО данные о значениях ОА радионуклидов в источниках выбросов каждой АЭС позволили провести расчет годовой эффективной дозы критической группы населения и определить вклад каждого радионуклида в создаваемое облучение. Результаты оценки годовой эффективной дозы и вклады различных радионуклидов в дозу для местного населения в районе расположения российских АЭС от постоянных выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух представлены в табл. 3. В таблице представлены как традиционно контролируемые радионуклиды (^{60}Co , ^{131}I , ^{134}Cs , ^{137}Cs), так и вновь включенные в программы контроля ^3H , ^{14}C . Облучение от каждого изотопа ИРГ рассчитано по отдельности, но в табл. 3 представлена суммарная доза от каждого радиоактивного изотопа ИРГ. Не представленные в табл. 3 вклады в облучение населения от идентифицированных в выбросах радионуклидов объединены в столбце «Остальные радионуклиды».

Таблица 3. Годовые дозы местного населения в районе российских АЭС, связанные с выбросами радионуклидов в атмосферу и вкладом различных радионуклидов в годовые дозы.

АЭС	Годовая эффективная доза, Зв/год	Вклад радионуклида в годовую эффективную дозу, %							
		Все ИРГ	^3H	^{14}C	^{60}Co	^{131}I	^{134}Cs	^{137}Cs	Остальные радионуклиды
Балаковская	$1,89 \cdot 10^{-7}$	22,8	26,2	50,2	0,6	<0,1	<0,1	0,1	<0,1
Белоярская	$1,58 \cdot 10^{-7}$	31,3	7,5	32,6	2,8	<0,1	2,0	23,8	<0,1
Билибино	$9,57 \cdot 10^{-7}$	0,2	1,6	97,8	0,4	<0,1	<0,1	<0,1	<0,1
Калининская	$6,71 \cdot 10^{-7}$	4,7	15,1	77,8	0,6	<0,1	0,1	1,6	0,1
Кольская	$7,26 \cdot 10^{-8}$	38,4	31,9	19,1	3,3	<0,1	0,1	4,7	2,5
Курская	$6,25 \cdot 10^{-6}$	22,3	1,1	31,0	27,0	0,8	1,1	14,4	2,3
Ленинградская	$5,16 \cdot 10^{-6}$	31,3	2,5	53,4	5,9	<0,1	0,9	4,2	1,8
Н.Воронежская	$5,50 \cdot 10^{-7}$	15,9	55,1	19,0	0,8	0,3	0,9	6,0	2,0
Ростовская	$6,79 \cdot 10^{-8}$	20,5	57,8	20,4	0,1	<0,1	0,5	0,5	0,2
Смоленская	$5,87 \cdot 10^{-6}$	13,6	0,6	85,6	0,1	<0,1	<0,1	<0,1	0,1

Оценка годовой эффективной дозы облучения на основе данных РТО, включающих результаты измерения ранее не контролируемых радионуклидов, подтвердила пренебрежимо малое радиационное воздействие (менее 10^{-5} Зв/год) от выбросов радиоактивных веществ на население при нормальной эксплуатации всех российских АЭС. Минимальное воздействие (менее 10^{-7} Зв/год) оказывают Ростовская и Кольская АЭС с реакторными установками ВВЭР. Среди российских атомных станций максимальные значения радиационного воздействия источников выбросов на населения определены для Курской, Смоленской и Ленинградской АЭС с реакторными установками РБМК.

Данные табл. 3 показывают, что выбросы ИРГ атомными электростанциями России определяют существенную долю облучения критической группы населения. Исключение составляют выбросы ИРГ Билибинской АЭС, формирующие не более 0,2% годовой эффективной дозы. Полученные результаты подтверждают необходимость нормирования и контроля выбросов радиоактивных изотопов Ag, Kr, Xe.

Оценки вклада идентифицированных радионуклидов в облучение населения

показали объективность рекомендаций МАГАТЭ необходимость включения в число контролируемых радионуклидов ^3H и ^{14}C [9]. Наибольший вклад в облучение населения от выбросов трития установлен для АЭС с реакторными установками ВВЭР от 15% (Калининская АЭС) до 58% (Ростовская АЭС). Радиоуглерод является доминирующим фактором облучения населения от выбросов в атмосферный воздух уран-графитовых реакторов: до 98% для реактора ЭГП-6 (Билибинской АЭС), до 86% для реакторов РБМК-1000 (Смоленская АЭС). Выбросы ^{14}C атомными станциями с реакторными установками ВВЭР создают от 19% (Нововоронежская АЭС) до 78% (Калининская АЭС) годовой эффективной дозы критической группы населения.

Полученные данные подтвердили ранее сделанные выводы о том, что традиционно контролируемые в выбросах АЭС радионуклиды ^{60}Co , ^{131}I , ^{134}Cs , ^{137}Cs , не являются доминирующим фактором, но входят в число радионуклидов, формирующих 99% облучения от выбросов АЭС [7]. Результаты выполненного РТО показали необходимость включения в число нормируемых и контролируемых радионуклидов ^{90}Sr , так как для отдельных АЭС этот радионуклид вошел в число основных дозообразующих.

Основным итогом выполненного РТО каждого источника выброса всех российских АЭС стал впервые обоснованный перечень радионуклиды определяющих не менее 99% годовой эффективной дозы критической группы населения. Сформированный перечень включает 15 радионуклидов: ^3H , ^{14}C , ^{24}Na , ^{41}Ar , ^{54}Mn , ^{60}Co , $^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{87}Kr , ^{88}Kr , ^{90}Sr , ^{131}I , ^{133}Xe , ^{135}Xe , ^{134}Cs , ^{137}Cs .

4. Заключение

Использованные для проведения РТО новые материалы, приборы и методы позволили идентифицировать в выбросах российских АЭС 31 радиоактивный изотоп. Количество идентифицированных радионуклидов в источниках выбросов специфично для каждого типа реакторной установки АЭС. Максимальное количество наименований различных радионуклидов (до 26) поступает в атмосферу из источников АЭС с реакторными установками РБМК. Для самых распространенных типов эксплуатируемых реакторных установок ВВЭР количество идентифицируемых радионуклидов достигает 16. Доминирующие радиоактивные вещества в выбросах АЭС состоят из ИРГ, газообразных соединений изотопов иода, газообразных соединений ^{14}C , паров воды и органических соединений ^3H , аэрозолей гамма-излучающих радионуклидов и аэрозолей ^{90}Sr .

Широкомасштабное радиационно-техническое обследование всех очевидных и потенциальных источников поступления радиоактивных веществ при нормальной эксплуатации каждой российской атомной электростанции впервые позволило определить основные дозообразующие радионуклиды, формирующие не менее 99% годовой эффективной дозы критической группы населения. Несмотря на различный радионуклидный состав выбросов различных источников атомных станций с различными типами реакторных установок, основные дозообразующие радионуклиды универсальны для всех АЭС: ^3H , ^{14}C , ^{24}Na , ^{41}Ar , ^{54}Mn , ^{60}Co , $^{85\text{m}}\text{Kr}$, ^{87}Kr , ^{88}Kr , ^{90}Sr , ^{131}I , ^{133}Xe , ^{135}Xe , ^{134}Cs , ^{137}Cs . Специфика каждой АЭС появляется в различном вкладе каждого из 15 радионуклидов в облучение населения.

Несмотря на кратное увеличение идентифицированных радионуклидов в источниках выбросов российских АЭС, оценка облучения критической группы населения показала пренебрежимо малое радиационное воздействие на население, менее 10 мкЗв/год. Тем не менее, для всех источников выбросов радиоактивных веществ при нормальной эксплуатации АЭС требуется определять предельное значение активности каждого радионуклида, поступающего в атмосферу.

Обоснованный в рамках РТО перечень основных дозообразующих радионуклидов включен в отраслевой стандарт эксплуатирующей организации, определяющий порядок разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ (ПДВ РВ) атомных станций в атмосферный воздух [24]. Органы регулирования и надзора в области радиационной безопасности учитывают результаты РТО при согласовании программ мониторинга и ПДВ РВ каждой АЭС России.

5. Список литературы

1. IAEA Safety Guide. Environmental and Source Monitoring for Purposes of Radiation Protection. RS-G-1.8. – IAEA, Vienna. – 2016.
2. Методика разработки и установления нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ в атмосферный воздух: утвержден и введен в действие Приказом Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору от 7 ноября 2012 г. № 639. – Текст непосредственный.
3. Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных станций. СанПиН 2.6.1.24-03. М.: 2003.
4. *Meinke W.W.* Offsite dose calculation manual guidance: standard radiological effluent controls for pressurized water reactors / *Meinke W.W.*, *Essig T.H.* // NUREG-1301. Washington, DC: US Nuclear Regulatory Commission, 1991. 113 p.
5. *Meinke W.W.* Offsite dose calculation manual guidance: standard radiological effluent controls for boiling water reactors / *Meinke W.W.*, *Essig T.H.* // NUREG-1302. Washington, DC: US Nuclear Regulatory Commission, 1991. 116 p.
6. Loyola de Palacio 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 // Official Journal of the European Union. 2004. No. 2, P. L2/36 - L2/46.
7. *Ekidin, A. A.* Identification of the Main Dose-Forming Radionuclides in NPP Emissions / *A. A. Ekidin, M. V. Zhukovskii, M. E. Vasyanovich* // *Atomic Energy*. – 2016. – Vol. 120, No. 2. – P. 134–137. – DOI 10.1007/s10512-016-0107-x. – EDN WWGFLD.
8. Перечень загрязняющих веществ, в отношении которых применяются меры государственного регулирования в области охраны окружающей среды. Утв. распоряжением Правительства РФ от 08.07.2015 № 1316-р.
9. INPRO Methodology for Sustainability Assessment of Nuclear Energy Systems: Environmental Impact. IAEA Nucl. En. Ser. NG-T-3.15. Vienna: IAEA, 2016.
10. Особенности мониторинга радиоактивных аэрозолей и газов. Тенденции развития аналитических фильтрующих материалов / *И. А. Капустин, Ю. Н. Филатов, И. Ю. Филатов, А. В. Рагуткин* // *Вопросы радиационной безопасности*. – 2016. – № 3(83). – С. 36–41. – EDN WTPQZR.
11. Совершенствование методов контроля йода-131 в выбросах атомных станций / *Екидин А.А., Васянович М.Е., Капустин И.А., Филатов И.Ю.* // *Вопросы радиационной безопасности*. – 2016. – № 3(83). – С. 17–24.
12. Поступление радиоактивного йода в атмосферу при нормальной эксплуатации АЭС / *Екидин А.А., Антонов К.Л., Васянович М.Е. и др.* // *Радиохимия*. – 2019. – № 3. – С. 251-262.
13. *Васянович М.Е., Васильев А.В., Екидин А.А., Антонов К.Л.* Программное обеспечение для расчета объемной активности органического и элементарного I-131. Свидетельство о регистрации программы для ЭВМ RU 2018664386, 15.11.2018. Заявка № 2018619557 от 07.09.2018.
14. *Васянович М.Е., Екидин А.А.* Способ измерения объемной активности инертных радиоактивных газов техногенного происхождения. Патент на изобретение RU 2714085 С1, 2020.

15. Поступление трития в атмосферу с выбросами АЭС с ВВЭР и оценка дозы облучения населения / Крышев А.И., Васянович М.Е., Екидин А.А., Филатов Ю.Н., Мурашова Е.Л. // Атомная энергия. – 2020. Т. 128. – № 6. – С. 333-336.
16. Оценка поступления трития в атмосферу из брызгальных бассейнов Балаковской АЭС в холодный период / Екидин А.А., Антонов К.Л., Васильев А.В., Васянович М.Е. и др. // Ядерная и радиационная безопасность. – 2017. – № 3 (85). – С. 35-46.
17. *Vasilyev, A.* Conservative tritium exposure assessment in the atmosphere from the spray ponds of the Balakovo NPP / *Vasilyev A., Ekidin A., Vasyanovich M., et al* // *Fusion Science and Technology*. – 2020. – Vol. 76. № 4. – P. 526-535.
18. Анализ возможности поступления трития в атмосферу из баков запаса дистиллята (на примере Балаковской АЭС) / Екидин А.А., Васильев А.В., Васянович М.Е., Ковязин В.Л. и др. // Вопросы радиационной безопасности. – 2019. – № 1 (93). – С. 16-24.
19. Оценка дозы облучения населения от выброса ^{14}C АЭС с РБМК-1000 и ЭГП-6 / Крышев А.И., Крышев И.И., Васянович М.Е., Екидин А.А., Капустин И.А., Мурашова Е.Л. // Атомная энергия. – 2020. Т. 128. – № 1. – С. 46-52.
20. Метод жидкой сцинтилляции для определения объемной активности стронция-90 в источниках выброса / Мурашова Е.Л., Антушевский А.С., Васянович М.Е., Екидин А.А. // АНРИ. – 2019. – № 1 (96). – С. 17-26.
21. Новые нетканые материалы и их применение для анализа и защиты от радиоактивных аэрозолей / Белгородский В.С., Будыка А.К., Бокова Е.С., Капустин И.А. и др. // Известия высших учебных заведений. Технология текстильной промышленности. – 2021. – № 1 (391). – С. 73-82.
22. *Kapustin, I. A.* Thermal Destruction of Nonwoven Filter Materials from Polystyrene and Polymethyl Methacrylate / *I. A. Kapustin, I. Y. Filatov, Y. N. Filatov* // *Fibre Chemistry*. – 2013. – Vol. 44, No. 6. – P. 377–380. – DOI 10.1007/s10692-013-9464-6. – EDN RFARMN.
23. *Eckerman, K. F.* External exposure to radionuclides in air, water, and soil / *K. F. Eckerman, J. C. Ryman* // *Federal Guidance Report*. – 1993. – No. 12. – EPA-402-R-93-081. – Oak Ridge (TN), ORNL.
24. Разработка и установление нормативов предельно допустимых выбросов радиоактивных веществ атомных станций в атмосферный воздух (Методика МТ 1.2.1.15.1176–2016): утверждена и введена в действие АО «Концерн Росэнергоатом» от 16 нояб. 2016 г. № 9/1472-П.
25. Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards // IAEA Safety Standards Series. No. GSR. Part 3. – IAEA, Vienna. – 2014.
26. Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment // IAEA Safety report series. – No. 19. – 2001. – IAEA, Vienna. – 2001.
27. *Десятков Д.Д.* Оценка поступления трития в окружающую среду от выбросов АЭС / Десятков Д.Д., Екидин А.А. // Биосферная совместимость: человек, регион, технологии. 2018. № 1 (21). С. 88-96.
28. Назаров Е.И., Екидин А.А., Васильев А.В. Оценка поступления углерода-14 в атмосферу, обусловленного выбросами АЭС. Известия высших учебных заведений. Физика. 2018. Т. 61. № 12-2 (732). С. 67-73.
29. Пыркова А.А., Екидин А.А., Антонов К.Л. Поступление инертных радиоактивных газов в атмосферу при нормальной эксплуатации АЭС. В сб.: 6-я Межд. молодежная научн. конф., посв. 70-летию основания Физико-технологического института УрФУ. Екатеринбург, 2019. С. 279-287.
30. Самбуров А.Е., Екидин А.А., Васянович М.Е. Радионуклиды в выбросах Белоярской АЭС при нормальной эксплуатации. – В сб.: 6-я Межд. молодежная научн. конф., посв. 70-летию основания Физико-технологического института УрФУ. Екатеринбург, 2019, с. 298–308.