

Развитие системы контроля внутреннего облучения персонала – использование современных технологий

В статье рассматривается задача развития системы контроля внутреннего облучения персонала предприятий радиационно-опасных производств с учетом требований нормативных и методических документов. Анализ условий решения поставленной задачи естественным образом приводит к необходимости создания специальной технологии контроля, использующей современные технические возможности и преимущества информационно-вычислительных систем, позволяющих выполнять все требуемые операции по обработке и анализу большого массива информационной базы данных в условиях ограниченной информации и необходимости формализации знаний о рассматриваемом процессе. Данная технология реализуется в виде «интеллектуализированной системы контроля», объединяющей в себе средства измерений объектов контроля, методическое обеспечение и информационно-вычислительную систему с интеллектуальной поддержкой принятия решений с участием оператора – лица, принимающего решение.

Ключевые слова:

контроль внутреннего облучения персонала, ожидаемая эффективная доза, условия работы, источники поступления, технология контроля, интеллектуализированная система контроля

А.А.Молоканов, Б.А.Кухта
(ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, г. Москва)

Целью дозиметрического контроля (ДК) как составной части радиационного контроля является определение степени соблюдения принципов радиационной безопасности и требований нормативов, включая не превышение установленных основных пределов доз и допустимых уровней, п.7.1 НРБ-99/2009 [1]. Планирование ДК внутреннего облучения персонала начинается с определения условий работы в производственных помещениях, связанных с потенциальным поступлением радионуклидов в организм человека, и количественной оценки возможного значения соответствующей этому поступлению ожидаемой эффективной дозы (ОЭД),

которая является основной нормируемой величиной для внутреннего облучения, таблица 3.1 НРБ-99/2009 [1]. Условия работы в производственном помещении характеризуются средним уровнем объемной активности радионуклидов в воздухе и параметрами источника поступления (основным путем поступления является ингаляционное поступление радионуклидов с вдыхаемым воздухом, а основными параметрами являются радионуклидный состав, тип соединения радионуклида и дисперсность, если радионуклид находится в форме аэрозоля). Средний уровень суммарной объемной активности радионуклидов дает вероятное значение поступления радионуклидов в данном помещении, а параметры источника позволяют определить значение дозового коэффициента для перехода от поступления к ОЭД.

Если вероятное значение ОЭД с учетом времени пребывания персонала в данном помещении превышает 1 мЗв в год, то возникает необходимость организации ДК внутреннего облучения персонала от данного источника поступления радионуклидов [1,2]. Для этого организуют дозиметрический контроль рабочих мест (ДКРМ), целью

которого является оценка вероятного значения ОЭД персонала на рабочих местах, а также индивидуальный дозиметрический контроль персонала (ИДК) с целью определения индивидуальной ОЭД у группы работников, на рабочих местах которых значение ОЭД может превысить заданный уровень введения ИДК [3,4]. В результате создается система ДК внутреннего облучения персонала, которая включает в себя средства измерений (СИ) характеристик условий работы и активности радионуклидов в организме работника, а также регламентирующие документы (Порядок ДК) и методики радиационного контроля (МРК) – методики измерений и их интерпретации в величинах поступления и ОЭД [3].

Основной задачей ДК внутреннего облучения персонала в контролируемых условиях является оценка индивидуальной ОЭД каждого работника, а также определение среднего уровня облучения персонала. Первая характеристика позволяет установить факт непревышения работником установленных основных пределов доз и допустимых уровней, вторая характеристика позволяет установить эффективность мер по оп-

тимизации доз облучения и числа облучаемых лиц, п.2.1 НРБ-99/2009 [1]. Таким образом достигается цель ДК, которая сформулирована выше и заключается в определении степени соблюдения принципов радиационной безопасности и требований нормативов.

Задача оценки индивидуальной ОЭД каждого работника в контролируемых условиях решается на основе проведения регулярных измерений объемной активности радионуклидов во всех производственных помещениях и рабочих зонах, где возможно их поступление в организм человека на значимом для контроля уровне (ДКРМ)¹, а также измерений активности радионуклидов в организме каждого работника (ИДК). Практически данная задача сводится к определению одного значения нормируемой величины – индивидуальной ОЭД работника за календарный год на основе большого массива данных по результатам разного типа измерений в дискретные моменты времени с учетом хронологии поступлений и характеристик источников поступления радионуклидов за все предшествующие годы, а также использования формализованной базы знаний о дозиметри-

¹ Определение параметров источников поступления проводят на этапе планирования ДК и после проведения существенных изменений технологического процесса, состава сырья и т. п., которые могут привести к их изменению [3,4].

ческих моделях и характеристиках радионуклидов [3-6].

В данной работе рассматривается перспектива развития системы ДК внутреннего облучения персонала предприятий радиационно-опасных производств с учетом условий решения основных задач ДК, которые следуют из требований современных нормативных и методических документов.

Технология контроля внутреннего облучения персонала

Поставленная задача развития системы ДК внутреннего облучения персонала с учетом требований нормативных и методических документов [1-7] естественным образом приводит к необходимости создания специальной технологии контроля, использующей современные технические возможности измерений и преимущества информационно-вычислительных систем, позволяющих выполнять все требуемые операции по обработке и анализу большого массива информационной базы данных в условиях ограниченной информации и необходимости формализации знаний о рассматриваемом процессе. Предлагаемая в данной работе технология контроля внутреннего облучения персонала состоит из трех последовательных этапов:

1. Описание источников поступления и условий работы;
2. Проведение регулярных измерений объектов контроля;
3. Интерпретация данных в единицах нормируемой величины.

Описание источников поступления и условий работы

Определение условий работы в производственных помещениях, или обобщенно в рабочих зонах (РЗ), связанных с потенциальным поступлением радионуклидов в организм человека, как это было отмечено во введении, является первым шагом для планирования ДК внутреннего облучения персонала. Информацию об условиях работы в РЗ можно формально описать как последовательность Источников поступления, действующих в течение указанного периода времени, например, календарного года или его части. При таком подходе Источник представляет собой набор характеристик техногенных радионуклидов, содержащихся в поступаю-

щем в организм радиоактивном веществе (в нормальных условиях – в воздухе РЗ), необходимых и достаточных для определения нормируемой величины (ОЭД) по результатам измерений, проводимых в рамках ДК внутреннего облучения персонала.

В нормальных условиях работы характеристики Источника усредняют в течение календарного года (или его части, учитывая, что такое же усреднение происходит и при ингаляционном поступлении радионуклидов в организм работника). Если происходит существенное изменение характеристик Источника, например, при изменении технологии производственного процесса, то определяют новый Источник [1]. Таким образом, Источник формализуется в набор данных, содержащих указание о модели и пути поступления, составе радионуклидов, типов их соединений и других параметров, например, как показано на рис.1.

Информация, представленная в таком виде, будет доста-

The screenshot shows a software interface for formalizing a source. It includes a table of radionuclides and a section for defining the model of intake.

Имя	Тип соединения	n	nA	nE
CO-60	М	1,00	0,50	8,26E-01
CS-137	Б	0,50	0,25	6,83E-02
FE-59	П	0,20	0,10	1,99E-02
I-131	БГ1(80/20)	0,30	0,15	8,61E-02

Наименование: Источник 1
 Модель поступления: Хроническое
 Нуклиды: Острый
 Доля нуклида по активности: АМАД: 0,3

Тип соединения при ингаляции, %
 Б: 80, Г1: 20, Г2: 0

Рис.1. Пример формализованного представления Источника.

точна для выбора исходных данных при расчете ОЭД, а именно, дозовых коэффициентов, функций удержания радионуклидов в теле и функций выведения, зависящих от радионуклида, типа его соединения (и АМАД², в случае ингаляционного поступления аэрозоля), а также вклада радионуклида в полную ОЭД, формируемую при поступлении всех радионуклидов, находящихся в Источнике. Более подробно задача интерпретации результатов измерений в рамках ДК будет рассмотрена ниже как одна из составляющих элементов технологии контроля.

Так как персонал в процессе производственной деятельности посещает различные помещения (рабочие зоны), то описание условий работы конкретного работника на его рабочем месте (РМ) будет представлять собой перечень посещаемых им РЗ и времени пребывания в них в течение контролируемого периода времени. Это позволит определить персональные характеристики Источника работника на его рабочем месте как суперпозицию источников в рабочих зонах с учетом времени пребывания и интенсивности поступления радионуклидов в каждой из них.

Таким образом, задача «описания источников по-

ступления и условий работы» сводится во-первых, к формальному представлению «Источников в РЗ» и их хронологии в тех производственных помещениях (рабочих зонах), в которых необходимо проведение ДКРМ; во-вторых, к последующему определению характеристик «Источников на РМ» для тех работников, для которых необходимо проведение ИДК. Первое позволит определять прогнозируемое значение ОЭД на рабочем месте, которое будет достаточным для использования его в качестве индивидуальной ОЭД работника, если его уровень по максимуму не превысит уровня введения ИДК [3]. Второе позволит определять значение индивидуальной ОЭД работника на основе его индивидуальных измерений и характеристик Источника на его рабочем месте.

Проведение регулярных измерений объектов контроля

Задача оценки индивидуальной ОЭД каждого работника в контролируемых условиях решается на основе проведения регулярных измерений: во-первых, объемной активности радионуклидов (и определении параметров источников поступления) в воздухе тех производственных

помещений (рабочих зон), в которых необходимо проведение ДКРМ; во-вторых, активности радионуклидов в организме (в теле и продуктах выведения) тех работников, для которых необходимо проведение ИДК. При планировании измерений в рамках ДК ключевыми характеристиками, определяющими объем контроля и его стоимость, являются их частота и чувствительность (точность).

Необходимая частота измерений в течение календарного года (являющегося отчетным контролируемым периодом) определяется, в первую очередь, степенью изменения измеряемой величины и варьирует от практически ежедневной (для измерений объемной активности радионуклидов в местах работы с открытыми источниками большой интенсивности) до 2-кратной в год (для измерений активности долгоживущих радионуклидов в организме человека) [3,4]. Кроме этого, частота измерений может быть увеличена с целью уменьшения требований к чувствительности измерений.

Чувствительность измерений является характеристикой метода или средства контроля нормируемой величины (ОЭД за календарный год), включая интерпретацию результатов измерений (объемной

² Медианный по активности аэродинамический диаметр, п. 8.4 НРБ-99/2009 [1].

активности или активности радионуклидов в организме человека) в течение календарного года в единицах ОЭД. Чувствительность измерений, выраженная через величину критического уровня L_C , который применяется для принятия решения о наличии радионуклида в измеряемом объекте³, позволяет установить критерий достаточности характеристик метода или средства контроля. Критерием достаточности служит такое значение величины L_C для измеряемой активности радионуклида в объекте контроля, при котором верхняя граница оценки дозы с учетом неопределенности результата измерения $E_{95}(L_C, \Delta L_C)$ ⁴ не превысит заданный уровень $УД$, устанавливаемый в зависимости от решаемой задачи (непревышение установленного предела дозы (ПД) или оптимизации доз облучения и числа облучаемых лиц), МУ 2.6.1.065-14, п.31 [3]:

$$E_{95}(L_C, \Delta L_C) = УД \leq \text{ПД.} \quad (1)$$

Критерий (1) позволяет определить максимальное значение «порога измерения»

L_C , при котором еще возможно установление факта превышения основного предела дозы или допустимого уровня с учетом неопределенности метода оценки нормируемой величины. Другими словами, если реальное значение $A_{mex} < L_C$, то $ОЭД < УД$ с заданной (например, 95%-й) вероятностью, и требование соблюдения принципов радиационной безопасности, включая непревышение установленных основных пределов доз и допустимых уровней, выполняется.

Для практики полезно знать, что значение L_C определяется уровнем фона при измерении нуля (объекта с нулевым значением активности радионуклида) [6,7]. Если число отсчетов фона равно S_b , то

$$L_C = 1,645 \times \sqrt{2 \times S_b} = 2,33 \times \sigma_{S_b},$$

где $\sigma_{S_b} = \sqrt{S_b}$ – статистическая составляющая стандартной неопределенности измерения нуля. При этом значение минимально детектируемой активности (MDA) или предела детектирования

(L_D) ⁵, которое обычно указывают в качестве показателя точности средства измерения, равно приблизительно $2 \times L_C$. В некоторых методиках и средствах измерения указывают значение нижнего порога измерения ($НПИ$) при указанной относительной неопределенности результата измерения. В этом случае значение $НПИ = k \times L_C$, где k приблизительно равно 2, 6 и 11 при относительной неопределенности результата измерения 50%, 25% и 20%.

Обзор методов и средств для проведения регулярных измерений объемной активности (ОА) аэрозолей, паров и газов техногенных радионуклидов в воздухе рабочих помещений в рамках ДКРМ показывает, что большинство из них удовлетворяет требованиям к чувствительности измерений ОА в точке отбора пробы для значимых радионуклидов при определении ОЭД на уровне, не превышающем $УД = 1$ мЗв в год [4]. При интерпретации измерений ОА радионуклидов в рамках ДКРМ следует учитывать так-

³ Согласно стандарту ISO 11929-2010 [16], критический уровень (decision threshold) – это фиксированное значение (L_C) измеряемой величины, количественно выражающей физический эффект, при превышении которого принимается решение, что измерение действительно отражает данный эффект (по сути, это физический порог измерения). Значение L_C определяют таким образом, чтобы в случае, если результат измерения превышает L_C , то вероятность того, что истинное значение измеряемой величины равно нулю, было бы меньше или равно заданному значению α (обычно принимают значение $\alpha = 0,05$ или 5%).

⁴ $E_{95}(L_C, \Delta L_C) \neq E(L_C + \Delta L_C)$, так как при расчете дозы учитывают не только неопределенность результата измерения, но и неопределенность других факторов, используемых при интерпретации измерений.

⁵ Минимально детектируемая активность (MDA) или предел детектирования (L_D) – наименьшее значение измеряемой величины, для которого с установленной вероятностью $1-\beta$ будет получен в условиях данного измерения результат, превышающий уровень регистрации L_C . Обычно принимают значение $\beta = 0,05$ или 5%.

же, что верхняя граница оценки дозы $E_{95}(L_C, \Delta L_C)$ будет зависеть не только от неопределенности измерения ОА в точке отбора, но и от неопределенности перехода от точки отбора к зоне дыхания работника, обусловленной пространственной и временной неравномерностью величины ОА, а также от неопределенности, обусловленной применением средств индивидуальной защиты органов дыхания (СИЗ ОД) [3]. Однако для персонала группы Б, находящегося в помещениях постоянного пребывания с незначительной неравномерностью величины ОА, и не использующего СИЗ ОД, эти факторы будут иметь малое значение, а для персонала группы А, посещающего помещения с ограниченным доступом, где имеется значительная неравномерность величины ОА, и используются СИЗ ОД, как правило, требуется проведение ИДК (в рамках текущего контроля или, как минимум, подтверждающего контроля, МУ 2.6.1.065-14, п.26). Необходимо также отметить, что важным фактором, влияющим на оценку полной ОЭД, являются характеристики Источника ингаляционного посту-

пления, которые определяют либо дозовый коэффициент смеси радионуклидов, измеряемой при контроле ОА, либо вклад измеряемых нуклидов в полную ОЭД.

При планировании ИДК тех работников, для которых определение прогнозируемого значения ОЭД на РМ является недостаточным⁶, организуют регулярные индивидуальные измерения активности радионуклидов в организме человека, которые проводят двумя способами:

- измерение активности радионуклидов, инкорпорированных в теле человека, с использованием гамма-спектрометров излучения человека (СИЧ);
- измерение активности радионуклидов в продуктах выведения, осуществляемые лабораториями дозиметрии внутреннего облучения (ЛДВО).

Применение критерия достаточности (1) для разных методов измерения активности радионуклидов в организме человека показывает, что необходимое значение порога измерения (величины L_C) существенно зависит от двух факторов: характеристик радионуклидов, которые из-

меряют в процессе контроля⁷, и характеристик Источника поступления, определяющего вклад измеряемого радионуклида в полную ОЭД. В совокупности оба фактора зависят от типа производства. По этому признаку можно выделить три основных типа производств: реакторное (АЭС), урановое и плутониевое производства.

Для реакторного производства и АЭС достаточной чувствительностью обладают большинство гамма-спектрометров (СИЧ), осуществляющих измерение активности радионуклидов, инкорпорированных в теле человека.

Для уранового производства основным методом контроля является измерение радионуклидов урана в моче. Требования к чувствительности измерений активности урана в моче зависят от типа соединений урана, находящихся в воздухе рабочих помещений. В целом, достаточным является значение $L_C \sim 4$ мБк в суточном количестве мочи (СКМ) для суммарной активности урана [3]. Возможно также использование гамма-спектрометров (СИЧ), позволяющих измерять U-235 в легких на уровне $L_C \sim 5$ Бк.

⁶ Определение прогнозируемого значения ОЭД на РМ будет достаточным для использования его в качестве отчетного значения индивидуальной ОЭД работника, если уровень этого значения по максимуму не превысит уровня введения ИДК [3].

⁷ Не все радионуклиды, которые находятся в Источнике, могут быть измерены в организме человека с требуемой для целей контроля точностью в силу отсутствия у них подходящего вида излучения, короткого периода полураспада и биологического «периода жизни» в организме человека.

Для плутониевого производства традиционно основным методом контроля является измерение радионуклидов плутония и америция в моче. Однако современные методы измерения америция-241 в легких и печени человека с помощью гамма-спектрометров (СИЧ), имеющих достаточную чувствительность, также могут использоваться в качестве дополнительного или даже основного метода контроля. Требования к чувствительности измерений активности радионуклидов плутония и америция в измеряемых объектах зависят от типа их соединений, находящихся в воздухе рабочих помещений [5]. Если исходить из наиболее неблагоприятных условий работы (нерастворимые соединения), то только наиболее чувствительные современные методы и средства измерений, основанные на альфа-спектрометрии биопроб на уровне $L_C \sim (0,1-0,3)$ мБк в СКМ для плутония и америция и гамма-спектрометрии тела человека на уровне $L_C \sim 5$ Бк для америция-241 в легких и печени могут удовлетворять критерию достаточности (1) для плутониевых производств. В этом случае особенностью ИДК в нормальных условиях эксплуатации является то, что он основан не на измерениях активности,

а на измерениях «отсутствия активности» радионуклидов в объекте контроля (так как у подавляющего большинства работников измеряемая активность A_{mex} будет менее L_C), и это накладывает дополнительные требования к квалификации измерителя.

Для практики ДК можно сделать вывод, что имеющиеся методы и средства измерений объемной активности аэрозолей, паров и газов техногенных радионуклидов в воздухе рабочих помещений позволяют решить задачу контроля индивидуальной ОЭД персонала в рамках ДКРМ на требуемом уровне, что применимо в основном для персонала группы Б и, возможно, для части персонала группы А (для которого даже в этом случае предусмотрено проведение подтверждающего ИДК). В целом, для персонала группы А требуется организация ИДК внутреннего облучения. Методы и средства измерений для проведения ИДК персонала выбирают в зависимости от типа производства. Для реакторного производства и АЭС достаточно применение обычных гамма-спектрометров (СИЧ). Для уранового производства достаточным является использование современных радиометрических и спектрометрических (предпочтительно) методов измерений активности

урана в моче, но возможно также применение гамма-спектрометров (СИЧ) с достаточной чувствительностью измерения U-235 в легких. Для плутониевого производства оптимальным является комбинированное использование наиболее чувствительных методов и средств измерений радионуклидов в продуктах выведения, например, основанных на альфа-спектрометрии биопроб и измерений америция-241 в легких и печени человека с использованием гамма-спектрометров (СИЧ), обладающих достаточной чувствительностью.

Интерпретация данных в единицах нормируемой величины

Интерпретация данных, полученных в результате выполнения первых двух этапов, описанных выше, в нормальных условиях эксплуатации источников излучения, согласно п.3.1 НРБ-99/2009, состоит в определении нормируемой величины для внутреннего облучения персонала – индивидуальной ОЭД каждого работника за календарный год. ОЭД – это ожидаемая эффективная доза, формируемая в течение 50 лет от момента поступления радионуклида. Ее смысл – это мера пожизненного риска возникновения стохастических эффектов облучения. Так как

риск рассчитывается за весь период жизни, то и величина дозы должна быть рассчитана за этот период времени. Поэтому для расчета ОЭД для персонала формально принят 50-летний период формирования эффективной дозы, отсчитываемый от момента поступления. Данная задача может быть решена только на основе моделирования поведения радионуклида в организме человека от момента поступления до полного его выведения из организма или радиоактивного распада.

Необходимые модели разрабатываются в рамках МКРЗ и представляют собой описание поведения радионуклидов в организме человека после их поступления внутрь организма [9-19]. Поступление радионуклида I в этих моделях является базовой величиной, которая определяет величину активности радионуклида в теле и продуктах выведения человека $A_T(t)$ в момент времени t после поступления, и далее по цепочке ($I \rightarrow A_T \rightarrow D_{R,T} \rightarrow H_T \rightarrow E$) определяются поглощенные $D_{R,T}$, эквивалентные дозы в органах и тканях H_T и ожидаемая эффективная доза E , представляющая собой комбинацию эквивалентных доз H_T с соответствующими взвешивающими коэффициентами w_T :

$$E = \sum_T w_T \times H_T.$$

Такой подход позволяет formalизовать и унифицировать расчеты доз, сделав их однозначно зависимыми только от модели и характеристик радионуклида. Для этого по схеме ($I \rightarrow A_T \rightarrow D_{R,T} \rightarrow H_T \rightarrow E$) определяют дозовые коэффициенты $\varepsilon(t)$ и функции удержания и выведения радионуклида $m(t)$, которые далее можно использовать для расчета величин A_T , $D_{R,T}$, H_T и E по формулам: $A_T(t) = I \times m(t)$ и $D(t) = I \times \varepsilon(t)$, где $D(t)$ – дозовая величина ($D_{R,T}$, H_T или E), а $\varepsilon(t)$ и $m(t)$ – значение дозовой величины (в Гр или в Зв) и значение активности в органе, ткани или в продуктах выведения (в Бк) по прошествии времени t после поступления радионуклида в организм человека в количестве 1 Бк. В данной схеме контроль величины ОЭД (E) фактически является контролем величины поступления (I), так как ОЭД равно величине поступления, произошедшего за контролируемый период времени (календарный год), умноженной на постоянный дозовый коэффициент $\varepsilon(t=50 \text{ лет})$, зависящий только от характеристик радионуклида. То есть ОЭД за год – это поступление радионуклида за год, выраженное в универсальных дозовых единицах.

Для практических целей радиационной защиты используют принятые официально модели МКРЗ, в которых значения дозовых коэффициентов, функций удержания и выведения радионуклидов определяются однозначно в соответствии с формулами: $m(t) = A_T(t)/I$ и $\varepsilon(t) = D(t)/I$. Исходя из этой схемы, задача оценки индивидуальной ОЭД (E) состоит в интерпретации данных ДКРМ по схеме прямого расчета: ($Q \rightarrow I \rightarrow E$), где Q – измеренное среднее значение объемной активности радионуклида в воздухе РЗ и интерпретации данных ИДК по схеме обратного расчета: ($A_T \rightarrow I \rightarrow E$), где A_T – измеренное значение активности радионуклида в теле и продуктах выведения работника.

При интерпретации данных ИДК применение схемы обратного расчета индивидуального поступления I является стандартным и обязательным [3], позволяя определить уровень поступления и соответствующую ОЭД в нормальных условиях эксплуатации источников излучения (ингаляционного поступления радионуклидов) для заданных условий работы. Этот этап применяется для тех результатов ИДК работника, которые показывают, что уровень его облучения не превышает заданный контрольный уровень

U_d и, тем самым, подтверждают соблюдение принципов радиационной безопасности. В нормальных условиях число работников, имеющих такие результаты контроля, является преобладающим. В отдельных единичных случаях, когда результаты контроля показывают превышение заданного уровня U_d , или условия поступления радионуклидов являются «нестандартными», например, наряду с ингаляционным имеет место раневое поступление, требуется дополнительная процедура расчета, которая может состоять из экспертной оценки уровня облучения за счет разных путей поступления радионуклидов. Решение данной задачи возможно только путем применения прямого расчета, который позволяет рассматривать любые комбинированные варианты поступления радионуклидов, но, в отличие от стандартной схемы, дающей однозначный автоматический ответ, требует наличия эксперта, принимающего решение.

Важным также является тот факт, что расчет индивидуального значения ОЭД работника за календарный год базируется на основе данных, полученных в результате описания Источников поступления радионуклидов (представляющих собой полный набор радионуклидов, поступающих

в организм работника) и проведения регулярных измерений отдельных (не полного набора (см. сноску⁷ на стр.7) [6]) радионуклидов в разных типах объектов контроля (в теле и продуктах выведения работника). Отсюда следует, что измерения не полного набора радионуклидов в объектах контроля разного типа требуют учета вклада измеренного радионуклида в полную ОЭД, и только тогда все способы измерения могут быть использованы в комплексе путем определения средневзвешенного значения полной ОЭД. При этом будет учитываться также неопределенность оценки полной ОЭД каждого из этих способов измерений.

Исходя из описанного выше подхода к интерпретации данных с учетом их большого объема и разнообразия в условиях ограниченной информации и неопределенности, с одной стороны, и необходимости формализации рассматриваемых процессов поступления и поведения радионуклидов в организме человека, с другой стороны, следует, что его реализация возможна только на основе использования современных возможностей специализированных интеллектуализированных систем, включающих в себя средства измерений объектов контроля и информационно-вычисли-

тельную систему с интеллектуальной поддержкой принятия решений с участием оператора или эксперта (для решения стандартных или нестандартных задач).

Интеллектуализированные системы контроля

Как следует из условий решения задачи интерпретации данных, технология контроля внутреннего облучения персонала может быть реализована на основе использования «интеллектуализированных систем контроля» (ИСК), которые объединяют в себе средства измерений характеристик условий работы и активности радионуклидов в организме работника (СИ), методическое обеспечение измерений и их интерпретации в величинах поступления и ОЭД (МРК), а также информационно-вычислительную систему (ПО) с интеллектуальной поддержкой при решении задач контроля с участием оператора – лица, принимающего решение. В таком виде ИСК является инструментом, позволяющим обеспечить развитие системы ДК до уровня требований современных нормативных и методических документов [1-7]. Базовый вариант ИСК может состоять из трех элементов, конкретную конфигурацию которых выбирают в зависимости от типа производства и вида ДК:

1. СИ: средства измерений объемной активности ОА (ДКРМ) и активности радионуклидов в организме работника A_T (ИДК).

2. МРК: методики радиационного контроля, включающие процедуры измерения ОА и A_T и интерпретацию результатов измерений в терминах нормируемой величины – ожидаемой эффективной дозы персонала при ингаляционном поступлении радионуклидов.

3. ПО: программное обеспечение, реализующее интерпретацию результатов измерений в соответствии с МРК.

ИСК решает множество задач, связанных с необходимостью получения, хранения и обработки большого массива данных и направленных на получение основного результата, которым в нормальных условиях эксплуатации источ-

ников излучения является определение индивидуальной ОЭД работника за календарный год с целью установления степени соблюдения принципов радиационной безопасности и требований нормативов, включая не превышение установленных основных пределов доз и допустимых уровней [1]. Результат определения ОЭД для одного работника может быть представлен в виде значений полной ОЭД за календарные годы и оценок верхней и нижней границ этих значений, полученных в результате проведения ДКРМ и ИДК, например, как показано на рис.2.

На практике необходимо учитывать, что отчетной величиной уровня внутреннего облучения персонала является значение полной ОЭД работника за календарный

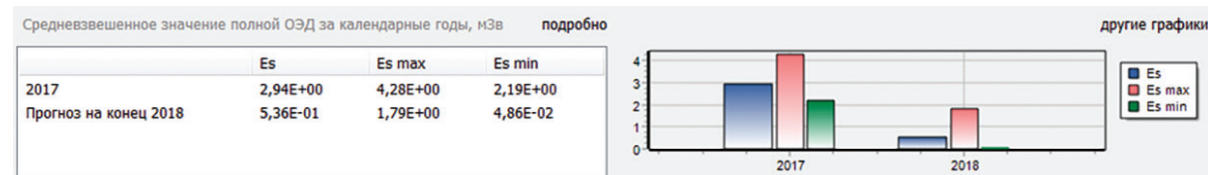
год (которое используется для определения среднего уровня облучения персонала). При этом, факт соблюдения принципов радиационной безопасности – не превышение основного предела дозы ПД (принцип нормирования) или контрольного уровня U_D (принцип оптимизации) – подтверждается, если верхняя граница (максимум) полной ОЭД работника за календарный год не превышает значения ПД или U_D [3]. Нижняя граница полной ОЭД работника характеризует точность метода определения дозы. Если ее значение равно нулю, то точность метода минимальна, так как в этом случае он не позволяет достоверно определить сам факт облучения работника (но, тем не менее, он может быть достаточным, если позволяет установить факт не превышения ПД или U_D).

ИСК, при наличии специализированного ПО, позволяет также решать задачу экспертной оценки уровня облуче-

Поступление и ОЭД работника на РМ: «РМ-1» в 2016 г.

Величина	Значение	Максимум	Минимум
ОЭД, мЗв	2,60	8,80	0,00
Поступление, Бк	304	1,03e+3	0,00

а)



б)

Рис.2. Пример представления результатов определения индивидуальной ОЭД работника за календарный год, полученных в рамках ДКРМ (а)⁸ и ИДК (б)⁹.

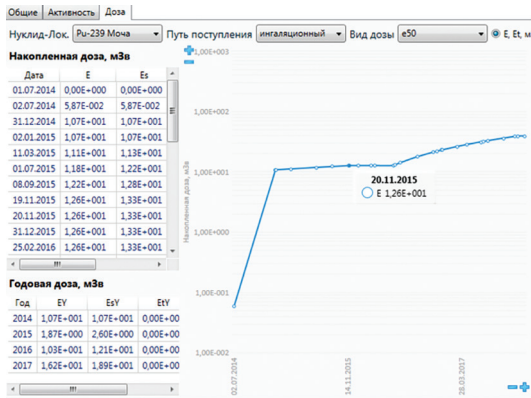
⁸ Получено с использованием ПО «Контроль внутреннего облучения персонала», ООО Предприятие «ГРИН СТАР ТЕХНОЛОДЖИЗ».

⁹ Получено с использованием ПО «ИДК-РАДЭК», ООО «НТЦ «РАДЭК».

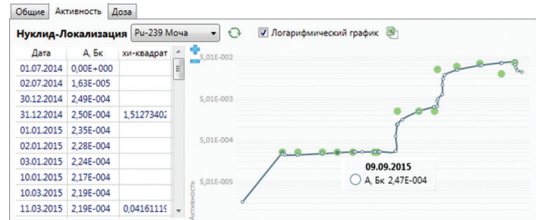
Интервалы поступления

Начало	Окончание	1 Бк	dI/dt Бк/сут	Источник
31.12.2016	29.11.2017	2,27E+002	6,40E-001	J-1
09.12.2016	30.12.2016	2,82E+000	2,82E+000	J-1
01.06.2016	29.11.2017	8,29E+002	1,52E+000	S-2
19.11.2015	10.03.2016	0,00E+000	0,00E+000	S-1
01.01.2015	18.11.2015	2,25E+002	6,98E-001	S-1
01.07.2014	30.12.2014	1,29E+003	7,07E+000	Вх/Изм

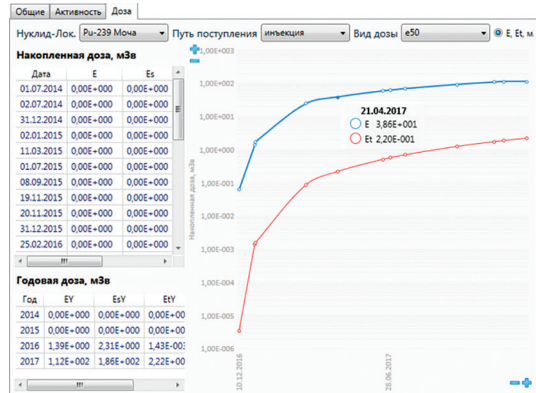
а)



в)



б)



г)

Рис.3. Пример представления результатов экспертной оценки значения ОЭД для ингаляционного и раневого поступления¹⁰: (а) – заданные по интервалам значения величины поступления (в Бк и Бк/сут) и источники ингаляционного (S-1, S-2), раневого (J-1) поступления и входного контроля (Вх/Изм); (б) – измеренная и расчетная активность радионуклида (в Бк); (в) – значения накопленной и годовой ОЭД (в мЗв) для ингаляционного пути поступления; (г) – значения накопленной и годовой ОЭД (в мЗв) для раневого пути поступления за счет инъекции в кровь из раны за указанный период времени (показаны также значения реализованной за год эффективной дозы – Ety).

ния работника в нестандартных случаях поступления радионуклидов. Эта задача решается путем применения прямого расчета, который позволяет анализировать любые комбинированные варианты поступления радионуклидов на основе дозиметрических моделей МКРЗ с учетом всего массива данных по результатам измерений работника, хронологии поступлений и

характеристик источников поступления радионуклидов за все годы работы. Например, по заданным значениям величины и источников поступления в интервалах анализировать измеренную и расчетную активность радионуклида по критерию χ -квадрат и находить соответствующие значения ОЭД для ингаляционного и раневого путей поступления, рис.3.

Заключение

Задача развития системы ДК внутреннего облучения персонала предприятий радиационно-опасных производств с учетом требований современных нормативных и методических документов может быть решена путем применения специальной технологии, реализуемой в виде «интеллектуализированной системы контроля» (ИСК). ИСК объе-

¹⁰ Получено с использованием ПО «CED-Canberra», ООО «Канберра-Паккард Трейдинг Корпорейшн».

диняет в себе средства измерений объектов контроля (СИ), методическое обеспечение (МРК) и информационно-вычислительную систему (ПО) с интеллектуальной поддержкой принятия решений с участием оператора – лица, принимающего решение. Внедрение ИСК на предприятии предполагает ее адаптацию с учетом вида контроля (ДКРМ и/или ИДК) и специфики производства.

Литература

1. СанПин 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009). М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. 100 с.
2. ISO 20553:2006. Radiation protection - Monitoring of workers occupationally exposed to a risk of internal contamination with radioactive material.
3. МУ 2.6.1.065-14. Дозиметрический контроль профессионального внутреннего облучения. Общие требования, 2014.
4. МУ 2.6.1.031–2017. Планирование и аппаратурно-методическое обеспечение дозиметрического контроля рабочих мест в условиях потенциального ингаляционного поступления радионуклидов. Общие требования, 2017.
5. МУ 2.6.5.27-2016. Контроль ингаляционного поступления радионуклидов в организм персонала на плутониевых производствах, 2016.
6. ISO 27048:2011. Radiation protection - Dose assessment for the monitoring of workers for internal radiation exposure, 2011.
7. ISO 11929-2010. Determination of the characteristic limits (decision threshold, detection limit and limits of the confidence interval) for measurements of ionizing radiation – Fundamentals and application, 2010.
8. ГОСТ Р 57216-2016. Радиационный контроль. Представление результатов измерений, 2016.
9. ICRP. Individual monitoring for internal exposure of workers – Replacement of ICRP Publication 54. ICRP Publication 78. Ann. ICRP 27 (3/4), 1997.
10. ICRP. Human respiratory tract model for radiological protection. ICRP Publication 66. Ann. ICRP 24 (1-3), 1994.
11. ICRP. Age-dependent doses to members of the public from intake of radionuclides: Part 2, Ingestion dose coefficients. ICRP Publication 67. Ann. ICRP 23 (3/4), 1993.
12. ICRP. Dose coefficients for intake of radionuclides by workers. ICRP Publication 68. Ann. ICRP 24 (4), 1994.
13. ICRP. Age-dependent doses to members of the public from intake of radionuclides: Part 3, Ingestion dose coefficients. ICRP Publication 69. Ann. ICRP 25 (1), 1995.
14. ICRP. Basic anatomical and physiological data for use in radiological protection: The skeleton. ICRP Publication 70. Ann ICRP 25 (2), 1995.
15. ICRP. Occupational Intakes of Radionuclides: Part 1. ICRP Publication 130. Ann. ICRP 44 (2), 2015.
16. ICRP. The ICRP computational framework for internal dose assessment for reference adults: specific absorbed fractions. ICRP Publication 133. Ann. ICRP 45 (2), 2016.
17. ICRP. Occupational intakes of radionuclides: Part 2. ICRP Publication 134. Ann. ICRP 45 (3/4), 2016.
18. ICRP. Occupational intakes of radionuclides: Part 3. ICRP Publication 137. Ann. ICRP 46 (3/4), 2017.
19. ICRP Database of Dose Coefficients: Workers and Members of the Public; Ver. 3.0. <http://www.icrp.org:Free.Educational.CD.Downloads>.
20. ISO 27048:2011. Radiation protection - Dose assessment for the monitoring of workers for internal radiation exposure.

Development of the Internal Dose Assessment System for the Monitoring of Workers – Use of Modern Technologies

Molokanov Andrey, Kukhta Boris (Burnasyan Federal Medical Biophysical Center of the Federal Medical Biological Agency of Russia. Moscow, Russia)

Abstract. The article deals with the problem of development of the dose assessment system for the monitoring of workers for internal radiation exposure taking into account requirements of regulatory and methodical documents. Analysis of the conditions for the solution of the problem naturally leads to the need to create a special technology using modern technical capabilities of measurements and advantages of information-computing systems allowing processing and analysis of a large array of information database in conditions of limited information and the need to formalize knowledge about the considered process. This technology is implemented in the form of “intellectualized monitoring system” which combines the measuring techniques of the monitored object, methodological support and information-computing system with intelligent decision support by the participation of the operator – the decision-maker.

Key words: *internal dose assessment for the monitoring of workers, committed effective dose, working conditions, source of intake, monitoring technology, intellectualized monitoring system.*

А.А.Молоканов (к.т.н., в.н.с.), Б.А.Кухта (к.биол.н., зав.лаб.) – ФГБУ ГНЦ ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, г. Москва)

Контакты: тел.: +7 (916) 696-17-45; e-mail: andrei.molokanov@gmail.com.