

А.А. Молоканов, Б.А. Кухта, Е.Ю. Максимова
**СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ПОДХОДОВ
К НОРМИРОВАНИЮ И КОНТРОЛЮ ВНУТРЕННЕГО ОБЛУЧЕНИЯ ПЕРСОНАЛА**

Федеральный медицинский биофизический центр имени А.И. Бурназяна ФМБА России, Москва

Контактное лицо: Андрей Алексеевич Молоканов, e-mail: andrei.molokanov@gmail.com

РЕФЕРАТ

Цель: Гармонизация системы нормирования внутреннего облучения персонала и основных требований к обеспечению радиационной безопасности с международными требованиями и рекомендациями.

Материал и методы: Рассмотрены вопросы, связанные с развитием подходов к нормированию и контролю внутреннего облучения персонала, которое происходило в процессе эволюции рекомендаций МКРЗ и Норм радиационной безопасности. Предметом анализа являются нормируемые величины: основные дозовые пределы для персонала и производные от них допустимые уровни, а также, напрямую связанные с нормированием, методы контроля внутреннего облучения персонала, цель которого – определение степени соблюдения принципов радиационной безопасности и требований нормативов, включая неперевышение установленных основных пределов доз и допустимых уровней. В качестве числового примера рассмотрены допустимые уровни ингаляционного поступления нерастворимых соединений (диоксида) плутония-239.

Результаты: На основе анализа подходов к нормированию и контролю внутреннего облучения персонала за период с 1959 по 2019 годы показано, что качественная смена подхода к нормированию облучения персонала и населения произошла в 1990-х годах за счет уменьшения числа контролируемых нормируемых величин путем введения единой для всех видов облучения величины дозового предела в единицах эффективной дозы E , которая учитывает различную чувствительность органов и тканей в возникновении стохастических эффектов радиации (W_T), используя при этом принятые ранее понятия эквивалентной дозы H и групп критических органов. Из проведенного анализа следует, что ожидаемая эффективная доза является линейным отображением поступления, связывающим эти две величины через дозовый коэффициент, не зависящий от периода времени, в течение которого произошло поступление, и отображающий определенные условия воздействия радионуклида на организм человека (пути поступления, параметров аэрозолей, паров и газов, и типов соединений радионуклида). Показано также, что введенное впервые в публикациях МКРЗ OIR 2015-2019 годов эталонное значение функции $z(t)$, связывающей измеренное значение активности в органе (ткани) или в продуктах выведения с ожидаемой эффективной дозой E для эталонного лица, позволяет стандартизировать способ измерения нормируемой величины эффективной дозы. На основе проведенного сравнения уровней содержания плутония в суточном количестве мочи и в легких, которые должны наблюдаться при постоянном ежегодном поступлении радионуклида в количестве равном пределу годового поступления (ПП), используемому в разное время в соответствии с принятыми в то время нормами, показано, что ПП для современных моделей создает немного меньший по сравнению с моделями предыдущего поколения уровень облучения легких (в среднем в 2 раза) и пропорционально меньший уровень выведения плутония с мочой (в среднем в 1,4 раза) для стандартного типа нерастворимых соединений плутония S. Однако для специально выделенного нерастворимого соединения плутония, PuO₂, уровень выведения плутония с мочой существенно отличается в меньшую сторону (в среднем в 11,5 раз) по сравнению с моделями предыдущего поколения.

Заключение: При практическом внедрении новых моделей МКРЗ OIR, в частности для PuO₂, следует проводить дополнительные исследования поведения нерастворимых промышленных соединений плутония в организме человека. Кроме этого, следует использовать дополнительные возможности контроля поступления плутония путем измерения в теле человека радионуклида Am-241, являющегося дочерним продуктом распада Pu-241. Для определения уровня выведения плутония с мочой следует применять наиболее чувствительные методы измерения, имеющие порог чувствительности порядка долей мБк в СКМ для соединений типа S и на еще порядок ниже для соединений типа PuO₂. Это может потребовать разработки и внедрения в практику контроля биокинетических моделей, описывающих ускоренное выведение плутония при применении специальных препаратов.

Ключевые слова: ожидаемая эффективная доза, годовая эквивалентная доза на критический орган, нормирование, нормы радиационной безопасности, контроль внутреннего облучения, персонал, биокинетическая модель, дозиметрическая модель

Для цитирования: Молоканов А.А., Кухта Б.А., Максимова Е.Ю. Сравнительный анализ подходов к нормированию и контролю внутреннего облучения персонала // Медицинская радиология и радиационная безопасность. 2021. Т.66. №6. С. 102–110

DOI: 10.12737/1024-6177-2021-66-6-102-110

Введение

Нормирование – это процесс установления предельно допустимых или оптимальных нормативных значений в различных сферах деятельности. Нормы радиационной безопасности применяются для обеспечения безопасности человека во всех условиях воздействия на него ионизирующего излучения искусственного и природного происхождения. Главной целью радиационной безопасности является охрана здоровья населения от вредного воздействия ионизирующего излучения путем соблюдения основных принципов и норм радиационной безопасности. Радиационный контроль является важнейшей частью обеспечения радиационной безопасности и имеет своей целью определение степени соблюдения принципов радиационной безопасности и требований нормативов, включая неперевышение установленных основных пределов доз и допустимых уровней [1]. В этой связи, контроль облучения персонала, как составная часть радиационного контроля, напрямую связан с нормированием, а задачей контроля является оценка индивидуальных значений уровня облучения персонала для сравнения его с нормируемыми величинами: основными пределами доз и допустимыми уровнями.

Основу системы радиационной безопасности, формулируемой в Нормах радиационной безопасности, составляют современные международные научные рекомендации и отечественный опыт развития системы нормирования в области радиационной безопасности. Так в 1948 году были утверждены «Общие санитарные нормы и правила по охране здоровья работающих на объектах комбината № 817» (ныне ПО «Маяк»), а в 1950 году изданы «Временные общие санитарные нормы и правила по охране здоровья работающих с радиоактивными веществами» [2]. Эти нормы допускали максимальные дозовые нагрузки до 0,1 Рентген в сутки (1 мЗв в сутки) или до 30 Рентген в год (300 мЗв/год). В 1954 году предел дозы в нормальных условиях работы уменьшили до 15 Рентген /год, а в 1960 году до 5 Рентген /год, и далее эта норма действовала до 1996 года, в документах НРБ-69, НРБ-76 и НРБ-76/87 [3], после которого, в связи с изменением концепции нормируемых дозовых величин, произошла замена дозовых пределов в документах НРБ-96, НРБ-99 и НРБ-99/2009 [1, 4].

В настоящее время, в соответствии с Нормами радиационной безопасности НРБ-99/2009 (далее Нормы) [1], нормируемой величиной, является основной предел дозы (ПД), в качестве которого, в частности для внут-

ренного облучения, используется ожидаемая эффективная доза (ОЭД), ограниченная пределами: 20 мЗв/год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год. Между тем, в 2007 году вышла Публикация 103 МКРЗ [5], заменившая Публикацию 60 МКРЗ 1990 года [6], и запустившая новый цикл обновления международных рекомендаций по радиационной защите персонала и населения от воздействия источников ионизирующего излучения. В частности, в области внутреннего облучения персонала была разработана серия Публикаций МКРЗ 130/2015, 133/2016, 134/2016, 137/2017 и 141/2019 [7-11], в которых учтены изменения в базовых величинах, используемых в области радиационной защиты, введенные в Публикации 103 МКРЗ, и пересмотрены значения стандартных (reference) дозовых коэффициентов, биокинетических и дозиметрических моделей, а также справочные данные для стандартного человека.

В данной статье приводится анализ изменений подходов к нормированию и контролю внутреннего облучения персонала, которые происходили в процессе эволюции Норм радиационной безопасности (от НРБ-69/1969 до НРБ-99/2009). Также рассмотрены современные подходы к нормированию и контролю внутреннего облучения персонала, изложенные в упомянутой выше серии публикаций МКРЗ, с целью подготовки материалов для гармонизации и совершенствования системы нормирования внутреннего облучения персонала с международными требованиями и рекомендациями. В качестве числового примера рассмотрены допустимые уровни ингаляционного поступления двуокиси плутония-239.

Хронология развития подходов к нормированию

Международная комиссия по радиологической защите (МКРЗ) была создана в 1928 году на Втором Международном Радиологическом Конгрессе в ответ на растущую озабоченность по поводу эффектов ионизирующего излучения, наблюдаемых в медицинском сообществе (<https://www.icrp.org>). Тогда же были приняты первые международные рекомендации по защите персонала при работе в условиях облучения рентгеновским излучением и радием [12]. В то время МКРЗ назывался Международным комитетом по защите от рентгеновского излучения и радия (IXRPC), но был реорганизован, чтобы лучше учитывать использование ионизирующего излучения за пределами медицинской области, и получил свое нынешнее название в 1950 году. К этому времени Международные рекомендации по радиологической защите были пересмотрены МКРЗ на Шестом Международном Радиологическом Конгрессе [13]. Они дали начало серии публикаций МКРЗ, начиная с 1959 года [14], в которых происходило развитие основных принципов и норм радиационной безопасности (рис. 1).

На рис. 1 отмечены основные этапы обновления Международных рекомендаций по радиологической защите и параллельное обновление Норм радиационной безопасности. Первые Нормы радиационной безопасности НРБ-69 [15], разработанные национальной Комиссией по радиационной защите (НКРЗ), были утверждены в августе 1969 года. В их основу положены рекомендации МКРЗ 1959 [14] и 1960 г. [16], пересмотренные в 1964 г. [17] и в 1966 году [18]. В НРБ-69 были установлены три категории облучаемых лиц: *Категория А* – персонал; *Категория Б* – отдельные лица из населения, то есть люди, проживающие на наблюдаемой территории, где возможно превышение установленных доз и где ведется контроль за радиационной обстановкой; *Категория В* – население в целом при оценке генетически значимой дозы облучения. Для ограничения внутреннего и внешнего облучения введены предельно допустимые дозы (ПДД) для групп критических органов (КО). Для ограничения внутреннего облучения персонала введены предельно



Рис. 1. Хронология появления документов по радиационной безопасности и основных понятий, используемых для нормирования внутреннего облучения персонала

Fig. 1. Chronology of the appearance of documents on radiation safety and basic concepts used to standardize the internal radiation exposure of workers

допустимые поступления (ПДП) радионуклидов внутрь организма, а также допустимое содержание радионуклидов в критическом органе (ДС), создающее допустимую дозу облучения этого органа. Кроме этого, в НРБ-69 приведены значения среднегодовых допустимых концентраций радионуклидов (ДК), которые исключили понятие предельно допустимой концентрации (ПДК), используемое ранее [19]. До 1991 года указанный выше подход к контролю внутреннего облучения персонала сохранялся в международных рекомендациях и в Нормах радиационной безопасности (НРБ-69, НРБ-76 и НРБ-76/87), начиная с Публикации 42 МКРЗ, затем окончательно в Публикации 60 МКРЗ и параллельно в НРБ-96 (НРБ-99, НРБ-99/2009) произошла качественная смена подхода к нормированию (рис. 1), прежде всего, за счет нового формирования дозовых пределов. Был введен предел дозы (ПД) в единицах эффективной дозы, объединившей в себе эквивалентные дозы на органы (ПДД) и группы критических органов (КО). Соответственно, были исключены группы критических органов и допустимое содержание радионуклидов в критическом органе (ДС). Группы критических органов, по сути, были заменены на взвешивающие коэффициенты для тканей и органов при расчете эффективной дозы (W_T)¹. Предельно допустимые поступления (ПДП) радионуклидов внутрь организма заменены на предел годового поступления (ПГП). Среднегодовые допустимые концентрации радионуклидов (ДК) остались, но в переименованном виде – как допустимая среднегодовая объемная активность (ДООА). Категории облучаемых лиц А, Б и В заменены на категории *персонал* (лица, работающие с техногенными источниками ионизирующего излучения – *группа А*, или находящиеся по условиям работы в сфере их воздействия – *группа Б*) и *население* (все лица, включая персонал вне работы с источниками ионизирующего излучения).

Основные дозовые пределы

Для сравнения подходов к нормированию и контролю внутреннего облучения персонала рассмотрим основные дозовые пределы и другие нормируемые величины, используемые до 1991 года и после (рис.1), на примере НРБ-76/87 [3] и НРБ-99/2009 [1] (табл. 1). Как видно из табл.1, в НРБ-76/87 основные дозовые пределы устанавливаются для индивидуальной максимальной эквивалентной дозы в критических органах, которые разделены на три группы в порядке убывания радиочувствительности:

I группа — все тело, гонады и красный костный мозг;

II группа — мышцы, щитовидная железа, жировая ткань, печень, почки, селезенка, желудочно-кишечный тракт, легкие, хрусталик глаза, другие органы, за исключением тех, которые относятся к I и III группам;

¹ множители, на которые умножают эквивалентную дозу в органах и тканях, используемые в радиационной защите для учета различной чувствительности органов и тканей в возникновении стохастических эффектов радиации [1].

III группа — кожный покров, костная ткань, кисти, предплечья, лодыжки и стопы.

В НРБ-99/2009 основной дозовый предел для персонала устанавливается для годовой эффективной дозы, под которой подразумевается сумма эффективной дозы внешнего облучения, полученной за календарный год, и ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения, обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год. Дополнительно устанавливаются дозовые пределы для эквивалентной дозы за год в хрусталике глаза, коже, кистях и стопах. Допускается одновременное облучение до указанных пределов по всем нормируемым величинам. Группы критических органов в явном виде не присутствуют в таблице основных дозовых пределов (за исключением хрусталика глаза, кожи, кистей и стоп), однако, при расчете эффективной дозы используют взвешивающие коэффициенты для 4-х групп тканей и органов (W_T), которые учитывают различную чувствительность органов и тканей в возникновении стохастических эффектов радиации (табл. 2).

Нормируемые величины

Нормируемыми величинами являются основные дозовые пределы и допустимые уровни. Основные дозовые пределы для персонала приведены выше в табл. 1. Допустимые уровни – это производные нормативы для поступления радионуклидов в организм человека за календарный год, усредненных за год мощности эквивалентной дозы, содержания радионуклидов в организме, их концентрации (объемной активности) в воздухе, и т.д., рассчитанные из значений основных дозовых пределов [3]. В табл. 3 дано определение нормируемых величин, используемых для контроля внутреннего облучения персонала, в НРБ-76/87 и в НРБ-99/2009.

Из табл. 1 – 3 можно сделать вывод, что качественная смена подхода к нормированию облучения персонала и населения произошла за счет уменьшения числа контро-

лируемых нормируемых величин путем введения единой для всех видов облучения величины дозового предела в единицах эффективной дозы E , которая учитывает различную чувствительность органов и тканей в возникновении стохастических эффектов радиации (W_T), используя при этом принятые ранее понятия эквивалентной дозы H и групп критических органов. Если ранее в НРБ-76/87 при сочетанном воздействии внешнего и внутреннего облучения должны были выполняться одновременно три разных условия (1) – (3), то в НРБ-99/2009 при сочетанном воздействии внешнего и внутреннего облучения должно выполняться одно условие (4):

$$\frac{H_{M\Sigma}}{ПДД} + \sum_j \frac{P_j}{ПДП_j} \leq 1 \tag{1}$$

– для максимальной эквивалентной дозы в критическом органе смешанного внешнего излучения за год, $H_{M\Sigma}$ и поступления радионуклида j за год P_j ($ПДП_j$ – значение предельно допустимого поступления радионуклида j),

$$\frac{(H)_{M\Sigma}}{ДМДА} + \sum_j \frac{K_j}{ДКА_j} \leq 1 \tag{2}$$

– для среднегодовой мощности ($H)_{M\Sigma}$ максимальной эквивалентной дозы и среднегодовых концентраций K_j радионуклидов в воздухе рабочей зоны ($ДКА_j$ – значение допустимой концентрации радионуклида j),

$$\frac{(H)_{M\Sigma}}{ДМДА} + \sum_j \frac{C_j}{ДСА_j} \leq 1 \tag{3}$$

– для среднегодовой мощности ($H)_{MS}$ максимальной эквивалентной дозы и среднегодового содержания C_j радионуклидов в организме ($ДСА_j$ – значение допустимого содержания радионуклида j),

$$E_{внеш} + E(\tau = 50) \leq ПД \tag{4}$$

$E(\tau = 50)$ – ожидаемая эффективная доза за время $\tau = 50$ лет.

При этом, допустимые уровни в НРБ-99/2009 – предел годового поступления (ППП) и допустимая среднегодовая объемная активность ($ДОА_{ПЕРС}$) используют для оперативного контроля и оптимизации уровня облучения персонала на рабочих местах.

Таблица 1

Основные дозовые пределы для персонала, используемые в НРБ-76/87 и НРБ-99/2009
Dose limits for workers used in NRB-76/87 and NRB-99/2009

НРБ-76/87		НРБ-99/2009		
Предельно допустимая доза за год (ПДД) – такое наибольшее значение индивидуальной эквивалентной дозы за календарный год, при котором равномерное облучение в течение 50 лет не может вызвать в состоянии здоровья неблагоприятных изменений, обнаруживаемых современными методами.		Предел дозы (ПД) – значение эффективной или эквивалентной дозы техногенного облучения персонала за счет нормальной эксплуатации радиационного объекта, которое не должно превышать. Соблюдение предела годовой дозы предотвращает возникновение детерминированных эффектов, а вероятность стохастических эффектов сохраняется при этом на приемлемом уровне.		
Основные дозовые пределы для персонала		Основные дозовые пределы для персонала		
Дозовые пределы внешнего и внутреннего облучения, бэр** за год	Группа критических органов			персонал (группа А)*
	I	II	III	
Предельно допустимая доза для категории А*, ПДД.	5	15	30	Эффективная доза
*Для категории В значение ПДД равно 1/10 значения ПДД для категории А. ** 1 бэр = 10 мЗв.		Эквивалентная доза за год в хрусталике глаза коже кистях и стопах		
		150 мЗв 500 мЗв 500 мЗв		
		*Основные пределы доз персонала группы В, равны 1/4 значений для персонала группы А.		

Таблица 2

Взвешивающие коэффициенты для тканей и органов при расчете эффективной дозы, используемые в НРБ-99/2009
Tissue weighting factors for organs applying in NRB-99/2009 to determine the effective dose

Ткань	W_T	$\sum W_T$
Костный мозг (красный), толстый кишечник, легкие, желудок	0,12	0,48
Гонады	0,2	0,2
Мочевой пузырь, грудная железа, печень, пищевод, щитовидная железа, остальные ткани*	0,05	0,05
Клетки костных поверхностей, кожа	0,01	0,01
	Итого	1,00

Примечание: *«Остальные ткани» включают надпочечники, головной мозг, экстраоральной отдел органов дыхания, тонкий кишечник, почки, мышечную ткань, поджелудочную железу, селезенку, вилочковую железу и матку.

Необходимо отметить, что условия (1) – (3) в НРБ-76/87 не являются равнозначными. Из определений допустимых уровней ПДП, ДК (табл. 3) следует, что для долгоживущих радионуклидов, не достигающих равновесного содержания в критическом органе в течение жизни (Ra-226, Sr-90, Th-232, Pu-239 и некоторые другие) числовые значения ПДП и ДК рассчитывают, исходя из условия, чтобы ДС и дозовые пределы достигались лишь к концу профессиональной работы (за 50 лет для персонала) [3]. Таким образом, если при воздействии только внутреннего облучения выполняется равенство $\sum_i (P_i/PDP_i) = 1$ в условии (1), то условие (3): $\sum_i (C_i/DC_{Ai}) \leq 1$, выполняется автоматически, но если выполняется равенство $\sum_i (C_i/DC_{Ai}) = 1$ в условии (3) раньше, чем к концу профессиональной работы, то условие (1) будет нарушено (то есть допустимый уровень ПДП будет превышен: $\sum_i (P_i/PDP_i) > 1$). В этом случае продолжение работы в условиях потенциального поступления радионуклидов невозможно до тех пор, пока содержание в критическом органе не станет меньше ДС на величину достаточную для того, чтобы дозовый предел ПДД при последующей работе (допускающей поступление радионуклидов в допустимых пределах, равных ПДП) не был превышен.

С другой стороны, выполнение одного условия (1) для внутреннего облучения является достаточным (при выполнении условия (1), условия (2) и (3) выполняются автоматически), и оно преобразуется в условие (4) с учетом того, что, как будет показано далее, ожидаемая эффективная доза является линейным отображением поступления: $E(50) = I \times e(50)$, где $e(50)$ – дозовый коэффициент, не зависящий от периода времени, в течение которого произошло это поступление, и отображающий определенные условия воздействия радионуклида на организм человека (пути поступления, параметров аэрозолей, паров и газов, и типов соединений радионуклида). По сути, ожидаемая эффективная доза – это поступление, выраженное в дозовых единицах. При этом, поступление –

это инвариантная физическая величина, а ожидаемая эффективная доза является биофизической величиной, зависящей от используемых биокинетических и дозиметрических моделей, определяющих значение дозового коэффициента $e(50)$.

Взаимосвязь нормируемых величин

Задачей индивидуального дозиметрического контроля (ИДК) является оценка индивидуальных значений уровня облучения в единицах нормируемых величин: пределов доз и допустимых уровней. Причиной внутреннего облучения человека является поступление I радионуклида внутрь организма, в результате которого происходит инкорпорация радионуклида в органе или ткани, количественно определяемая величиной его активности A_T , которую математически можно связать с величиной поступления I при помощи биокинетической модели, описывающей кинетику обмена радионуклида в органах и тканях после его поступления внутрь организма. Биокинетическая модель позволяет определить так называемую функцию удержания или функцию выведения $m(t)$, представляющую собой относительную долю активности радионуклида, удержанного в органе (или ткани) или выведенного из организма на заданный момент времени t после однократного поступления радионуклида I . В результате, поступление I и активность (содержание) радионуклида $A_T(t)$ в органе или ткани или продуктах выведения в момент времени t после однократного поступления связаны соотношением: $A_T(t) = I \times m(t)$ или $I = A_T(t)/m(t)$ (рис. 2).

Для определения эквивалентной дозы H используют дозиметрическую модель (компьютерный фантом человека), позволяющую рассчитать удельную эффективную энергию $SEE(T \leftarrow S)$, которая представляет собой суммарную поглощенную энергию в органе-мишени T на единицу ядерного превращения радионуклида в органе-источнике S с учетом коэффициента качества излучения w_r . Эквивалентную (ожидаемую для внутреннего облучения) дозу $H_T(t)$ за время t , прошедшее после поступления

Таблица 3 Нормируемые величины, используемые в НРБ-76/87 и НРБ-99/2009 для контроля внутреннего облучения персонала Standardized values used in NRB-76/87 and NRB-99/2009 to control the internal radiation exposure of workers

НРБ-76/87	НРБ-99/2009
<p>Эквивалентная доза H^* равна произведению поглощенной дозы D на средний коэффициент качества ионизирующего излучения \bar{k} в данном элементе объема биологической ткани:</p> $H = D \times \bar{k}$ <p>Единица эквивалентной дозы – бэр (0,01 Зв=10 мЗв). * Эквивалентная доза – основная дозиметрическая величина в области радиационной безопасности, введенная для оценки возможного ущерба здоровью человека от хронического воздействия ионизирующего излучения произвольного состава при значении H за календарный год не более 5 ПДД.</p> <p>Предельно допустимое поступление радионуклида (ПДП) – такое поступление радионуклида в течение календарного года (для персонала категории А), которое за последующие 50 лет создает в критическом органе максимальную эквивалентную дозу*, равную предельно допустимой дозе (ПДД). * При ежегодном поступлении на уровне ПДП максимальная эквивалентная доза за любой календарный год будет равна или меньше ПДД в зависимости от времени достижения равновесного содержания радионуклида в организме.</p> <p>Допустимое содержание (ДС) – такое усредненное за год содержание радионуклида в организме (критическом органе), при котором максимальная эквивалентная доза за календарный год равна ПДД.</p> <p>Допустимая концентрация (ДК) – допустимый уровень объемной активности радионуклида в воздухе рабочей зоны. Численно равна отношению ПДП к объему воздуха V, с которым радионуклид поступает в организм на протяжении календарного года: $DK_A = PDP/V_A$ Для лиц категории А стандартное значение $V_A = 2,5 \cdot 10^6$ л/год ($2,5 \cdot 10^3$ куб. м в год.)</p>	<p>Эффективная доза E^* равна сумме произведений эквивалентной дозы в органах и тканях H_T на соответствующие взвешивающие коэффициенты W_T:</p> $E = \sum_T W_T \times H_T$ <p>Единица эффективной дозы – зиверт (Зв). * Эффективная доза – величина, используемая (в области радиационной безопасности) как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения всего тела человека и отдельных его органов и тканей с учетом их радиочувствительности. Используется только в контролируемых условиях (до 200 мЗв в год).</p> <p>Ожидаемая эквивалентная $H_T(\tau)$ или эффективная $E(\tau)$ доза за время τ^*, прошедшее после поступления радиоактивных веществ в организм:</p> $E(\tau) = \sum_T W_T \times H_T(\tau), \text{ где}$ $H_T(\tau) = \int_{t_0}^{t_0+\tau} \dot{H}_T(t) dt$ <p>* Для персонала принято $\tau=50$ лет. Предельный годовой поступление (ПГП) – допустимый уровень поступления данного радионуклида в организм в течение года, который при монофакторном воздействии приводит к облучению условного человека ожидаемой дозой, равной пределу годовой дозы (ПД). Допустимая среднегодовая объемная активность (ДОА_{перс}) – допустимый уровень объемной активности радионуклида во вдыхаемом воздухе. Численно равна отношению ПГП к объему воздуха V, с которым радионуклид поступает в организм на протяжении календарного года: $DOA_{перс} = PGP/V_{перс}$ Для персонала стандартное значение $V_{перс} = 2,4 \cdot 10^3$ куб. м в год.</p>



Рис. 2. Взаимосвязь нормируемых величин: поступления I , содержания (активности) $A_T(t)$, эквивалентной $H_T(\tau)$ и эффективной $E(\tau)$ дозы с использованием биокинетической и дозиметрической моделей

Fig. 2. Calculation of standardized values: radionuclide intake I , tissue or organ content (activity) $A_T(t)$, equivalent dose $H_T(\tau)$ and effective dose $E(\tau)$ by using biokinetic and dosimetric models

I радионуклида в организм «условного человека», определяют используя полученные по биокинетической и дозиметрической моделям значения $m(t)$ и $SEE(T \leftarrow S)$. Эффективную (ожидаемую для внутреннего облучения) дозу $E(\tau)$ за то же время τ определяют, используя взвешивающие коэффициенты w_T , представленные в табл. 2.

Исходя из схемы вычисления нормируемых величин, приведенной на рис. 2, допустимое содержание (ДС) согласно определению (табл. 3), связано с предельно допустимой дозой на критический орган T (ПДД_T) для альфа-излучающего радионуклида, например Pu-239, для которого орган мишень является органом источником, то есть $T = S$, следующим соотношением:

$$ПДД_T = ДС_T(t) \times SEE(T \leftarrow T) \times \tau \quad (5)$$

где τ – период времени, равный 1 календарный год, если $ДС_T(t)$ выражено в Бк (расп/с), то t должно быть выражено в секундах (1год 3,15E+07= с), а $SEE(T \leftarrow S)$ в Зв/распад.

Предельно допустимое поступление ПДП для долгоживущих радионуклидов, не достигающих равновесного содержания в критическом органе в течение жизни, как отмечено выше, рассчитывают, исходя из условия, чтобы ДС достигались лишь к концу профессиональной работы. Для этого, по сути, нужно определить активность радионуклида в критическом органе к концу профессиональной работы, то есть через 50 лет после начала работы, при условии его хронического ежегодного поступления в количестве ПДП.

Предел годового поступления (ППП) связан с пределом дозы (ПД) соотношением:

$$ППП = ПД/e(\tau) \quad (6)$$

где τ - период времени, для персонала равный 50 лет, $e(\tau) = E(\tau)/I$ – дозовый коэффициент, выражающий значение

ожидаемой эффективной дозы в Зв/Бк на единичное поступление ($I=1$ Бк); так как I выражают в единицах Бк, а $E(\tau)$ в единицах Зв, то $e(\tau)$ выражают в единицах Зв/Бк, ПД выражают в единицах Зв, а ППП – в единицах Бк.

Как следует из рис. 2, значения нормируемых величин зависят от используемых биокинетической и дозиметрической моделей – изменение моделей влечет за собой изменение значений нормируемых величин. Используемые для целей радиационной защиты биокинетические и дозиметрические модели менялись в процессе получения и уточнения экспериментальных данных о метаболизме радионуклидов в организме человека [20–26], изучения связанных с возрастом и полом анатомических и физиологических характеристик различных групп людей для определения термина «условный человек» [27–28] и использования все более сложных эталонных (reference) вычислительных фантомов [23, 29]. В табл. 4 приведены значения пределов доз, допустимых уровней и дозовых коэффициентов в зависимости от используемых биокинетических и дозиметрических моделей в процессе их развития, отражаемого в последовательных выпусках рекомендаций МКРЗ, на примере ингаляционного поступления аэрозолей двуокиси плутония (PuO_2) с медианным по активности аэродинамическим диаметром частиц АМАД=1 мкм.

В табл. 4 первый столбец показывает значения нормируемых величин ПДД, ДС и ДК для ингаляционного поступления нерастворимых соединений (НР) Pu-239, которые были установлены в публикациях 2, 9, 10 и 10А МКРЗ [16, 18, 20, 30]. Значения ПДД для групп критических органов (КО) определялись, исходя из имеющейся на тот момент информации о нестохастических и стохастических эффектах в органах и тканях в зависимости от дозы их облучения. В случае неравномерного (внутреннего) облучения органов и тканей тела, принималось во внимание чувствительность органов и тканей к облучению или любой ущерб для здоровья, являющийся результатом этого облучения. В качестве КО выбирали тот орган или ткань, повреждение которого от депонированного в нем радионуклида приводило к максимальному ущербу для организма. Для профессионального внутреннего облучения в публикации 2 были введены основные нормируемые величины и последующих публикациях 6, 9, 10 и 10А развивали принятый подход с целью уточнения их значений. Были введены понятия максимально допустимых значений содержания (ДС) радионуклида в критическом органе и концентрации (ДК) радионуклида в воздухе. Эти значения определялись на основе пределов облучения (ПДД) критических органов таким образом, чтобы не было их пре-

Таблица 4

Нормируемые величины в рекомендациях МКРЗ, на примере ингаляционного поступления радионуклида Pu-239 в форме аэрозолей PuO_2 с АМАД=1 мкм
Standards of internal exposure in ICRP recommendations, on example of inhalation intake of Pu-239 radionuclide in the form of PuO_2 aerosols with AMAD = 1 μ m

Нормируемые величины	Рекомендации МКРЗ, тип соединения радионуклида Pu-239				
	МКРЗ-2/9/10/10А, НР	МКРЗ-26/30/54, Y	МКРЗ-60/66/67, S	МКРЗ-100/103/110/133/OIR**	
				S	PuO ₂
ПДД (КО), мЗв в год	15 (легкие) 30 (костная ткань)	–	–	–	
ПД (дозовая величина), мЗв	–	50 ($H_{E,50}$) 500 ($H_{E,0.1}$)	100/5 лет (E_{50}) 50/1 год (E_{50})	100/5 лет (E_{50}) 50/1 год (E_{50})	
ДС (КО), Бк	300 (легкие)	–	–	–	–
ДК (или ДОА), Бк/м ³	1,48	0,3	0,53	0,26***	0,18***
ППП, Бк	–	500 (600)* п. кости	1300	650***	440***
$e_{50}, h_{50}(T)$ Зв/Бк	–	9,5E-04 (h_{50}) п. кости 8,3E-05 ($h_{E,50}$)	1,5E-05 (e_{50})	3,1E-05 (e_{50})	4,5E-05 (e_{50})

Примечание: * значение ППП определено в соответствии с ограничением по нестохастическому эффекту на поверхность кости: ПД=500 ($H_{50,T}$), в скобках – максимальное значение ППП, которое удовлетворяет ограничению по стохастическому эффекту: ПД=50 (E_{50}).

** публикации МКРЗ 131, 134, 137 и 141.

*** значения ППП рассчитаны по формуле (6), ДОА=ППП/2500 Бк/м³.

вышения за любой 13-недельный период времени в течение года. Во всех случаях, при расчете значения ДК, принимался во внимание тот факт, что рассчитанная доза на критический орган может быть меньше значения ДС, которое предполагает достижение равновесия активности радионуклида в органе при постоянном уровне его поступления. Поэтому значение ДК, устанавливалось исходя из условия, что еженедельная доза на критический орган не будет превышать ПДД после 50-летнего периода профессионального облучения. Нормируемые величины ПДП и дозовые коэффициенты еще не были введены на тот момент.

Дальнейшее развитие подходов к нормированию было представлено в публикации 26 МКРЗ [31], а в публикации 30 МКРЗ [23] были разработаны биокинетические и дозиметрические модели для расчета пределов ингаляционного поступления радионуклидов для персонала. Основные дозовые пределы были предназначены для предотвращения нестохастических эффектов и ограничения стохастических эффектов на приемлемом уровне. Для внутреннего облучения основные дозовые пределы определялись следующим образом²:

$$\sum_T W_T \times H_{50T} \leq 0.05 \text{ Зв} \quad (7)$$

$$H_{50T} \leq 0.5 \text{ Зв} \quad (8)$$

где W_T – взвешивающий коэффициент, представляющий собой долю стохастического риска от облучения органа или ткани (T), относительно суммарного риска при однородном облучении всего тела;

H_{50} – ожидаемая эквивалентная доза в органе или ткани (T), сформированная за определенный период времени (τ) после поступления радионуклидов из всех источников в течение рассматриваемого календарного года.

Оценки риска радиационно-индуцированного рака и генетических заболеваний, на которых основывались приведенные в публикации 26 МКРЗ пределы доз для стохастических эффектов, были выполнены с использованием гипотезы линейной зависимости эффекта от величины эквивалентной дозы. Поэтому, именно суммарная эквивалентная доза, усредненная по органу или ткани, независимо от периода времени, в течение которого эта доза была сформирована, определяла степень воздействия на этот орган или ткань. Исходя из этого МКРЗ заключило, что период времени интегрирования эквивалентной дозы в органе или ткани после поступления радионуклида, $\tau = 50$ лет, в достаточной мере подходит для характеристики периода профессиональной деятельности. Таким образом, для определения значения дозового предела, ограничивающего стохастические эффекты, была введена величина ожидаемой эквивалентной дозы в органе или ткани $H_{50,T}$, а уравнение (7) уравнило однородное облучение всего тела с неоднородным облучением за счет поступления радионуклидов внутрь организма человека.

Применение нового на то время подхода к определению пределов доз и разработка новых биокинетических и дозиметрических моделей, которые были представлены в публикации 30 МКРЗ, изменило значения допустимых уровней ДК и ПГП, включая нерастворимые соединения плутония, обозначаемые как тип соединения Y. Необходимо также отметить, что при установлении предела дозы для ограничения стохастических эффектов на приемлемом уровне, МКРЗ в публикации 26 исходило из предположения, что при установленном значении 0,05 Зв в год средняя доза на персонал будет находиться на уровне 1/10 от установленного предела.

Следующий шаг в развитии подходов к нормированию был опубликован в публикации 60 МКРЗ, которой на основе тщательного изучения вопросов риска биологических эффектов от облучения были пересмотрены значения

взвешивающих коэффициентов для отдельных видов излучения при расчете эквивалентной дозы (w_r) и взвешивающих коэффициентов для органов и тканей при расчете эффективной дозы (w_T). Термин эффективная доза, заменяющий термин эффективная эквивалентная доза был введен впервые в публикации 60 МКРЗ. Рекомендуемыми пределами доз стали эффективная доза 20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год, а также эквивалентная доза за год в хрусталике глаза 150 мЗв, в коже и кистях и стопах 500 мЗв. Пределы эффективной дозы применимы для суммы доз внешнего облучения за указанный период времени и 50-летней (для персонала) ожидаемой эффективной дозы от поступления радионуклидов за тот же период.

В публикациях 66 и 67 МКРЗ были представлены новые биокинетические модели: дыхательного тракта и системной активности для ряда радионуклидов, включая плутоний. Эти модели отличались от предыдущих тем, что они рассматривали реальные физиологические процессы, происходящие в дыхательном тракте, как барьерном органе, и в целом в организме при поступлении радионуклидов в кровь после их прохождения через органы дыхания и пищеварения. Модель пищеварительного тракта (ЖКТ) и дозиметрическая модель остались такими, которые использовались в публикации 30 МКРЗ. В результате значения допустимых уровней и дозовых коэффициентов для нерастворимых соединений плутония, обозначаемых как тип соединения S, заметно изменились, как показано в табл. 4.

Современный подход к нормированию

Последующее развитие подходов к нормированию было представлено в публикации 103 МКРЗ 2007 года [5], в которой концепция и использование эквивалентной и эффективной дозы остаются неизменными, но был внесен ряд изменений в методы, используемые при их расчете. Внесены изменения в радиационные и тканевые взвешивающие коэффициенты по сравнению со значениями, ранее рекомендованными в Публикации 60 МКРЗ [6]. Изменения значений взвешивающих коэффициентов для органов и тканей при расчете эффективной дозы, w_T приведенных в Публикации 60 МКРЗ, отражают улучшение знаний о радиационных рисках. Значения взвешивающих коэффициентов w_T , основаны на номинальных коэффициентах радиационного пожизненного риска стохастических эффектов с учетом вреда как функции потерянного времени жизни, летальности и потери качества жизни в результате их развития. Основными изменениями значений коэффициента w_T являются увеличение для молочной железы (с 0,05 до 0,12), уменьшение для половых желез (с 0,2 до 0,08) и включение большего количества органов и тканей в категории «остальные» (от 0,05 до 0,12). Весовые коэффициенты ткани по-прежнему представляют средние значения по полу и по всем возрастам. Еще одно важное изменение, внесенное в публикации 103 МКРЗ [5], заключается в том, что дозы облучения рассчитываются с использованием эталонных вычислительных фантомов человеческого тела, представленных в публикации 110 МКРЗ [29]. Воксельные модели, построенные на основе данных медицинских изображений реальных людей, дают более реалистичное описание человеческого тела, чем в математических (или стилизованных) фантомах. Таким образом, МКРЗ решила использовать воксельные модели для определения эталонных фантомов, которые будут использоваться при расчетах распределения дозы в организме как для внутреннего, так и для внешнего облучения. Эти модели (или вычислительные фантомы) представляют собой эталон взрослого мужчины и эталон взрослой женщины. Они предназначены специально для расчета величин радиологической защиты, соответствующих концепции эффективной дозы. Эквивалентные дозы для органов и тканей рассчитываются отдельно для эталонного взрослого мужчины H_T^M и

² В дальнейшем выражение $\sum_T W_T \times H_{50T}$ получило название ожидаемая эффективная эквивалентная доза $H_{E,50}$ и, окончательно, ожидаемая эффективная доза E_{50} [6].

эталонной взрослой женщины H_T^F и затем усредняются при расчете эффективной дозы, E :

$$E = \sum_T w_T \left[\frac{H_T^M + H_T^F}{2} \right] \quad (9)$$

В Публикации 103 МКРЗ специально отмечено, что эффективная доза предназначена для использования в качестве защитной величины на основе эталонных значений и относится к эталонным (reference) лицам, а не к конкретным лицам. Основное использование эффективной дозы - это проспективная оценка дозы для планирования и оптимизации радиологической защиты, а также ретроспективная демонстрация соответствия для целей регулирования. Эффективная доза - это не индивидуальная величина дозы, а доза для эталонного лица при определенных условиях воздействия. В общем случае эталонным лицом может быть либо стандартный работник, либо эталонное лицо из населения определенного возраста.

Значения эквивалентных доз на органы и ткани рассчитываются с учетом новых справочных данных об основных анатомических и физиологических данных стандартных мужчины и женщины, представленных в публикации 89 МКРЗ [28], а также новых значений коэффициентов удельных эффективных энергий $SEE(T \leftarrow S)$, необходимых для расчета эквивалентной дозы, как показано на рис. 2. Коэффициенты $SEE(T \leftarrow S)$ были рассчитаны с использованием эталонных вычислительных фантомов человеческого тела, описанных выше, и их значения представлены в публикации 133 МКРЗ [8]. Кроме этого, модель дыхательного тракта, представленная в публикации 66 МКРЗ была обновлена [7], а модель пищеварительного тракта (ЖКТ), которая использовалась в публикации 30 МКРЗ, была заменена на новую физиологически обоснованную модель, представленную в публикации 100 МКРЗ [26]. В результате значительных изменений в применяемых для расчета доз биокинетических и дозиметрических моделях изменились и значения допустимых уровней и дозовых коэффициентов (табл. 4). При этом в модели дыхательного тракта для ингаляционного поступления плутония, наряду со стандартными типами соединений F, M и S, были рекомендованы коэффициенты абсорбции в легких для специально выделенных химических соединений плутония, в частности для PuO_2 .

Контроль внутреннего облучения персонала

Как было отмечено выше, целью дозиметрического контроля является определение степени соблюдения принципов радиационной безопасности и требований нормативов, включая невыращивание установленных основных пределов доз и допустимых уровней. Таким образом, дозиметрический контроль напрямую связан с нормированием, а его задачей является определение уровня облучения, в частности персонала, в единицах нормируемых величин: пределов доз и допустимых уровней. Как видно из рис. 2, нормируемые величины эквивалентная $H_T(\tau)$ и эффективная $E(\tau)$ дозы определяются через величины поступления I радионуклида внутрь организма и его активности в органе или ткани $A_T(\tau)$ или в продуктах выведения $A_U(\tau)$. Поступление I определяют по величине функции удержания $m_T(t)$ или функции выведения $m_U(t)$: $I = A_T(t)/m_T(t)$ или $I = A_U(t)/m_U(t)$, а эффективную дозу определяют с использованием величины дозового коэффициента $e(\tau)$: $E = I \times e(\tau)$. Функции $m_T(t)$, $m_U(t)$ и дозовые коэффициенты $e(\tau)$ определяют используя биокинетические и дозиметрические модели, описанные выше в предыдущем разделе. Такая оценка уровня облучения является ретроспективной и используется для демонстрации соответствия требованиям нормативов. Для планирования и оптимизации радиологической защиты используется проспективная оценка дозы: поступление I определяют по величине средней объемной активности OA радионуклида в воздухе рабочих помещений и средней скорости дыхания V_S стандартного

работника за время работы: $I = OA \times V_S$.

Из приведенных выше уравнений для определения поступления I и эффективной дозы E можно получить соотношение, в обобщенном для функций удержания и выведения виде: $E = A(t) \times e(\tau)/m(t) = A(t) \times z(t)$, где функция $z(t) = e(\tau)/m(t)$ - коэффициент, связывающий значение дозы с активностью радионуклида в момент времени t после однократного поступления. Полученная формула $E = A(t) \times z(t)$, при условии отсутствия влияния предшествующих поступлений, связывает измеренное значение активности в органе или ткани $A_T(t)$ или в продуктах выведения $A_U(t)$ с эффективной дозой для эталонного лица (стандартного работника) через эталонное значение функции $z(t)$, которое введено впервые в публикации МКРЗ OIR [7, 9-11] и табулировано для каждого радионуклида и определенных условий его воздействия (пути поступления, параметров аэрозолей, паров и газов, и типов соединений радионуклида). Такой подход позволяет стандартизировать способ измерения нормируемой величины (эффективной дозы для эталонного лица, в соответствии с ее определением) путем измерения активности радионуклида в организме человека $A_T(t)$ или в продуктах выведения $A_U(t)$ и учета эталонного значения $z(t)$, определяемого в зависимости от условий воздействия радионуклида. Если влияние предшествующих поступлений не является пренебрежимо малым формула для расчета значения эффективной дозы будет более сложной, но это не меняет сути стандартизации измерения эффективной дозы, так как в формуле используются те же величины: измеренные значения активности в органе или ткани $A_T(t)$ или в продуктах выведения $A_U(t)$ в течение всех периодов контроля, $A(t_k)$, и эталонные значения $z(t_k - \tau_n)$:

$$E = (A(t_k) - \sum_{n=1}^{k-1} \frac{E_n}{z(t_k - \tau_n)}) \times z(t_k - \tau_k) \quad (10)$$

где $A(t_k)$ - результат измерения активности в момент времени t_k ; t_k - дата измерения активности (окончание последнего периода контроля k); τ_n и τ_k - даты поступления радионуклида (стандартно середина периода контроля n и k); E_n - значения эффективной дозы, рассчитанные для каждого периода контроля n .

Для контроля индивидуального уровня облучения персонала при ингаляционном поступлении плутония в нормальных условиях обычно определяют уровень радионуклида в суточном количестве мочи (СКМ). Эти данные позволяют определить уровень поступления I и величины эквивалентной $H_T(\tau)$ и эффективной $E(\tau)$ дозы расчетным путем, используя биокинетические и дозиметрические модели как показано на рис. 2. Для примера можно сравнить уровень плутония в суточном количестве мочи, который должен наблюдаться при постоянном ежегодном поступлении радионуклида в количестве равном пределу годового поступления ПП и соответствующую этому поступлению активность (содержание) плутония в легких, используя те допустимые уровни поступления, которые использовались в разное время в соответствии с принятыми в то время нормами. На рис. 3 показаны значения активности в легких и в СКМ для хронического равномерного ингаляционного поступления аэрозолей нерастворимых соединений плутония (Y , S , PuO_2) с медианным по активности аэродинамическим диаметром частиц АМАД = 1 мкм в количестве равном ПП ежегодно в течение периода профессиональной деятельности 50 лет, рассчитанные с использованием принятых в то время в соответствующих публикациях МКРЗ биокинетических и дозиметрических моделей.

На рис. 3 видно, что уровень облучения легких, определяемый содержанием радионуклида в них, практически не зависит от моделей публикации 30/54 и 66/67 МКРЗ и немного отличается в сторону уменьшения, в среднем не более 2 раз, для современных моделей МКРЗ OIR (публикации 130, 141 МКРЗ). Уровень выведения плутония с мочой также имеет близкие значения для стандартных

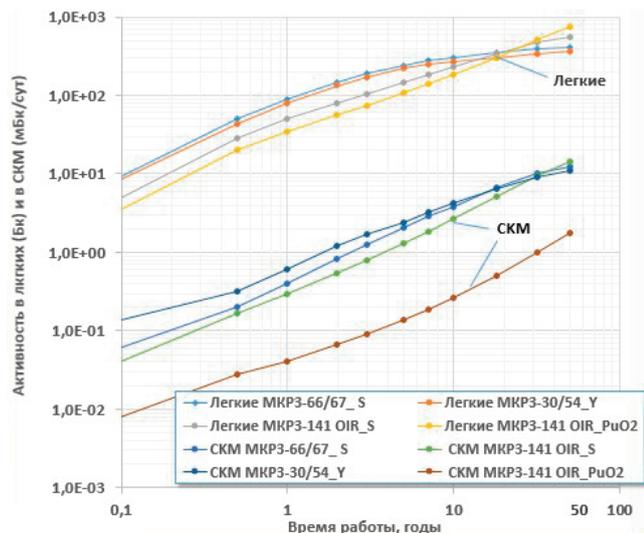


Рис. 3. Значения активности в легких и в СКМ для хронического равномерного ингаляционного поступления аэрозолей нерастворимых соединений плутония (Y, S, PuO₂) с медианным по активности аэродинамическим диаметром частиц АМАД=1 мкм в ежегодном количестве равном ППП, в течение периода профессиональной деятельности 50 лет

Fig. 3. Predicted values of the lung and daily urine excretion activities following constant chronic inhalation intake of insoluble plutonium compounds (Y, S, PuO₂) with the activity median aerodynamic diameter of aerosol particles AMAD = 1 μm at a rate equal annual limit of intake (ALI), during the period of occupational activity 50 years

типов нерастворимых соединений плутония Y и S, но отличается, практически, на порядок величины в сторону уменьшения для соединений двуокиси плутония PuO₂ при применении современных моделей МКРЗ OIR. Отсюда следует, что допустимый уровень ППП для современных моделей создает немного меньший по сравнению с моделями предыдущего поколения уровень облучения легких (в среднем в 2 раза) и пропорционально меньший уровень выведения плутония с мочой (в среднем в 1,4 раза) для стандартного типа нерастворимых соединений плутония S. Однако для специально выделенных нерастворимых соединений плутония, в частности для PuO₂, уровень выведения плутония с мочой существенно отличается в меньшую сторону (в среднем в 11,5 раз) по сравнению с моделями предыдущего поколения. Таким образом, при переходе на современные модели МКРЗ OIR интерпретация результатов измерений плутония в моче будет зависеть от того какой тип нерастворимых соединений плутония будет использован для расчета уровня поступления радионуклида по формуле $I=Au(t)/mu(t)$: стандартный S или специально выделенный для PuO₂. При практическом внедрении новых моделей МКРЗ OIR, по-видимому, следует проводить дополнительные исследования поведения нерастворимых промышленных соединений плутония в организме человека. Кроме этого, следует использовать дополнительные возможности контроля поступления плутония путем измерения сопутствующего ему радионуклида Am-241 в теле человека. Из данных, приведенных на рис. 3 также следует, что для определения уровня выведения плутония с мочой следует применять наиболее чувствительные методы измерения, имеющие порог чувствительности порядка долей мБк в СКМ для соединений типа S и на порядок ниже для соединений типа PuO₂. В последнем случае для целей контроля может потребоваться использование препаратов для ускорения выведения плутония с мочой, а также разработка и внедрение в практику биокинетических моделей, описывающих это ускоренное выведение, которые позволяют проводить интерпретацию таких измерений.

Заключение

В данной статье проводится сравнительный анализ изменений подходов к нормированию и контролю внутреннего облучения персонала, которые происходили в процессе эволюции Рекомендаций МКРЗ и Норм радиационной безопасности (от НРБ-69/1969 до НРБ-99/2009). Также рассмотрены современные подходы к нормированию и контролю внутреннего облучения персонала, изложенные в серии публикаций МКРЗ OIR, с целью подготовки материалов для гармонизации системы нормирования внутреннего облучения персонала с международными требованиями и рекомендациями.

Показано, что качественная смена подхода к нормированию облучения персонала и населения произошла в 1990-е годы за счет уменьшения числа контролируемых нормируемых величин путем введения единой для всех видов облучения величины дозового предела в единицах эффективной дозы E, которая учитывает различную чувствительность органов и тканей в возникновении стохастических эффектов радиации (W_T), используя при этом принятые ранее понятия эквивалентной дозы H и групп критических органов.

Показано также, что ожидаемая эффективная доза является линейным отображением поступления, связывающим эти две величины через дозовый коэффициент, не зависящий от периода времени, в течение которого произошло поступление, и отображающий определенные условия воздействия радионуклида на организм человека (пути поступления, параметров аэрозолей, паров и газов, и типов соединений радионуклида).

Анализ современного подхода к нормированию и контролю внутреннего облучения персонала показал, что введенное впервые в публикациях МКРЗ OIR 2015-2019 годов эталонное значение функции z(t), связывающей измеренное значение активности в органе или ткани A_T(t) или в продуктах выведения Au(t) с ожидаемой эффективной дозой E для эталонного лица, табулированное для каждого радионуклида и определенных условий его воздействия позволяет стандартизировать способ измерения нормируемой величины эффективной дозы.

На основе проведенного сравнения уровней содержания плутония в суточном количестве мочи и в легких, которые должны наблюдаться при постоянном ежегодном поступлении радионуклида в количестве равном пределу годового поступления (ППП), используемому в разное время в соответствии с принятыми в то время нормами, показано, что ППП для современных моделей создает немного меньший по сравнению с моделями предыдущего поколения уровень облучения легких (в среднем в 2 раза) и пропорционально меньший уровень выведения плутония с мочой (в среднем в 1,4 раза) для стандартного типа нерастворимых соединений плутония S. Однако для специально выделенного нерастворимого соединения плутония, PuO₂, уровень выведения плутония с мочой существенно отличается в меньшую сторону (в среднем в 11,5 раз) по сравнению с моделями предыдущего поколения. С учетом этого, при практическом внедрении новых моделей МКРЗ OIR, по-видимому, следует проводить дополнительные исследования поведения нерастворимых промышленных соединений плутония в организме человека. Кроме этого, следует использовать дополнительные возможности контроля поступления плутония путем измерения сопутствующего ему радионуклида Am-241 в теле человека. Для определения уровня выведения плутония с мочой следует применять наиболее чувствительные методы измерения, имеющие порог чувствительности порядка долей мБк в СКМ для соединений типа S и на порядок ниже для соединений типа PuO₂, что может потребовать разработки и внедрения в практику контроля биокинетических моделей, описывающих ускоренное выведение плутония при применении специальных препаратов.

Comparative Analysis of Approaches to Regulation and Monitoring of Workers for Internal Radiation Exposure

A.A. Molokanov, B.A. Kukhta, E. Yu. Maksimova

A.I. Burnasyan Federal Medical Biophysical Center, Moscow, Russia.

Contact person: Andrey Alekseevich Molokanov, e-mail: andrei.molokanov@gmail.com

ABSTRACT

Purpose: Harmonization and improvement of the system for regulating the internal radiation exposure of workers and the basic requirements for ensuring radiation safety with international requirements and recommendations.

Material and methods: Issues related to the development of approaches to regulation and monitoring of workers for internal radiation exposure in the process of evolution of the ICRP recommendations and the national radiation safety standards, are considered. The subject of analysis is the standardized values: dose limits for workers and permissible levels as well as directly related methods of monitoring of workers for internal radiation exposure, whose purpose is to determine the degree of compliance with the principles of radiation safety and regulatory requirements, including non-exceeding the basic dose limits and permissible levels. The permissible levels of inhalation intake of insoluble compounds (dioxide) of plutonium-239 are considered as a numerical example.

Results: Based on the analysis of approaches to the regulation and monitoring of workers for internal radiation exposure for the period from 1959 to 2019, it is shown that a qualitative change in the approach occurred in the 1990s. It was due to a decrease in the number of standardized values by introducing a single dose limit for all types of exposure: the effective dose E , which takes into account the different sensitivity of organs and tissues for stochastic radiation effects (W_T), using the previously accepted concepts of the equivalent dose H and groups of critical organs. From the analysis it follows that the committed effective dose is a linear transformation of the intake, linking these two quantities by the dose coefficient, which does not depend on the time during which the intake occurred, and reflects certain exposure conditions of the radionuclide intake (intake routes, parameters of aerosols and type of radionuclide compounds). It was also shown that the reference value of the function $z(t)$ linking the measured value of activity in an organ (tissue) or in excretion products with the committed effective dose for a reference person, which is introduced for the first time in the publications of the ICRP OIR 2015-2019, makes it possible to standardize the method of measuring the normalized value of the effective dose.

Based on the comparison of the predicted values of the lung and daily urine excretion activities following constant chronic inhalation intake of insoluble plutonium compounds at a rate equal annual limit of intake (ALI) during the period of occupational activity 50 years it was shown that the modern biokinetic models give a slightly lower level (on average 2 times) of the lungs exposure compared to the models of the previous generation and a proportionally lower level (on average 1.4 times) of plutonium urine excretion for the standard type of insoluble plutonium compounds S . However, for the specially defined insoluble plutonium compound, PuO_2 , the level of plutonium urine excretion differs significantly downward (on average 11.5 times) compared to the models of the previous generation.

Conclusion: With the practical implementation of new ICRP OIR models, in particular for PuO_2 compounds, additional studies should be carried out on the behavior of insoluble industrial plutonium compounds in the human body. Besides, additional possibilities should be used to determine the intake of plutonium by measuring in the human body the radionuclide Am-241, which is the Pu-241 daughter. To determine the plutonium urine excretion, the most sensitive measurement techniques should be used, having a decision threshold about fractions of mBq in a daily urine for S-type compounds and an order of magnitude lower for PuO_2 compounds. This may require the development and implementation in monitoring practice the plutonium-DTPA Biokinetic Model.

Key words: committed effective dose, annual equivalent dose on critical organ, regulation, radiation safety standards, monitoring of workers for internal radiation exposure, biokinetic model, dosimetric model

For citation: Molokanov AA, Kukhta BA, Maksimova EYu. Comparative Analysis of Approaches to Regulation and Monitoring of Workers for Internal Radiation Exposure. Medical Radiology and Radiation Safety. 2021;66(6):102–110.

DOI: 10.12737/1024-6177-2021-66-6-102-110

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Нормы радиационной безопасности НРБ-99/2009. Гигиенические нормативы СП 2.6.1.2523-09. М. 2009. 100 с. [Radiation safety standards NRB-99/2009. Hygienic standards SP 2.6.1.2523-09. Moscow. 2009. 100 p. (In Russ.).]
2. Панфилов А.П. Эволюция системы обеспечения радиационной безопасности атомной отрасли страны и ее современное состояние. Радиация и риск. 2016. Том 25. № 1. [Panfilov AP. Evolution of the radiation safety system of the country's nuclear industry and its current state. Radiation and risk. 2016; 25(1):47-64 (In Russ.).]
3. Нормы радиационной безопасности НРБ-76/87 и Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений ОСИП-72/87. – М. 1988. 160 с. [Radiation safety standards NRB-76/87 and Basic sanitary rules for working with radioactive substances and other sources of ionizing radiation OSP-72/87. Moscow. 1988. 160 p. (In Russ.).]
4. Нормы радиационной безопасности НРБ-96. Гигиенические нормативы ГН 2.6.1.054-96. Moscow. 1996. [Radiation safety standards NRB-96. Hygienic standards GN 2.6.1.054-96. Moscow. 1996. (In Russ.).]
5. ICRP, 2007. The 2007 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 103. Ann. ICRP 37 (2-4).
6. ICRP, 1991. 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 60. Ann. ICRP 21 (1-3).
7. ICRP, 2015. Occupational Intakes of Radionuclides: Part 1. ICRP Publication 130. Ann. ICRP 44(2).
8. ICRP, 2016. The ICRP computational framework for internal dose assessment for reference adults: specific absorbed fractions. ICRP Publication 133. Ann. ICRP 45(2), 1–74.
9. ICRP, 2016. Occupational Intakes of Radionuclides: Part 2. ICRP Publication 134. Ann. ICRP 45(3/4), 1–352.
10. ICRP, 2017. Occupational Intakes of Radionuclides: Part 3. ICRP Publication 137. Ann. ICRP 46(3/4).
11. ICRP, 2019. Occupational intakes of radionuclides: Part 4. ICRP Publication 141. Ann. ICRP 48(2/3).
12. INTERNATIONAL RECOMMENDATIONS FOR X-RAY AND RADIUM PROTECTION, Stockholm, 1992.
13. ICRP, 1951. International recommendations on radiological protection. Revised by the International Commission on Radiological Protection at the Sixth International Congress of Radiology, London, 1950. Br. J. Radiol. 24, 46–53.
14. ICRP, 1959. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Now known as ICRP Publication 1. Pergamon Press, New York.] и 1960 гг. [ICRP, 1960. Report of Committee II on Permissible Dose for Internal Radiation. ICRP Publication 2. Pergamon Press, London.
15. Нормы радиационной безопасности НРБ-69. М. Атомиздат. 1972. [Radiation safety standards NRB-69. Moscow. Atomizdat. 1972. (In Russ.).]
16. ICRP, 1960. Report of Committee II on Permissible Dose for Internal Radiation. ICRP Publication 2. Pergamon Press, London.
17. ICRP, 1964. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 6. Pergamon Press, Oxford.
18. ICRP, 1966. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. ICRP Publication 9. Pergamon Press, Oxford.
19. Санитарные правила работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующими излучениями. СПП № 333-60. М. Атомиздат. 1960. [Sanitary rules for working with radioactive substances and sources of ionizing radiation. SP № 333-60. Moscow. Atomizdat 1960. (In Russ.).]
20. ICRP, 1968. Report of Committee IV on Evaluation of Radiation Doses to Body Tissues from Internal Contamination due to Occupational Exposure. ICRP Publication 10. Pergamon Press, Oxford.
21. ICRP, 1972. The Metabolism of Compounds of Plutonium and Other Actinides. ICRP Publication 19. Pergamon Press, Oxford.
22. ICRP, 1973. Alkaline Earth Metabolism in Adult Man. ICRP Publication 20. Pergamon Press, Oxford.
23. ICRP, 1979. Limits for Intakes of Radionuclides by Workers. ICRP Publication 30 (Part 1). Ann. ICRP 2 (3-4).
24. ICRP, 1986. The Metabolism of Plutonium and Related Elements. ICRP Publication 48. Ann. ICRP 16 (2-3).
25. ICRP, 1994. Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection. ICRP Publication 66. Ann. ICRP 24 (1-3).
26. ICRP, 2006. Human Alimentary Tract Model for Radiological Protection. ICRP Publication 100. Ann. ICRP 36 (1-2).
27. ICRP, 1975. Report of the Task Group on Reference Man. ICRP Publication 23. Pergamon Press, Oxford.
28. ICRP, 2002. Basic Anatomical and Physiological Data for Use in Radiological Protection Reference Values. ICRP Publication 89. Ann. ICRP 32 (3-4).
29. ICRP, 2009. Adult Reference Computational Phantoms. ICRP Publication 110. Ann. ICRP 39 (2).
30. ICRP, 1971. The Assessment of Internal Contamination Resulting from Recurrent or Prolonged Uptakes. ICRP Publication 10A. Pergamon Press, Oxford.
31. ICRP, 1977. Recommendations of the ICRP. ICRP Publication 26. Ann. ICRP 1 (3).

Конфликт интересов. Авторы заявляют об отсутствии конфликта интересов.
Финансирование. Исследование не имело спонсорской поддержки.
Участие авторов. Статья подготовлена с равным участием авторов.
Поступила: 10.08.2021. Принята к публикации: 21.09.2021.

Conflict of interest. The authors declare no conflict of interest.
Financing. The study had no sponsorship.
Contribution. Article was prepared with equal participation of the authors.
Article received: 10.08.2021 Accepted for publication: 21.09.2021.