МИНИСТЕРСТВО РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
МИНИСТЕРСТВО ЗДРАВООХРАНЕНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ
ФЕДЕРАЛЬНОЕ УПРАВЛЕНИЕ МЕДИКО-БИОЛОГИЧЕСКИХ
И ЭКСТРЕМАЛЬНЫХ ПРОБЛЕМ

МЕТОДИЧЕСКОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ НА ПРЕДПРИЯТИИ

Том 5

Москва
2005

gost.e-ecolog.ru

Содержание

Дозиметрический контроль внутреннего облучения персонала предприятий ОАО «ТВЭЛ». Регламент 2 6 1 05-2003 3

Регламент дозиметрического контроля внутреннего облучения персонала Атомных Станций Общие требования
Методические указания по контролю МУК 2 6.1.09-03 41

Объемная активность радионуклидов в воздухе на рабочих местах. Требования к определению величины среднегодовой активности.
Методические указания МУ 2.6 1.44-2002 57

Определение поступления радионуклидов и индивидуальной эффективной дозы облучения по результатам измерений на СИЧ содержания радионуклидов в теле человека для персонала Атомных Станций
Методика выполнения расчетов МВР 2 6 1 50-01 75

Расчет ожидаемых эффективных доз внутреннего облучения персонала по результатам измерений активности радионуклидов в биопробах с использованием компьютерной программы ММК-01
Методика выполнения расчетов МВР 2 6 1 60-2002 93

МИНИСТЕРСТВО РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
КОНЦЕРН «РОСЭНЕРГОАТОМ»
МИНИСТЕРСТВО ЗДРАВООХРАНЕНИЯ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ
ФЕДЕРАЛЬНОЕ УПРАВЛЕНИЕ МЕДИКО-БИОЛОГИЧЕСКИХ
И ЭКСТРЕМАЛЬНЫХ ПРОБЛЕМ

2.6.1. Ионизирующее излучение, радиационная безопасность

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПОСТУПЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ И ИНДИВИДУАЛЬНОЙ ЭФФЕКТИВНОЙ ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ ПО РЕЗУЛЬТАТАМ ИЗМЕРЕНИЙ НА СИЧ СОДЕРЖАНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ В ТЕЛЕ ЧЕЛОВЕКА ДЛЯ ПЕРСОНАЛА АТОМНЫХ СТАНЦИЙ

Методика выполнения расчетов
МВР 2.6.1.50-01

Издание официальное

Содержание

Введение 79
1. Область применения 80
2. Нормативные ссылки 80
3. Термины, определения и условные обозначения 80
3.1. Термины и определения 80
3.2. Условные обозначения 81
4. Общие положения. 82
5. Порядок проведения расчетов для интерпретации данных текущего индивидуального контроля 83
5.1. Расчет поступления радионуклида за период контроля 83
5.2. Расчет приращения эффективной дозы за период контроля 85
5.3. Расчет годовой эффективной дозы внутреннего облучения 85
6. Порядок проведения расчетов для интерпретации данных оперативного индивидуального контроля 86
6.1. Расчет поступления радионуклида за период контроля 86
6.2. Расчет приращения эффективной дозы за период контроля 87
7. Выходные формы представления результата расчета дозы 88
8. Библиографические данные 89
Приложения 90
Приложение 1. Определение годовой эффективной дозы внутреннего облучения 90
Приложение 2. Соотношение между поступлением и содержанием радионуклида в органе 91
Приложение 3. Интерпретация данных текущего индивидуального контроля 92
Приложение 4. Интерпретация данных оперативного индивидуального контроля 94
Приложение 5. Пример расчета индивидуальной ожидаемой дозы внутреннего облучения по данным систематического измерения содержания радионуклидов в теле человека 95
Приложение 6. Список исполнителей 99

Предисловие

1. Методика выполнения расчетов МВР 2.6.1.50-01 «Определение поступления радионуклидов и индивидуальной эффективной дозы облучения по результатам измерений на СИЧ содержания радионуклидов в теле человека для персонала атомных станций» разработана авторским коллективом специалистов.

Руководители работы:
к.ф.-м.н. В.А.Кутьков (РНЦ «Курчатовский институт»),
к.т.н., доцент В.В.Ткаченко (ИАТЭ).

Исполнители:
к.ф.-м.н. В.А.Кутьков (РНЦ «Курчатовский институт»),
к.т.н., доцент В.В.Ткаченко (ИАТЭ), к.ф.-м.н., доцент В.П.Романцов (ИАТЭ),
Д.А.Бубало (ИАТЭ), Е.Ф.Фещенко (ИАТЭ).

2. Утверждена и введена в действие Федеральным управлением медико-биологических и экстремальных проблем (Федеральное управление «Медбиоэкстрем») при Минздраве России 27 декабря 2001 г.

5. В настоящей Методике выполнения расчетов реализованы нормы законов РФ:
«О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения» ФЗ №52 от 30.03.1999 г.;
«О радиационной безопасности населения» ФЗ №3 от 09.01.1996 г.;
«Об использовании атомной энергии» ФЗ №170 от 21.11.1995 г.;
«О стандартизации» №5154-1 от 10.06.1993 г.;
«Об обеспечении единства измерений» №4871-1 от 27.04.1993 г.

6. Введены впервые.

Введение

В Нормах (НРБ-99) и Правилах (ОСПОРБ-99) четко разграничены требования к обеспечению радиационной безопасности персонала в контролируемых условиях обращения с источниками излучения, в том числе и в случае радиационной аварии, когда контроль над источником временно утерян. Принципы обеспечения радиационной безопасности, декларированные в Нормах и Правилах, требуют, чтобы техногенный источник ионизирующего излучения был создан и использовался таким образом, чтобы были установлены и в контролируемых условиях обращения с источниками соблюдались:

- *пределы безопасной эксплуатации (т.е. установленные в проекте значения параметров технологического процесса и характеристик состояния систем и оборудования, отклонение от которых может привести к аварии);*
- *условия безопасной эксплуатации источника (т.е. установленные в проекте минимальные требования к количеству, состоянию работоспособности, характеристикам и техническому обслуживанию систем и оборудования, важных для безопасности, и при которых обеспечивается соблюдение пределов безопасной эксплуатации).*

Контроль доз облучения персонала, являясь важной частью общего контроля за соблюдением Норм и Правил, служит общей цели обеспечения радиационной безопасности - защиты настоящего и будущего поколений людей от вредного для их здоровья воздействия ионизирующего излучения. При достижении общих целей радиационной безопасности возникают две важные задачи, решение которых невозможно без достоверных данных о дозах облучения персонала, т.е. без организации и проведения контроля доз облучения. Первая задача - разумное ограничение доз текущего облучения в условиях нормальной эксплуатации источника излучения (цель - профилактика профессиональных заболеваний путем обеспечения контролируемых условий эксплуатации источника излучения), а также жесткое ограничение доз при планируемом повышенном облучении. Вторая - сведение к минимуму вероятности выхода источника излучения из-под контроля (цель - профилактика профессиональных заболеваний путем предотвращения опасных для здоровья и жизни человека доз потенциального облучения, которое может возникнуть в результате выхода источника из-под контроля).

В контролируемых условиях обращения с источником излучения результатом контроля профессионального облучения является консервативная оценка в терминах индивидуальной дозы нормируемых величин облучения персонала, регламентированных в Нормах и Правилах. Индивидуальная доза облучения принимается равной дозе облучения «стандартного работника», который находился бы в тех же производственных условиях и выполнял бы те же работы с источником, что и данный индивид. Значение индивидуальной дозы приписывается данному индивиду по результатам контроля операционных величин внешнего и внутреннего облучения.

При определении индивидуальной дозы работника, как и в целом в Нормах, игнорируется ее возможное отличие от истинной дозы облучения индивида (эту истинную дозу можно было бы назвать персональной дозой), обусловленное различием между свойствами «стандартного работника» и соответствующими персональными свойствами индивида.

Непосредственно измеряемой величиной, которая характеризует вклад в эффективную дозу внутреннего облучения конкретного работника от данного радионуклида, является содержание радионуклида в организме человека - как во всем теле, так и в отдельном органе. Исходя из представительности измерений для радиоактивных веществ (соединений радионуклидов) типов М и П, удобно производить избирательные измерения содержания в легких для щелочных металлов (тип Б) - во всем теле, а для йодов (тип Б) - в щитовидной железе. В соответствии с принятой моделью биокинетики рассчитаны функции выведения $\varphi_T(t)$ из легких, из всего тела и из щитовидной железы как функции времени после разового ингаляционного поступления.

Согласованы с Директором Центра метрологии ионизирующих излучений
ГП «ВНИИФТРИ» В.П.Ярыной 09 февраля 2001 г.

Утверждены Вице-президентом - Техническим директором
концерна «Росэнергоатом» Б.В.Антоновым 05 января 2002 г.
Заместителем Главного государственного санитарного врача по объектам
и территориям, обслуживаемым Федеральным управлением «Медбиоэкстрем»
О.И.Шамовым 27 декабря 2001 г.

2.1.6. Ионизирующее излучение, радиационная безопасность

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПОСТУПЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ И ИНДИВИДУАЛЬНОЙ ЭФФЕКТИВНОЙ ДОЗЫ ОБЛУЧЕНИЯ ПО РЕЗУЛЬТАТАМ ИЗМЕРЕНИЙ НА СИЧ СОДЕРЖАНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ В ТЕЛЕ ЧЕЛОВЕКА ДЛЯ ПЕРСОНАЛА АТОМНЫХ СТАНЦИЙ

Методика выполнения расчетов
МВР 2.6.1.50-01

Дата введения - с момента утверждения
Издание официальное

© Федеральное управление медико-биологических и экстремальных проблем при Министерстве здравоохранения Российской Федерации (Федеральное Управление «Медбиоэкстрем»)

© Концерн «Росэнергоатом» Министерство Российской Федерации по атомной энергии

Настоящая Методика выполнения расчетов не может быть полностью или частично воспроизведена, тиражирована и распространена без разрешения Федерального Управления медико-биологических и экстремальных проблем при Министерстве здравоохранения Российской Федерации и концерна «Росэнергоатом» Министерства Российской Федерации по атомной энергии

1. Область применения

§ 1. Настоящая Методика выполнения расчетов (МВР) предназначена для определения годовой индивидуальной ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения по результатам систематических измерений содержания гамма-излучающих радионуклидов в отдельных органах тела человека для персонала атомных станций Министерства Российской Федерации по атомной энергии при условии равномерного поступления радионуклидов (нормальная эксплуатация).

§ 2. Настоящая Методика выполнения расчетов устанавливает правила интерпретации систематических измерений содержания γ-излучающих радионуклидов во всем теле или в отдельных органах тела человека в рамках стандартной модели определения индивидуальных доз с целью определения в контролируемых условиях эксплуатации источников излучения значения индивидуальной ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения персонала в соответствии с требованиями Норм, Правил и Методических указаний

[1–4] к дозиметрическому контролю обеспечения радиационной безопасности на атомных станциях Министерства Российской Федерации по атомной энергии.

§ 3. Требования настоящей Методики выполнения расчетов распространяются на определение доз внутреннего облучения при ингаляционном поступлении аэрозолей, содержащих ^{51}Cr, ^{54}Mn, ^{59}Fe, ^{58}Co, ^{60}Co, ^{65}Zn, ^{95}Zr, ^{95}Nb, ^{103}Ru, ^{110m}Ag, ^{124}Sb, ^{131}I, ^{134}Cs, ^{137}Cs, ^{141}Ce, ^{144}Ce, в условиях профессионального облучения персонала атомных станций Министерства Российской Федерации по атомной энергии.

2. Нормативные ссылки

§ 4. В Методике выполнения расчетов учтены требования, указания и рекомендации, изложенные в следующих нормативных и методических документах:

- ГОСТ 8.207-76. ГСИ. Прямые измерения с многократными наблюдениями. Методы обработки результатов наблюдений. Основные положения.
- ГОСТ 8.417-81. ГСИ. Единицы физических величин.
- ГОСТ 15484-81. Излучения ионизирующие и их измерения. Термины и определения.
- РД 50-454-84. Методические указания. Внедрение и применение ГОСТ 8.417-81 «ГСИ. Единицы измерения величин» в области ионизирующих излучений.
- СП-2.6.1.758-99. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). Гигиенические нормативы. М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 1999.
- СП-2.6.1.799-2000. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99). Санитарные правила. М.: Минздрав России, 2000.
- МИ 2174-91. Аттестация алгоритмов и программ обработки данных при измерениях. Основные положения.
- МИ 2453-2000 ГСИ. Методики радиационного контроля. Общие требования.
- Р 1.1.003-96. Общие требования к построению, изложению и оформлению нормативных и методических документов системы государственного санитарно-эпидемиологического нормирования. Руководство. Минздрав России, 1998.
- РД 50-449-84. Оценка достоверности данных о физических константах и свойствах веществ и материалов. Основные положения. Методические указания.
- МУ 2.6.1.16-2000. Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения. Общие требования. Методические указания. ДБЧС МАЭ РФ. Федеральное управление «Медбиоэкстрем» Минздрава РФ. АНРИ № 3(22) 2000, с.43-75.
- МУ 2.6.1.26-2000. Дозиметрический контроль профессионального внутреннего облучения. Общие требования. Методические указания. ДБЧС МАЭ РФ, Федеральное управление «Медбиоэкстрем» Минздрава России. 2000.

3. Термины, определения и условные обозначения

§ 5. В настоящем Руководстве используются термины и определения, принятые в Нормах и Правилах, а также приведенные в МУ 2.6.1.16-2000 [3] и МУ 2.6.1.26-2000 [4] и ГОСТах. Термины, которые приведены в МУ 2.6.1.16-2000 отмечены (*), а термины, которые приведены впервые в МУ 2.6.1.26-2000 отмечены (**).

3.1. Термины и определения

§ 6. *Доза индивидуальная эффективная (эквивалентная в органе или ткани)* - эффективная доза (эквивалентная доза в органе или ткани), которая была бы получена стандартным работником, если бы он находился в тех же производственных условиях и выполнял те же работы с источником, что и данный индивид. Значение индивидуальной дозы приписывается индивиду по результатам дозиметрического контроля.*

§ 7. *Доза эффективная ожидаемая при внутреннем облучении* (ОЭД, $E(\tau)$) - величина, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения всего тела человека и отдельных его органов и тканей с учетом их радиочувствительности. Она пред-

ставляет сумму произведений ожидаемой эквивалентной дозы в органах и тканях на соответствующие взвешивающие коэффициенты:

$$E(\tau) = \sum_{T} W_T \times H_T(\tau). \qquad (1)$$

Единица ожидаемой эффективной дозы - зиверт (Зв).*

§ 8. *Облучение внутреннее* - облучение органов и тканей человека в результате поступления радионуклидов в организм человека.*

§ 9. *Период контроля* - промежуток времени между последовательными измерениями характеристик радиационной обстановки в рабочем помещении (на рабочих местах) при проведении ГДК; либо между последовательными индивидуальными измерениями характеристик облучения каждого работника при проведении ИДК.*

§ 10. *Поступление радионуклида (ингаляционное)** - активность радионуклида, проникшего в организм человека через органы дыхания вместе с воздухом.**

§ 11. *Работник стандартный* - воображаемый человек, обладающий биологическими и физическими свойствами, присущими среднестатистическому здоровому взрослому человеку. Свойства стандартного работника включают:

- антропометрические характеристики тела, отдельных органов и тканей человека;
- характеристики физиологических показателей человека;
- параметры биокинетики химических элементов в органах и тканях человека, рекомендованные МКРЗ и использованные при определении значений допустимых уровней облучения, установленных в Нормах.*

§ 12. *Спектрометр (счетчик) излучения человека* (СИЧ) - спектрометрическая или радиометрическая установка, предназначенная для идентификации и определения активности γ-излучающих радионуклидов, находящихся в отдельном органе или во всем теле человека.*

§ 13. *Тип химического соединения при ингаляции* - характеристика дисперсной фазы радиоактивного аэрозоля в классификации по скорости перехода радионуклида из легких в кровь, установленной в дозиметрической модели органов дыхания МКРЗ:

- тип «М» (медленно растворимые соединения): при растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, наблюдается компонента активности радионуклида, поступающая в кровь со скоростью 0,0001 $сут^{-1}$;
- тип «П» (соединения, растворимые с промежуточной скоростью): при растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью 0,005 $сут^{-1}$;
- тип «Б» (быстро растворимые соединения): при растворении в легких веществ, отнесенных к этому типу, основная активность радионуклида поступает в кровь со скоростью 100 $сут^{-1}$.*

3.2. Условные обозначения

§ 14. В настоящем Руководстве приняты следующие условные обозначения и сокращения:

$C_i(t_j)$ - измеренное содержание i-го радионуклида в органе Т в момент времени t_j (в конце j-го периода контроля);

$\Delta C_{T,i}(t_{j-1},t_j)$ - приращение содержания i-го радионуклида в органе Т за j-й период контроля, Бк;

$C_{T,i}^{(n)}(t_{j-1})$ - часть измеренного содержания i-го радионуклида в органе Т в момент времени t_{j-1} (в конце (j-1)-го периода контроля), обусловленная поступлением этого радионуклида в организм в течение времени $(0, t_{j-1})$ и отнесенная по скорости выведения к n-ой фракции;

$E(\tau)$ - ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения (ожидаемая эффективная доза), мЗв;

$E_j(\tau)$ - приращение эффективной дозы за j-й период контроля, мЗв;

$E_j^{max}(\tau)$ - оценка верхней границы возможного приращения эффективной дозы за j-й период контроля, мЗв;

$e_{ig}(\tau)$ - ожидаемая эффективная доза внутреннего облучения на единичное поступление соединения i-го радионуклида, которое при ингаляции следует отнести к типу g (далее для краткости называется - дозовый коэффициент) при стандартных условиях внутреннего облучения, Зв/Бк;

g - индекс типа соединения радионуклида при ингаляционном поступлении;

i - индекс радионуклида;

j - индекс (номер) периода контроля;

t_j - дата измерения содержания радионуклидов в теле человека в конце j-го периода контроля;

t_{j-1} - дата измерения содержания радионуклидов в теле человека в конце (j-1)-го периода контроля или, что то же самое, в начале j-го периода контроля;

T - индекс органа или ткани-мишени;

Δt_j - $\Delta t_j = (t_j - t_{j-1})$ - длительность j-го периода контроля, сут.;

λ - постоянная распада радионуклида, $сут^{-1}$;

ζ - дата предполагаемого поступления основной активности в организм работника с вдыхаемым воздухом (дата проведения радиационно-опасных работ);

$\varphi_{T,i}(t)$ - функции выведения i-го радионуклида из органа T;

ψ - фактор неопределенности определения приращения ОЭД;

$\Pi_{i,j}$ - поступление i-го радионуклида за j-й период контроля, Бк;

$\Pi_{j,i}^{max}$ - верхняя граница возможного поступления i-го радионуклида за j-й период контроля, Бк.

4. Общие положения

§ 15. В настоящей Методике выполнения расчетов интерпретация результатов измерений заключается в переходе от последовательности измерений содержания радионуклида в органе $C_{T,i}(t_j)$ к величине индивидуальной ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения (ОЭД). Переход осуществляется посредством восстановления значения величины поступлений радионуклидов через органы дыхания с использованием соответствующих моделей поведения радионуклидов в организме стандартного работника. В МВР использованы два алгоритма восстановления величины поступления.

Первый алгоритм предназначен для восстановления величины суммарного поступления радионуклида в течение периода контроля при неизвестных датах отдельных поступлений в условиях хронического поступления радионуклида в организм. Этот алгоритм следует использовать при текущем дозиметрическом контроле.

Второй алгоритм предназначен для восстановления величины поступления радионуклида в течение периода контроля при известной дате однократного поступления. Этот алгоритм следует использовать при оперативном или специальном дозиметрическом контроле.

§ 16. Исходными данными для расчета годовой индивидуальной ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения являются результаты систематических последовательных измерений содержания радионуклидов в органах тела человека:

- t_{j-1}, t_j - даты последовательных измерений содержания радионуклидов в теле человека, $t_{j-1} < t_j$;
- $C_{T,i}(t_j)$ - измеренное с погрешностью не более 30% (P=0,95) в конце j-го периода контроля содержание i-го радионуклида в органе T, Бк;
- $\Delta t_j = t_j - t_{j-1}$ - длительность периода контроля (t_{j-1}, t_j), сут;
- ζ - дата предполагаемого поступления основной активности в организм работника с вдыхаемым воздухом (дата проведения радиационно-опасных работ).

5. Порядок проведения расчетов для интерпретации данных текущего индивидуального контроля

§ 17. Текущий контроль внутреннего облучения заключается в проведении систематических инструментальных измерений содержания радионуклидов в теле или отдельных органах человека с целью определения ОЭД, обусловленных поступлением радионуклидов в организм в неизвестные моменты (промежутки) времени. Индивидуальные систематические измерения в рамках текущего контроля проводятся в течение года в моменты времени t_j с определенной периодичностью (например, через фиксированные интервалы времени) в зависимости от значения дозы и безусловно приемлемого уровня неопределенности ее значения, определенного по результатам текущего контроля. Значения безусловно приемлемого уровня неопределенности для различных значений доз внутреннего облучения установлены в [3,4]. Обоснование алгоритма расчета приведено в [5] и в Приложениях 1–4. В Приложении 5 приведены результаты практического применения Алгоритма.

5.1. Расчет поступления радионуклида за период контроля

§ 18. Исходные данные для расчета поступления i-го радионуклида за j-й период контроля:

- $C_{T,i}(t_j)$ - значение содержания i-го радионуклида в органе T, измеренное в момент времени t_j, Бк;
- Δt_j - длительность j-го периода контроля (t_{j-1}, t_j), равная $t_j - t_{j-1}$, сут.;
- $C^{(n)}_{T,i}(t_{j-1})$ - активность i-го радионуклида находившаяся в органе T в момент времени t_{j-1} и отнесенная по скорости выведения из органа к n-ой фракции, n = 1,2, Бк.

§ 19. Рассчитать приращение содержания i-го радионуклида в органе T за j-й период контроля $\Delta C_{T,i}(t_{j-1},t_j)$, Бк:

$$\Delta C_{T,i}(t_{j-1},t_j) = \begin{cases} Q, & Q > 0 \\ 0 & Q \le 0 \end{cases}, \qquad (2)$$

где

$$Q = C_{T,i}(t_j) - \sum_{n=1}^{2} C^{(n)}_{T,i}(t_{j-1}) \times \exp\left[-\left(\alpha^{(n)}_T + \lambda_i\right)\Delta t_j\right];$$

$C_i(t_j)$ - измеренное содержание i-го радионуклида в органе T в момент времени t_j (в конце j-го периода контроля);

$C^{(n)}_{T,i}(t_{j-1})$ - часть измеренного содержания i-го радионуклида в органе T в момент времени t_{j-1} (в конце (j-1)-го периода контроля), обусловленная поступлением этого радионуклида в организм в течение времени $(0, t_{j-1})$ и отнесенная по скорости выведения к n-ой фракции;

$A^{(n)}_T$, $\alpha^{(n)}_T$, n = 1,2 - константы для данного органа данного типа радионуклида, приведены в Табл.1;

λ_i - постоянная радиоактивного распада i-го радионуклида.

Табл.1. *Значения коэффициентов аппроксимации функции выведения $\varphi_i(t)$.*

Радионуклид	Контролируемый орган	Первая компонента		Вторая компонента	
		$A^{(1)}_T$	$\alpha^{(1)}_T$, сут.$^{-1}$	$A^{(2)}_T$	$\alpha^{(2)}_T$, сут.$^{-1}$
^{51}Cr, ^{58}Co, ^{60}Co, ^{65}Zn, ^{95}Nb, ^{103}Ru, ^{110m}Ag, ^{141}Ce, ^{144}Ce	Легкие	$4{,}64\times10^{-2}$	$2{,}13\times10^{-2}$	$7{,}35\times10^{-2}$	$9{,}14\times10^{-4}$
^{54}Mn, ^{59}Fe, ^{95}Zr, ^{124}Sb	Легкие	$4{,}24\times10^{-2}$	$2{,}70\times10^{-2}$	$6{,}59\times10^{-2}$	$5{,}71\times10^{-3}$
^{134}Cs, ^{137}Cs	Все тело	$3{,}69\times10^{-2}$	$3{,}23\times10^{-1}$	$3{,}14\times10^{-1}$	$6{,}29\times10^{-3}$
^{131}I	Щитовидная железа	-	-	$1{,}03\times10^{-1}$	$7{,}00\times10^{-3}$

§ 20. Рассчитать поступление i-го радионуклида за j-й период контроля $П_{i,j}$, Бк:

$$П_{i,j} = \frac{\Delta t_j \times \Delta C_{T,i}(t_{j-1}, t_j)}{\vartheta^{(1)}_{T,i}(\Delta t_j) + \vartheta^{(2)}_{T,i}(\Delta t_j)}, \qquad (3)$$

где

$$\vartheta^{(n)}_{T,i}(t) = \frac{A^{(n)}_T}{\alpha^{(n)}_T + \lambda_i}\left\{1 - \exp\left[-(\alpha^{(n)}_T + \lambda_i)t\right]\right\}.$$

§ 21. Рассчитать значение активности i-го радионуклида, содержащейся в органе Т в момент времени t_j и отнесенной по скорости выведения из органа к n-ой фракции - $C^{(n)}_{T,i}(t_j)$, n = 1,2, Бк:

$$C^{(n)}_{T,i}(t_j) = C^{(n)}_{T,i}(t_{j-1}) \times \exp\left[-(\alpha^{(n)}_T + \lambda_i)\Delta t_j\right] + П_{i,j} \times \vartheta^{(n)}_{T,i}(\Delta t_j), n = 1,2. \qquad (4)$$

§ 22. Рассчитать максимально возможное гипотетическое поступление радионуклида за j-й период контроля $П^{max}_{i,j}$, Бк:

$$П^{max}_{i,j} = \frac{\Delta C_{T,i}(t_{j-1}, t_j)}{\sum_{n=1}^{2} A^{(n)}_T \exp\left[-(\alpha^{(n)}_T + \lambda_i)\Delta t_j\right]}, \qquad (5)$$

где $\varphi_{T,i}(\Delta t_j)$ - значение функции выведения данного радионуклида из органа Т для времени, равного длительности j-го периода контроля;

$A^{(n)}_T$, $\alpha^{(n)}_T$, n = 1, 2 - константы для данного органа данного типа радионуклида, приведены в Табл.1.

§ 23. Выходные данные расчета поступления i-го радионуклида за j-й период контроля:

- $П_{j,i}$ - поступление i-го радионуклида за j-й период контроля, Бк;

- $П^{max}_{j,i}$ - максимально возможное гипотетическое поступление i-го радионуклида за j-й период контроля, Бк;

- $C^{(n)}_{T,i}(t_j)$ - значения активности i-го радионуклида содержащейся в органе Т в момент времени t_j и отнесенной по скорости выведения из органа к n-ой фракции (n = 1,2), Бк.

Значения $C^{(n)}_{T,i}(t_j)$ служат исходными данными для расчета поступления радионуклида в течение следующего (j+1)-го периода контроля.

§ 24. Начальные значения $C^{(n)}_{T,i}(t_0)$ определяются при введении контроля внутреннего облучения для данного работника и устанавливаются по результатам первичного обследования на СИЧ:

$$C^{(1)}_{T,i}(t_0) = 0$$

$$C^{(2)}_{T,i}(t_0) = \begin{cases} 0, & C_{T,0}(t_0) = 0 \\ C_{T,i}(t_0) & C_{T,0}(t_0) > 0 \end{cases}, \qquad (6)$$

где $C_{T,i}(t_0)$ - результат определения содержания i-го радионуклида при первичном обследовании работника на СИЧ.

§ 25. Если в конце какого-либо j-го периода контроля i-й радионуклид не зарегистрирован (содержание оказалось ниже порога регистрации применяемой Методики выполнения измерений), то $C^{(1)}_{T,i}(t_j)$ и $C^{(2)}_{T,i}(t_j)$ присваиваются нулевые значения. При этом $\Delta C_{T,i}(t_{j-1}, t_j)$ и,

соответственно, $П_{i,j}$ в (3), также приравниваются нулю.

5.2. Расчет приращения эффективной дозы за период контроля

§ 26. Рассчитать приращение эффективной дозы за j-й период контроля $E_j(\tau)$, мЗв. Суммирование производится по всем зарегистрированным радионуклидам:

$$E_j(\tau) = 1000\sum_{i=1}^{k} e_{ig}(\tau) \times П_{i,j}, \qquad (7)$$

где i - индекс радионуклида;
k - число всех зарегистрированных радионуклидов;
$e_{ig}(\tau)$ - дозовый коэффициент из Табл.2, Зв/Бк.

Табл.2. *Эффективная доза на единицу поступления $e_{ig}(\tau)$ радионуклидов, подлежащих контролю с использованием СИЧ.*

Радионуклид	Период полураспада, (Тип соединения)	$e_{ig}(\tau)$, *Зв/Бк*	Радионуклид	Период полураспада, (Тип соединения)	$e_{ig}(\tau)$, *Зв/Бк*
^{51}Cr	27,7 сут (М)	$3,6\times10^{-11}$	^{103}Ru	39,3 сут (М)	$2,8\times10^{-9}$
^{54}Mn	312 сут (П)	$1,5\times10^{-9}$	^{110m}Ag	250 сут (М)	$1,2\times10^{-8}$
^{59}Fe	44,5 сут (П)	$3,5\times10^{-9}$	^{124}Sb	60,2 сут (П)	$6,1\times10^{-9}$
^{58}Co	70,8 сут (М)	$2,0\times10^{-9}$	^{131}I	8,04 сут (Б)	$7,6\times10^{-9}$
^{60}Co	5,27 лет (М)	$2,9\times10^{-8}$	^{134}Cs	2,06 лет (Б)	$6,8\times10^{-9}$
^{65}Zn	244 сут (М)	$2,9\times10^{-9}$	^{137}Cs	30,0 лет (Б)	$4,8\times10^{-9}$
^{95}Zr	64,0 сут (П)	$4,5\times10^{-9}$	^{141}Ce	32,5 сут (М)	$3,6\times10^{-9}$
^{95}Nb	35,1 сут (М)	$1,6\times10^{-9}$	^{144}Ce	284 сут (М)	$4,9\times10^{-8}$

§ 27. Рассчитать оценку верхней границы возможного приращения эффективной дозы за j-й период контроля $E_j^{max}(\tau)$, мЗв:

$$E_j^{max}(\tau) = 1000\sum_{i=1}^{k} e_{i,g}(\tau) \times П_{i,j}^{max}, \qquad (8)$$

где $П_{i,j}^{max}$ - оцененная согласно § 22 верхняя граница возможного поступления i-го радионуклида за j-й период контроля, Бк.

5.3. Расчет годовой эффективной дозы внутреннего облучения

§ 28. Просуммировать приращения эффективных доз по всем периодам контроля в течение календарного года:

$$E(\tau) = \sum_{j=1}^{N} E_j(\tau), \qquad (9)$$

где j - порядковый номер обследования на СИЧ, произведенного в момент времени t_j, и соответствующего j-му периоду контроля; N - число обследований в течение года.

§ 29. Рассчитать фактор неопределенности определения приращения ОЭД:

$$\Psi = \sum_{j=1}^{N} E_j^{max}(\tau) \Big/ \sum_{j=1}^{N} E_j(\tau), \qquad (10)$$

где j - номер периода контроля; N - число периодов контроля в течение календарного года; $E_j(\tau)$ - рассчитанное согласно (7) значение приращения эффективной дозы за j-й пери-

од контроля; $E_j^{max}(\tau)$ - рассчитанное согласно (8) значение максимальной оценки приращения эффективной дозы за j-й период контроля.

§ 30. Результаты расчетов занести в протокол согласно требованиям раздела 7.

6. Порядок проведения расчетов для интерпретации данных оперативного индивидуального контроля

§ 31. Оперативный контроль внутреннего облучения заключается в проведении инструментальных измерений содержания радионуклидов в теле или отдельных органах человека с целью определения приращения ОЭД, обусловленного однократным (кратковременным) поступлением радионуклидов в организм в известный момент времени при выполнении персоналом радиационно-опасных работ (по нарядам-допускам), связанных с возможностью повышенного поступления радиоактивных веществ в организм, включая работу в условиях планируемого повышенного облучения. Обоснование алгоритма расчета приведено в Приложениях 1-2 и в Приложении 4.

6.1. Расчет поступления радионуклида за период контроля

§ 32. Исходные данные для расчета поступления i-го радионуклида за j-й период контроля:

- $C_{T,i}(t_j)$ - значение содержания i-го радионуклида в органе T, измеренное в момент времени t_j, Бк;
- Δt_j - длительность j-го периода контроля (t_{j-1}, t_j), равная $t_j - t_{j-1}$, сут.;
- ζ - дата предполагаемого поступления основной активности в организм работника с вдыхаемым воздухом (дата проведения радиационно-опасных работ);
- $C_{T,i}^{(n)}(t_{j-1})$ - активность i-го радионуклида, находившаяся в органе T в момент времени t_{j-1} и отнесенная по скорости выведения из органа к n-ой фракции, n = 1,2, Бк.

§ 33. Рассчитать приращение содержания i-го радионуклида в органе T за j-й период контроля $\Delta C_{T,i}(t_{j-1}, t_j)$, Бк:

$$\Delta C_{T,i}\left(t_{j-1}, t_j\right) = \begin{cases} Q, & Q > 0 \\ 0 & Q \le 0 \end{cases}, \qquad (11)$$

где

$$Q = C_{T,i}\left(t_j\right) - \sum_{n=1}^{2} C_{T,i}^{(n)}\left(t_{j-1}\right) \times \exp\left[-\left(\alpha_T^{(n)} + \lambda_i\right)\Delta t_j\right],$$

$C_i(t_j)$ - измеренное содержание i-го радионуклида в органе T в момент времени t_j (в конце j-го периода контроля); $C_{T,i}^{(n)}(t_{j-1})$ - часть измеренного содержания i-го радионуклида в органе T в момент времени t_{j-1} (в конце (j-1)-го периода контроля), обусловленная поступлением этого радионуклида в организм в течение времени $(0, t_{j-1})$ и отнесенная по скорости выведения к n-ой фракции; $A_T^{(n)}$, $\alpha_T^{(n)}$, n = 1, 2 - константы для данного органа данного типа радионуклида, приведены в Табл.1; λ_i - постоянная радиоактивного распада i-го радионуклида.

§ 34. Рассчитать поступление i-го радионуклида за j-й период контроля $П_{i,j}$, Бк:

$$П_{i,j} = \frac{\Delta C_{T,i}\left(t_{j-1}, t_j\right)}{\sum_{n=1}^{2} A_T^{(n)} \exp\left[-\left(\alpha_T^{(n)} + \lambda_i\right)\left(t_j - \zeta\right)\right]} \qquad (12)$$

§ 35. Рассчитать максимально возможное гипотетическое поступление радионуклида за j-й период контроля $П_{i,j}^{max}$, Бк:

$$\Pi_{i,j}^{max} = \frac{\Delta C_{T,i}(t_{j-1}, t_j)}{\sum_{n=1}^{2} A_T^{(n)} \exp\left[-\left(\alpha_T^{(n)} + \lambda_i\right)\Delta t_j\right]} \qquad (13)$$

§ 36. Рассчитать значение активности i-го радионуклида, содержащейся в органе Т в момент времени t_j и отнесенной по скорости выведения из органа к n-ой фракции - $C_{T,i}^{(n)}(t_j)$, n = 1, 2, Бк:

$$C_{T,i}^{(n)}(t_j) = C_{T,i}^{(n)}(t_{j-1}) \times \exp\left[-\left(\alpha_T^{(n)} + \lambda_i\right)\Delta t_j\right] + \Pi_{i,j} \times \varphi_{T,i}^{(n)}(t_j - \zeta), n = 1, 2, \qquad (14)$$

где

$$\varphi_{T,i}^{(n)}(t) = A_T^{(n)} \exp\left[-\left(\alpha_T^{(n)} + \lambda_i\right)t\right].$$

§ 37. Выходные данные расчета поступления i-го радионуклида за j-й период контроля:

- $\Pi_{i,j}$ - поступление i-го радионуклида за j-й период контроля, Бк;

- $\Pi_{i,j}^{max}$ - максимально возможное гипотетическое поступление i-го радионуклида за j-й период контроля, Бк;

- $C_{T,i}^{(n)}(t_j)$ - значение активности i-го радионуклида, содержащейся в органе Т в момент времени t_j, и отнесенной по скорости выведения из органа к n-ой фракции (n = 1,2), Бк.

Значения $C_{T,i}^{(n)}(t_j)$ служат исходными данными для расчета поступления радионуклида в течение следующего (j+1)-го периода контроля.

§ 38. Начальные значения $C_{T,i}^{(n)}(t_0)$ устанавливаются при введении контроля внутреннего облучения для данного работника и определяются по результатам первичного обследования на СИЧ:

$$C_{T,i}^{(1)}(t_0) = 0$$

$$C_{T,i}^{(2)}(t_0) = \begin{cases} 0, & C_{T,0}(t_0) = 0 \\ C_{T,i}(t_0) & C_{T,0}(t_0) > 0 \end{cases}, \qquad (15)$$

где $C_{T,i}(t_0)$ - результат определения содержания i-го радионуклида при первичном обследовании работника на СИЧ.

§ 39. Если в конце какого-либо j-го периода контроля i-й радионуклид не зарегистрирован (содержание оказалось ниже порога регистрации применяемой в Методике выполнения измерений), то $C_{T,i}^{(1)}(t_j)$ и $C_{T,i}^{(2)}(t_j)$ присваиваются нулевые значения. При этом $\Delta C_{T,i}(t_{j-1}, t_j)$ и, соответственно $\Pi_{i,j}$ в (12), также приравниваются нулю.

6.2. Расчет приращения эффективной дозы за период контроля

§ 40. Рассчитать приращение эффективной дозы за j-й период контроля $E_j(\tau)$, мЗв. Суммирование производится по всем зарегистрированным радионуклидам:

$$E_j(\tau) = 1000 \sum_{i=1}^{k} e_{ig}(\tau) \times \Pi_{i,j}, \qquad (16)$$

где i - индекс радионуклида; k - число всех зарегистрированных радионуклидов; $e_{ig}(\tau)$ - дозовый коэффициент из Табл.2, Зв/Бк.

§ 41. Рассчитать оценку верхней границы возможного приращения эффективной дозы за j-й период контроля $E_j^{max}(\tau)$, мЗв:

$$E_j^{max}(\tau) = 1000\sum_{i=1}^{k} e_{i,g}(\tau) \times \Pi_{i,j}^{max}, \quad (17)$$

где $\Pi_{j,i}^{max}$ - оцененная согласно § 35 верхняя граница возможного поступления i-го радионуклида за j-й период контроля, Бк.

7. Выходные формы представления результата расчета дозы

§ 42. *Результаты расчета дозы на основании* проведенных измерений оформляются в виде протокола, утверждённого соответствующими службами предприятия. В протоколе должны быть отражены:

- фамилия, имя, отчество пациента;
- личный идентификационный номер, в качестве которого следует принять номер свидетельства государственного пенсионного страхования;
- результаты определения приращения эффективной дозы внутреннего облучения за период контроля и верхняя граница приращения дозы (форма №1), накопленная эффективная доза с начала календарного года и верхняя граница дозы (форма №2). Если радионуклид внесен в рабочую библиотеку измерений пациента и не обнаружен, то данное сообщение также вносится в протокол;
- даты выполнения измерения на установке «Измерительный СИЧ»;
- фамилия проводившего измерение.

§ 43. Формы компьютерных протоколов расчета дозы по результатам измерений на установке «Измерительный СИЧ» (пример):

Форма № 1

Измерительный СИЧ
Печать результата расчета приращения дозы

№ Свидетельства пенсионного страхования	111-222-333-44
Фамилия	Иванов
Имя	Иван
Отчество	Иванович
Дата предыдущего измерения	10.03.2000
Дата измерения	15.04.2000
Приращение дозы, мЗв (верхняя граница приращения, мЗв)	1,3 (2,2)
Вклад радионуклида, мЗв	
Cr-51	0,2
Mn-54	0,4
Co-60	0,7
Измерение провел	Петров П.П.

Форма № 2

Печать результата определения годовой эффективной дозы внутреннего облучения

№ Свидетельства пенсионного страхования	111-222-333-44
Фамилия	Иванов
Имя	Иван
Отчество	Иванович

Дата определения	Накопленная доза, мЗв (верхняя граница оценки, мЗв)
15.01.2000	0(0)
10.03.2000	1,1 (1,6)
15.04.2000	2,8 (4,2)
05.06.2000	3,3 (5,0)
11.08.2000	4,4 (7,8)
15.10.2000	5,2 (8,3)

Годовая доза внутреннего облучения за 2000 год, мЗв (верхняя граница оценки, мЗв)	5,2 (8,3)

8. Библиографические данные

1. СП 2.6.1.758-99. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). Гигиенические нормативы. М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 1999, 116 с.

2. СП 2.6.1.799-99. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99). Санитарные правила. М.: Центр санитарно-эпидемиологического нормирования, гигиенической сертификации и экспертизы Минздрава России, 2000.

3. МУ 2.6.1.16-2000. Определение индивидуальных эффективных и эквивалентных доз и организация контроля профессионального облучения в контролируемых условиях обращения с источниками излучения. Общие требования. Методические указания. ДБЧС МАЭ РФ, Федеральное управление «Медбиоэкстрем» Минздрава России. АНРИ № 3(22) 2000, сс.43-75.

4. МУ 2.6.1.26-2000. Дозиметрический контроль профессионального внутреннего облучения. Общие требования. Методические указания. ДБЧС МАЭ РФ, Федеральное управление «Медбиоэкстрем» Минздрава России.

5. В.А.Кутьков, В.В.Ткаченко и др. Определение индивидуальной ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения по результатам систематических обследований работников на спектрометре излучения человека. АНРИ № 2(25), 2001, сс.69-76.

6. ICRP, Limits for Intakes of Radionuclides by Workers, ICRP Publication № 30, Part 1 Ann. ICRP 2 (3/4), Pergamon Press, Oxford (1979); ICRP Publication № 30, Part 2, Ann. ICRP 4 (3/4), Pergamon Press, Oxford (1980); ICRP Publication 30, Part 3, Ann. ICRP 6 (2/3), Pergamon Press, Oxford (1981); ICRP Publication № 30, Part 4, Ann. ICRP 19 (4), Pergamon Press, Oxford (1988).

7. ICRP, Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides: Part 1, ICRP Publication № 56, Ann. ICRP 20 (2), Pergamon Press, Oxford (1989).

8. ICRP, Protection against Radon-222 at Home and at Work, ICRP Publication №65, Ann. ICRP 23 (2), Pergamon Press, Oxford (1993).

9. 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), Elsevier Science, Oxford (1993).

10. ICRP, Human Respiratory Tract Model for Radiological Protection, ICRP Publication № 66,

Ann. ICRP 24 (1-3), Elsevier Science, Oxford (1994).

11. ICRP, Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers, ICRP Publication No. 68, Ann. ICRP 24 (4), Elsevier Science, Oxford (1994).

12. 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), Elsevier Science, Oxford (1995).

13. ICRP, Basic Anatomical and Physiological Data for use in Radiological Protection: The Skeleton, ICRP Publication № 70, Annals of the ICRP 25 (2), Elsevier Science, Oxford (1995).

14. ICRP, Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides, Part 4, Inhalation Dose Coefficients, ICRP Publication № 71, Ann. ICRP 25 (3-4), Elsevier Science, Oxford (1995).

15. ICRP, Age-Dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides, Part 5, Compilation of Ingestion and Inhalation Dose Coefficients, ICRP Publication № 72, Ann. ICRP 26 (1), Elsevier Science, Oxford (1996).

16. ICRP, Individual Monitoring for Internal Exposure of Workers. Replacement of ICRP Publication 54. ICRP Publication № 78, Ann ICRP 28 (1), Elsevier Science, Oxford (1998).

17. ICRP, General Principles for the Radiation Protection of Workers. ICRP Publication № 75, Ann ICRP 27 (1), Elsevier Science, Oxford (1997). Общие принципы радиационной защиты персонала. Публикация 75 МКРЗ / Пер. с англ. М.В.Жуковского. Екат.: УРАЛЭС-ЦЕНТР, 1999, 94с.

Приложения

Приложение 1.
Определение годовой эффективной дозы внутреннего облучения

Согласно требованиям п.3.1.5 НРБ-99 нормируемой величиной, характеризующей техногенное облучение работника в течение года является годовая эффективная доза, равная сумме эффективной дозы внешнего облучения, полученной за календарный год, и ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения (ОЭД), обусловленной поступлением в организм радионуклидов за этот же год. Основным видом индивидуального контроля внутреннего облучения согласно МУ 2.6.1.26-2000 «Дозиметрический контроль профессионального внутреннего облучения. Общие требования» [4] является Текущий индивидуальный дозиметрический контроль (текущий контроль).

Текущий контроль внутреннего облучения заключается в проведении систематических инструментальных измерений содержания радионуклидов в теле или отдельных органах человека с целью определения ОЭД, обусловленных поступлением радионуклидов в организм в неизвестные моменты (промежутки) времени. Индивидуальные систематические измерения в рамках текущего контроля проводятся в течение года в моменты времени t_j с определенной периодичностью (например, через фиксированные интервалы времени) в зависимости от значения дозы и безусловно приемлемого уровня неопределенности ее значения, определенного по результатам текущего контроля. Значения безусловно приемлемого уровня неопределенности для различных значений доз внутреннего облучения установлены в [3,4].

Основной величиной для индивидуального контроля внутреннего облучения является ожидаемая годовая эффективная доза E внутреннего облучения, которая получается суммированием приращений эффективных доз E_j за все периоды контроля в течение года:

$$E(\tau) = \sum_{j=1}^{N} E_j(\tau), \qquad (18)$$

где j - порядковый номер обследования на СИЧ, произведенного в момент времени t_j, и соответствующего j-му периоду контроля; N - число обследований в течение года.

Приращение эффективной дозы внутреннего облучения E_j (мЗв) за период контроля

равно сумме поступлений i-ых радионуклидов $П_{i,j}$ (Бк) за j-й период контроля, умноженных на соответствующие дозовые коэффициенты:

$$E_j(\tau) = 1000\sum_{i=1}^{k} e_{ig}(\tau) \times П_{i,j}, \qquad (19)$$

где i - индекс радионуклида; k - число всех зарегистрированных радионуклидов; $e_{ig}(\tau)$ - дозовый коэффициент на единичное поступление химического соединения данного i-го радионуклида, которое при ингаляции следует отнести к типу g*, Зв/Бк. Значения $e_{ij}(\tau)$ для основных радионуклидов в аэрозолях реакторного происхождения определены в Приложении П1 к Нормам и приведены в Табл.2.

Поступление $П_{i,j}$ определяется посредством расчета с использованием ряда последовательных данных систематических измерений величины $C_{Ti}(t_j)$ - содержания i-го радионуклида в момент времени t_j в органе Т (легкие, щитовидная железа или все тело). Измерения $C_{Ti}(t_j)$ производятся с заданным Регламентом дозиметрического контроля промежутком времени между последовательными обследованиями (измерениями) на СИЧ - периодом контроля Δt_j.

Приложение 2.
Соотношение между поступлением и содержанием радионуклида в органе

Выведение радионуклида из организма человека сразу после его поступления через органы дыхания описывается табличной функцией $\varphi_{T,i}(t)$, значения которой получены в результате моделирования биокинетики радиоактивных веществ в организме стандартного работника согласно рекомендациям МКРЗ [6-16]. Функция $\varphi_{T,i}(t)$ определяет активность i-го радионуклида в органе Т в момент времени t при поступлении 1 Бк радионуклида в организм человека в момент времени t = 0. Её значения зависят от физико-химических характеристик поступающих аэрозолей. В настоящей Методике используются значения функции $\varphi_{T,i}(t)$, рассчитанные для радиоактивных аэрозолей со стандартными характеристиками согласно пп.8.3, 8.4 НРБ-99 [1] и отвечающие стандартной модели определения индивидуальных доз согласно п.10.8 МУ 2.6.1.16-2000 [3] и требованиям раздела 6.2 МУ 2.6.1.26-2000 [4].

После ингаляционного поступления аэрозолей с физико-химическими свойствами, соответствующими Нормам, для веществ типа М и П при интервалах времени, превышающих двое суток после поступления, а для веществ типа Б - превышающих одни сутки, табличные функции выведения $\varphi_{T,i}(t)$ могут быть с погрешностью не хуже 2% аппроксимированы суммой двух экспонент, формально отражающих независимое поведение в организме человека двух компонент радиоактивного вещества [5]:

$$\varphi_{T,i}(t) = \sum_{n=1}^{2} \varphi_{T,i}^{(n)}(t) = \sum_{n=1}^{2} A_T^{(n)} \exp\left[-\left(\alpha_T^{(n)} + \lambda_i\right)t\right], \qquad (20)$$

где t - интервал времени между поступлением и измерением содержания радионуклида, сут.; λ_i - постоянная распада i-го радионуклида; $A_T^{(n)}$, $\alpha_T^{(n)}$, n = 1,2 - константы для данного органа и данного типа радионуклида, значения которых приведены в Табл.1.

Содержание i-го радионуклида в органе Т в момент времени t_j (в конце j-го периода контроля) обусловлено:

- поступлением i-го радионуклида за j-й период контроля (t_{j-1}, t_j), которое определяется мощностью поступления $p_i(t)$ (Бк/сут.);
- поступлением i-го радионуклида за всю историю профессиональной деятельности ра-

* При индивидуальном контроле поступлений с помощью СИЧ тип радионуклида при ингаляции неизвестных соединений следует выбирать как для самого медленно выводящегося соединения согласно Приложению П3 Норм. Если поступление радионуклида определяется иначе и (или) известно долевое соотношение между соединениями данного радионуклида различных типов при ингаляции в составе аэрозолей в формуле (19) необходимо выполнить суммирование и по отдельным типам с различными g.

ботника, предшествовавшую j-му периоду контроля (t_{j-1}, t_j):

$$C_{T,i}(t_j) = \int_{t_{j-1}}^{t_j} p_i(t)\varphi_i(t_j - t)dt + \sum_{n=1}^{2} C_{T,i}^{(n)}(t_{j-1}) \times \exp\left[-\left(\alpha_T^{(n)} + \lambda_i\right)\Delta t_j\right], \qquad (21)$$

где $C_i(t_j)$ - измеренное содержание i-го радионуклида в органе Т в момент времени t_j (в конце j-го периода контроля); $C_{T,i}^{(n)}(t_{j-1})$ - часть измеренного содержания i-го радионуклида в органе Т в момент времени t_{j-1} (в конце (j–1)-го периода контроля), обусловленная поступлением этого радионуклида в организм в течение времени $(0, t_{j-1})$ и отнесенная по скорости выведения к n-ой фракции; $\Delta t_j = (t_j - t_{j-1})$ - длительность j-го периода контроля, сут.

Приложение 3.
Интерпретация данных текущего индивидуального контроля

Определение поступления радионуклида

При интерпретации результатов систематических измерений содержания i-го радионуклида при текущем контроле принимается, что в течение j-го периода контроля (t_{j-1}, t_j) имеет место равномерное поступление радионуклидов в организм с мощностью поступления:

$$p_i(t) = \frac{\Pi_{i,j}}{\Delta t_j}, \quad t \in (t_{j-1}, t_j), \qquad (22)$$

где $\Pi_{i,j}$ - суммарное ингаляционное поступление i-го радионуклида в течение j-го периода контроля.

Приращение $\Delta C_{T,i}(t_{j-1}, t_j)$ содержания i-го радионуклида в органе Т, обусловленное его поступлением за j-й период контроля (t_{j-1}, t_j), вычисляется по результатам последовательных измерений и согласно Приложению 1 равно:

$$\Delta C_{T,i}(t_{j-1}, t_j) = \begin{cases} Q, & Q > 0 \\ 0 & Q \le 0 \end{cases}, \qquad (23)$$

где

$$Q = \int_{t_{j-1}}^{t_j} p_i(t)\varphi_i(t_j - t)dt = C_{T,i}(t_j) - \sum_{n=1}^{2} C_{T,i}^{(n)}(t_{j-1}) \times \exp\left[-\left(\alpha_T^{(n)} + \lambda_i\right)\Delta t_j\right],$$

$C_i(t_j)$ - измеренное содержание i-го радионуклида в органе Т в момент времени t_j (в конце j-го периода контроля); $C_{T,i}^{(n)}(t_{j-1})$ - часть измеренного содержания i-го радионуклида в органе Т в момент времени t_{j-1} (в конце (j-1)-го периода контроля), обусловленная поступлением этого радионуклида в организм в течение времени $(0, t_{j-1})$ и отнесенная по скорости выведения к n-ой фракции.

Таким образом, согласно (23) и (22) поступление, связанное с приращением содержания за j-й период контроля, вычисляется по формуле:

$$\Pi_{i,j} = \frac{\Delta t_j \times \Delta C_{T,i}(t_{j-1}, t_j)}{\vartheta_{T,i}^{(1)}(\Delta t_j) + \vartheta_{T,i}^{(2)}(\Delta t_j)}, \qquad (24)$$

где

$$\vartheta_{T,i}^{(n)}(t) = \frac{A_T^{(n)}}{\alpha_T^{(n)} + \lambda_i}\left\{1 - \exp\left[-(\alpha_T^{(n)} + \lambda_i)t\right]\right\}.$$

$A_T^{(n)}, \alpha_T^{(n)}$, n = 1, 2 - константы для данного органа данного типа радионуклида, приведенные в Табл.1 и характеризующие функцию выведения.

По полученному значению $П_{i,j}$ в соответствии с (19) Приложения 2 рассчитывается приращение эффективной дозы за j-й период контроля $E_j(\tau)$ (мЗв) суммированием по всем радионуклидам.

Части измеренного содержания i-го радионуклида в органе Т в момент времени t_j (в конце j-го периода контроля), обусловленные поступлением этого радионуклида в организм в течение времени $(0, t_j)$ и отнесенные по скорости выведения к n-ой фракции вычисляются в соответствии:

$$C_{T,i}^{(n)}(t_j) = C_{T,i}^{(n)}\left(t_{j-1}\right) \times \exp\left[-\left(\alpha_T^{(n)} + \lambda_i\right)\Delta t_j\right] + П_{i,j} \times \vartheta_{T,i}^{(n)}\left(\Delta t_j\right), n = 1, 2, \quad (25)$$

где $П_{i,j}$, $\vartheta_{T,i}^{(n)}\left(\Delta t_j\right)$ - см. формулы (24).

Оценка неопределенности значения годовой эффективной дозы

Согласно Методическим указаниям МУ 2.6.1.16-2000 [3], устанавливающим общие требования к определению индивидуальных эффективных доз и к организации контроля профессионального облучения, в качестве приемлемой неопределенности оценки значений ожидаемой годовой эффективной дозы внутреннего облучения, $E(\tau)$, следует руководствоваться соотношением вида:

$$\frac{U}{E(\tau)} \le \Psi - 1$$
$$U = E^{max}(\tau) - E(\tau) \quad , \quad (26)$$

где U - абсолютное значение неопределенности оценки значений ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения; $E(\tau)$ - значение ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения, полученное расчетом по результатам измерений; $E^{max}(\tau)$ - верхняя граница диапазона возможных значений результатов расчетов $E(\tau)$ для истинного значения этой величины; ψ - безразмерный фактор безусловно приемлемой неопределенности определения величины, отражающий достижимую в настоящее время точность измерения или расчета по его результатам и являющийся отношением верхней границы диапазона возможных значений к значению, полученному из измерений.

Значение параметра ψ установлено в МУ 2.6.1.16-2000 равным 2,5 для значений индивидуальных доз, близких к пределу дозы 20 мЗв в год. МУ «Дозиметрический контроль профессионального внутреннего облучения. Общие требования» значение параметра ψ устанавливают равным 3,0 для значений индивидуальных доз, близких к уровню введения индивидуального дозиметрического контроля внутреннего облучения (1 мЗв в год) и равным 2,0 для определения значений индивидуальных доз аварийного облучения.

При оценке неопределенности значения искомой величины, определяемой по результатам дозиметрического контроля, в соответствии с МУ 2.6.1.16-2000 следует учитывать:

- неопределенность определения соответствующей величины согласно применяемой методике выполнения измерений (МВИ);
- неопределенность распространения результатов измерений или расчетов на реальный объект контроля (неопределенность за счет организации радиационного контроля, обусловленная его представительностью, расчета поступлений радионуклидов и т.д.).

При оценке неопределенности значения искомой величины, определяемой по результатам дозиметрического контроля в соответствии с МУ 2.6.1.16-2000, не следует учитывать неопределенности принятых в обоснование Норм и используемых в радиационном контроле дозиметрических моделей и их параметров, характеризующих стандартного работника.

При планировании программы контроля доз внутреннего облучения, при разработке средств измерения и методик определения доз следует руководствоваться соображениями о безусловно приемлемой неопределенности оценки значений дозиметрических величин.

В данной Методике рассчитывается фактор неопределенности ψ для годовой эффективной дозы внутреннего облучения, связанный с организацией радиационного контроля, в

частности, измерений на СИЧ. Аппаратурная составляющая оценивается при измерениях и связана с применяемой Методикой выполнения измерений содержания радионуклидов в организме. Предполагается, что вклад аппаратурной составляющей не велик (погрешность измерений, как правило, не превышает 30÷40 %).

Фактор неопределенности рассчитывается по формуле:

$$\Psi = \sum_{j=1}^{N} E_j^{max}(\tau) \Big/ \sum_{j=1}^{N} E_j(\tau), \qquad (27)$$

где j - номер периода контроля; N - число периодов контроля в течение календарного года; $E_j(\tau)$ - просуммированное согласно (19) по всем радионуклидам значение приращения эффективной дозы за j-й период контроля; $E_j^{max}(\tau)$ - то же для оценок верхних границ возможных значений эффективной дозы.

Верхние границы возможных значений $E_j^{max}(\tau)$ (мЗв) определяются суммированием по всем радионуклидам:

$$E_j^{max}(\tau) = 1000 \sum_{i=1}^{k} e_{i,g}(\tau) \times \Pi_{i,j}^{max}, \qquad (28)$$

где i - индекс радионуклида; k - число зарегистрированных радионуклидов; $e_{i,g}(\tau)$ - дозовый коэффициент для i-го радионуклида и типа соединения при ингаляции g, Зв/Бк; $\Pi_{j,i}^{max}$ - оцененная верхняя граница возможного поступления i-го радионуклида за j-й период контроля, Бк.

Верхняя граница поступления i-го радионуклида за j-й период контроля в (28) вычисляется как максимально возможное гипотетическое поступление, которое может обеспечить полученное при измерениях приращение содержания $\Delta C_{T,i}(t_{j-1}, t_j)$ в конце j-го периода контроля:

$$\Pi_{i,j}^{max} = \frac{\Delta C_{T,i}(t_{j-1}, t_j)}{\varphi_{T,i}(\Delta t_j)} = \frac{\Delta C_{T,i}(t_{j-1}, t_j)}{\sum_{n=1}^{2} A_T^{(n)} \exp\left[-\left(\alpha_T^{(n)} + \lambda_i\right)\Delta t_j\right]}, \qquad (29)$$

где $\varphi_{T,i}(\Delta t_j)$ - значение функции выведения данного радионуклида из органа T для времени, равного длительности j-го периода контроля.

Приложение 4.
Интерпретация данных оперативного индивидуального контроля

Определение поступления радионуклида

При интерпретации результата единичного измерения содержания i-го радионуклида, поступление которого в организм произошло в известный момент времени ζ в течение j-го периода контроля (t_{j-1}, t_j), предполагается, что имеет место однократное поступление радионуклидов в организм с мощностью поступления, выражаемой через δ - функцию Дирака:

$$p_i(t) = \Pi_{i,j} \times \delta(t - \zeta), \qquad (30)$$

где $\Pi_i(\zeta)$ - поступление i-го радионуклида в известный момент времени ζ.

Приращение содержания i-го радионуклида в органе T, обусловленное его поступлением за j-й период контроля (t_{j-1}, t_j), вычисляется по результатам последовательных измерений согласно (23).

Согласно (23) и (30), однократное поступление $\Pi_i(\zeta)$ может быть рассчитано по формуле:

$$П_{i,j} = \frac{\Delta C_{T,i}(t_{j-1}, t_j)}{\varphi_{T,i}(t_j - \zeta)} = \frac{\Delta C_{T,i}(t_{j-1}, t_j)}{\sum_{n=1}^{2} A_T^{(n)} \exp\left[-\left(\alpha_T^{(n)} + \lambda_i\right)(t_j - \zeta)\right]}. \quad (31)$$

По полученному значению $П_i(\zeta)$ в соответствии с (19) рассчитывается приращение эффективной дозы за j-й период контроля $E_j(\tau)$ (мЗв) суммированием по всем радионуклидам.

Части измеренного содержания i-го радионуклида в органе T в момент времени t_j (в конце j-го периода контроля), обусловленные поступлением этого радионуклида в организм в течение времени (0, t_j) и отнесенные по скорости выведения к n-ой фракции равны

$$C_{T,i}^{(n)}(t_j) = C_{T,i}^{(n)}(t_{j-1}) \times \exp\left[-\left(\alpha_T^{(n)} + \lambda_i\right)\Delta t_j\right] + П_{i,j} \times \varphi_{T,i}^{(n)}(t_j - \zeta), n = 1, 2, \quad (32)$$

где функции $\varphi_{T,i}^{(n)}(t)$ определены в (20).

Оценка неопределенности значения приращения эффективной дозы

Согласно Методическим указаниям МУ 2.6.1.26-2000 [4] оперативный контроль является дополнительным видом контроля внутреннего облучения персонала при выполнении отдельных радиационно-опасных работ. Результаты определения доз внутреннего облучения, полученные с помощью оперативного контроля, используются для:

- определения внутреннего облучения, полученного при выполнении отдельных радиационно-опасных работ;
- определения приращения дозы внутреннего облучения за период времени, составляющий какую-то часть от длительности периода контроля, установленного в программе радиационного контроля для текущего контроля внутреннего облучения.

В данном разделе Методики рассчитывается верхняя граница поступления i-го радионуклида за j-й период контроля в (28) как максимально возможное гипотетическое поступление, которое может обеспечить полученное при измерениях приращение содержания $\Delta C_{T,i}(t_{j-1}, t_j)$ в конце j-го периода контроля:

$$П_{i,j}^{max} = \frac{\Delta C_{T,i}(t_{j-1}, t_j)}{\varphi_{T,i}(\Delta t_j)} = \frac{\Delta C_{T,i}(t_{j-1}, t_j)}{\sum_{n=1}^{2} A_T^{(n)} \exp\left[-\left(\alpha_T^{(n)} + \lambda_i\right)\Delta t_j\right]}, \quad (33)$$

где $\varphi_{T,i}(\Delta t_j)$ - значение функции выведения данного радионуклида из органа T для времени, равного длительности j-го периода контроля.

Верхние границы возможных значений $E_j^{max}(\tau)$ (мЗв) определяются суммированием по всем радионуклидам:

$$E_j^{max}(\tau) = 1000 \sum_{i=1}^{k} e_{ig}(\tau) \times П_{j,i}^{max}, \quad (34)$$

где i - индекс радионуклида; k - число зарегистрированных радионуклидов; $e_{ig}(\tau)$ - дозовый коэффициент для i-го радионуклида и типа соединения при ингаляции g, Зв/Бк; $П_{j,i}^{max}$ оцененная верхняя граница поступления i-го радионуклида за j-й период контроля, Бк.

Приложение 5.

Пример расчета индивидуальной ожидаемой дозы внутреннего облучения по данным систематического измерения содержания радионуклидов в теле человека

Рассмотрим пример расчета поступления радионуклида по результатам измерения его содержания C в органе или ткани. Исходные данные для расчета приведены в Табл.4. Расчет проводится согласно требованиям раздела 5.

Верхняя возможная граница поступления $П^{max}$ может быть получена в предположении,

что результат j-го измерения обусловлен разовым поступлением $\Delta t_j = t_j - t_{j-1}$ дней назад (в начале соответствующего периода контроля) и значение U в (26):

$$U = П^{max} - П. \qquad (35)$$

Обработав таким образом результаты измерений всех радионуклидов, можно рассчитать приращение эффективной дозы внутреннего облучения и верхнюю границу этого приращения.

Годовая эффективная доза получается суммированием результатов нескольких измерений. При этом следует руководствоваться рекомендациями МУ 2.6.1.16-2000. При суммировании величин, полученных в течение нескольких периодов контроля, применимы правила обычного суммирования независимых случайных величин

$$П = \sum_i П_i, \; U = \sqrt{\sum_i U_i^2}, \qquad (36)$$

где i - индекс обозначения частного результата.

Пусть в смеси содержатся два радионуклида - ^{59}Fe и ^{60}Co, оба в виде оксидов, относящихся при ингаляции к типам соединений П и М соответственно. В Табл.3 представлены картины заданных поступлений этих радионуклидов в течение года вместе с результатами измерения их содержания в легких, полученные в результате математического моделирования выведения радионуклидов из тела человека.

Табл.3. *Поступление ^{60}Co и ^{59}Fe, результаты измерения его содержания в легких.*

Поступление ^{60}Co				Поступление ^{59}Fe			
Разовое		Пролонгированное		Разовое		Пролонгированное	
День	П, Бк	День	П, Бк/день	День	П, Бк	День	П, Бк/день
50	1000	0 – 100	30	50	500	0 – 100	10
90	1500	150 – 350	50	90	500	150 – 350	20
160	500	456 – 536	30	160	200	456 – 536	30
250	5000	576 – 636	50	250	3000	576 – 636	30
290	3000	791 – 821	50	290	1000	791 – 821	10
446	1500	911 – 1001	100	446	200	911 – 1001	30
486	1000			486	500		
546	2000			546	200		
606	1000			606	1000		
696	3000			696	500		
821	1000			821	1000		
911	5000			911	500		
1001	3000			1001	2000		
1021	2000			1021	1000		
1081	1000			1081	1000		

По исходным данным Табл.3 можно рассчитать действительные содержания в легких ^{60}Co и ^{59}Fe в моменты измерений, т.е. решить прямую задачу. В Табл.4 представлены результаты таких расчетов согласно алгоритму, описанному в разделе 5. Начальные значения быстрых компонент равны нулю, медленных - 500 Бк для ^{59}Fe и 1000 Бк для ^{60}Co.

В Табл.5 представлены результаты расчетов поступления ^{60}Co и ^{59}Fe в соответствии с формулами раздела 5, в расчетах использовались только содержания из Табл.4, а режим поступления полагался неизвестным и модель восстановления соответствовала непрерывным за интервал Δt равномерным поступлениям. В Табл.6 представлены результаты оценки величины ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения (ОЭД), полученной к моменту измерения на СИЧ.

Табл.4. *Содержание радионуклидов ^{59}Fe и ^{60}Co в легких для приведенных в Табл.3 исходных данных.*

Номер измерения	День	Содержание в легких, Бк	
		^{60}Co	^{59}Fe
1	60	1210	211
2	170	1350	78
3	240	1506	81
4	350	2296	128
5	426	1962	21
6	536	2094	123
7	606	2299	200
8	726	2251	41
9	791	2011	9
10	901	1913	17
11	971	2720	109
12	1091	2848	132

Табл.5. *Результаты оценки поступления ^{60}Co и ^{59}Fe.*

T, дни	Поступление ^{60}Co			Поступление ^{59}Fe		
	Рассчитанное поступление, кБк	Верхняя граница оценки поступления, кБк	Действительное поступление, кБк	Рассчитанное поступление, кБк	Верхняя граница оценки поступления, кБк	Действительное поступление, кБк
60	0	0	0	0	0	0
170	2,9	3,5	2,8	1,4	3,3	1,1
240	7,1	8,8	7,0	3,8	23,7	2,6
350	10,7	13,1	10,5	4,7	25,3	5,0
426	23,2	29,1	24,0	8,4	45,7	10,2
536	23,2	29,1	24,0	8,4	45,7	10,2
606	28,3	35,5	28,9	11,9	64,1	13,3
726	33,1	41,4	33,4	15,8	75,5	15,2
791	37,5	46,9	37,9	16,6	80,1	16,6
901	37,5	46,9	37,9	16,6	80,1	16,6
971	39,6	49,6	40,4	17,1	82,6	17,9
1091	50,3	62,7	51,4	19,4	89,3	20,2
1091	58,5	73,1	60,4	23,2	110,1	25,1

Табл.5 показывает, что для достаточно долгоживущего ^{60}Co различия между $П_{ист.}$ и $П_{i,j}$ невелики. Для короткоживущего ^{59}Fe эти различия при временах между измерениями 2–4 мес. могут быть значительны, особенно удаляется верхняя граница. При суммировании эффективных доз подобные различия сглаживаются, как показано в Табл.6.

На Рис.1 и Рис.2 представлены результаты обработки данных систематических измерений содержания в теле человека ^{59}Fe и ^{60}Co, заданные в Табл.4.

Табл.6. *Результаты оценки величины ожидаемой эффективной дозы внутреннего облучения (ОЭД), полученной к моменту измерения на СИЧ.*

Т, дни	Рассчитанное значение ОЭД, мЗв			Верхняя граница оценки ОЭД, мЗв		
	^{60}Co	^{59}Fe	$^{60}Co+^{59}Fe$	^{60}Co	^{59}Fe	$^{60}Co+^{59}Fe$
0	0	0	0	0	0	0
60	0,085	0,0048	0,09	0,1	0,012	0,11
170	0,21	0,013	0,22	0,25	0,083	0,33
240	0,31	0,016	0,32	0,38	0,088	0,47
350	0,67	0,029	0,70	0,84	0,16	1,0
426	0,67	0,029	0,70	0,84	0,16	1,0
536	0,82	0,042	0,86	1,0	0,22	1,2
606	0,96	0,055	1,00	1,2	0,26	1,5
726	1,1	0,058	1,2	1,4	0,28	1,7
791	1,1	0,058	1,2	1,4	0,28	1,7
901	1,2	0,060	1,3	1,4	0,29	1,7
971	1,5	0,068	1,6	1,8	0,31	2,1
1091	1,7	0,081	1,8	2,1	0,39	2,5

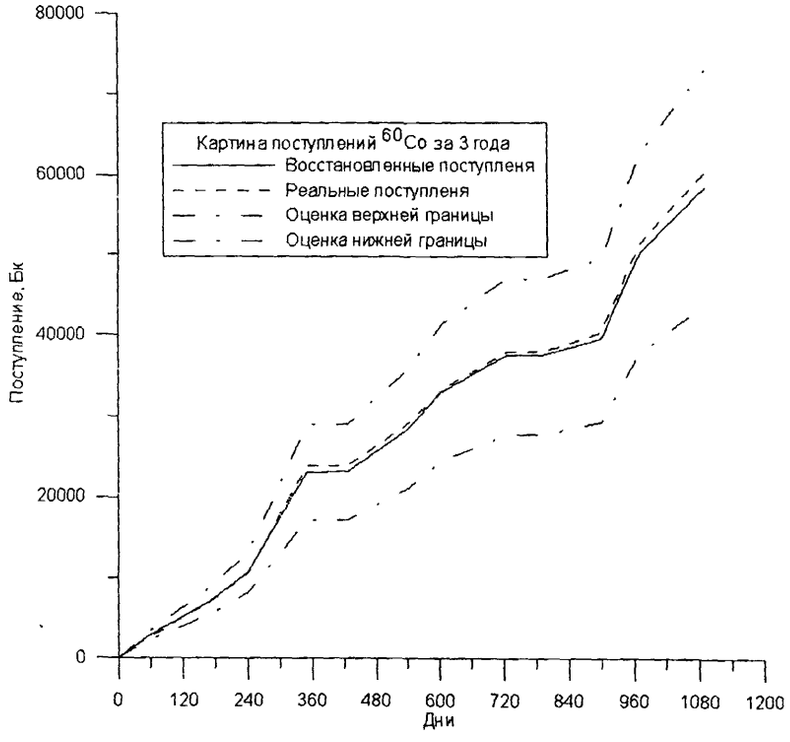

Рис.1. *Поступление ^{60}Co и результаты восстановления.*

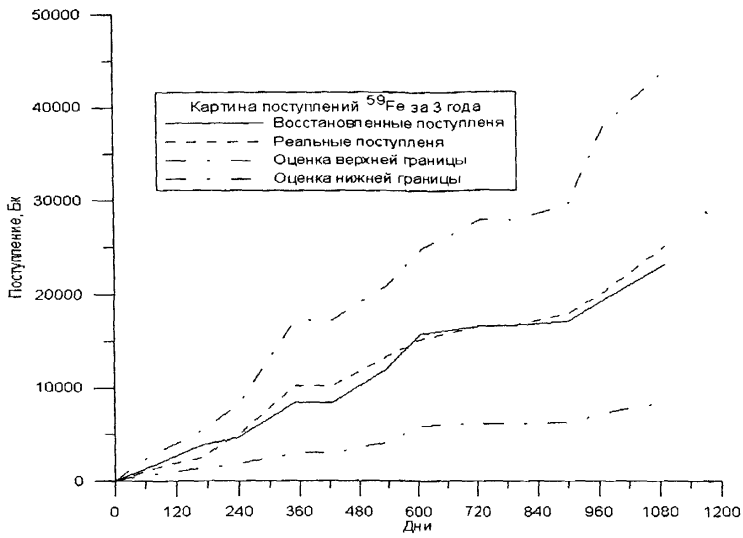

Рис.2. *Поступление ^{59}Fe и результаты восстановления.*

Приложение 6. Список исполнителей

Научный руководитель - ведущий научный сотрудник,
член РНКРЗ, к.ф-м.н. ..... В.А.Кутьков
Научный руководитель - декан ИАТЭ, доцент, к.т.н. ..... В.В.Ткаченко
Исполнители:
РНЦ «Курчатовский институт» - член РНКРЗ, к.ф-м.н. ..... В.А.Кутьков
ИАТЭ - доцент, к.т.н. ..... В.В.Ткаченко
ИАТЭ - доцент, к.ф.-м.н. ..... В.П.Романцов
ИАТЭ - инженер ..... Д.А.Бубало
ИАТЭ - инженер ..... Е.Ф.Фещенко

gost.e-ecolog.ru