

**М.М. Голутвина  
Ю.В. Абрамов**

**КОНТРОЛЬ  
за поступлением  
радиоактивных  
веществ  
в организм  
человека  
и их  
содержанием**

Под редакцией академика  
АН СССР Л.А. Булдакова



МОСКВА  
ЭНЕРГОАТОМИЗДАТ  
1989

УДК 614.876

Голутвина М.М., Абрамов Ю.В. Контроль за поступлением радиоактивных веществ в организм человека и их содержанием/Под ред. Л.А. Булдакова. — М.: Энергоатомиздат, 1989.— 176 с. ISBN 5-283-02983-2

Приведены методы прижизненной оценки содержания радиоактивных веществ в организме человека, занятого в современном производстве. Главное внимание уделено вопросам косвенной дозиметрии, т.е. определению внутреннего содержания радиоактивного вещества и создаваемой им дозы облучения исходя из результатов анализа выделений. Освещены принципы сбора и хранения биологических проб, методы их анализа, измерения и интерпретация полученных данных. Кроме того, описаны методы оценки величины ингаляционного поступления радионуклидов.

Для научных работников: радиационных гигиенистов, а также химиков и физиков, работающих в области радиационной безопасности. Табл. 15. Ил. 35. Библиогр.: 68 назв.

Рецензент В.В. Борисова

Редактор Л.В. Лещинская

1901000000-012 34-89  
051 (01) -89

BN 5-283-02983-2

© Энергоатомиздат, 1989

## ПРЕДИСЛОВИЕ РЕДАКТОРА

Вопросы контроля за поступлением радиоактивных веществ в организм человека и их содержанием всегда были наиболее значительными в проблеме радиационной защиты персонала. Это обусловлено тем, что радиоактивные вещества способны накапливаться в организме, соответствующим образом перераспределяться в тканях, достигая в отдельных органах уровней, которые могут оказаться небезопасными для здоровья. Процессы обмена радионуклидов в организме при естественных путях поступления (ингаляционно, через рот, через неповрежденную или поврежденную кожу и слизистые оболочки органов зрения) зависят не только, а часто не столько от физиологических особенностей, сколько от физико-химических свойств радиоактивного вещества, дисперсности аэрозолей, кислотности растворов, склонности к гидролизу и комплексообразованию радиоактивных веществ. Поэтому авторы построили книгу таким образом, что эти важнейшие процессы получили нужное освещение.

В гл. 1, в соответствии с современными представлениями, изложены закономерности проникновения в организм, удержания и выведения радиоактивных веществ. При этом использована терминология МКРЗ (Международной комиссии по радиационной защите). Это позволяет легко ориентироваться в справочной и другой научной литературе. Здесь авторы рассмотрели не только вопросы оценки величины ингаляционного поступления и закономерности удержания, но и организации контроля за содержанием радиоактивных веществ в организме человека. Этот раздел особенно важен в практическом отношении.

В гл. 2 рассматриваются конкретные методические приемы отбора проб до их минерализации. Эта глава в сущности не что иное, как организационно-практическое руководство для биофизических лабораторий.

Глава 3 посвящена собственно методам радиохимического анализа биологических проб. При этом авторы остановили свой выбор на наиболее значимых в плане радиационной безопасности изотопах трансурановых элементов,  $\alpha$ -излучателях полонии, радии, тории и уране, а также на радиоизотопах стронция, водорода, фосфора и др. Набор радиоактивных изотопов достаточно широк и по существу удовлетворяет запросам практической деятельности служб радиационной безопасности.

Глава 4 посвящена оценке содержания радионуклида в организме по радиоактивности биологической пробы с конечной целью оценить радиационную дозу в организме. Задача эта не просто сложная. Она очень сложная. Достаточно сказать, что в мире есть ряд серьезных научных коллективов, которые заняты решением этой задачи последние 40 лет. При оценке результатов измерения и реконструкции дозовых нагрузок авторы широко используют не только богатый свой, но и международный опыт.

Таким образом, в предлагаемой книге имеются ответы на все вопросы, связанные с косвенной дозиметрией. Поэтому весь труд авторов может расцениваться как руководство.

Академик АМН СССР,  
профессор *Л.А. Булдаков*

## ПРЕДИСЛОВИЕ

Радиоактивные вещества, попадающие в организм человека в процессе трудовой деятельности, могут создать опасность для его здоровья. Для осуществления контроля за их поступлением и содержанием в теле радиационная гигиена широко использует метод анализа биологических проб, собираемых у персонала в процессе работы и после кратковременного перерыва. Этот метод позволяет своевременно обнаружить и предотвратить опасность, угрожающую здоровью лиц из персонала, поэтому он непрерывно развивается и совершенствуется. Прижизненно наиболее часто исследуют пробы выделений и по результатам их анализов делают заключение о количестве поступившего или отложившегося вещества и о создаваемой им дозе внутреннего облучения. Посмертно радиохимическому анализу подвергают органы и ткани в целях уточнения законов метаболизма нуклидов и их соединений и, следовательно, повышения надежности прижизненных оценок облучения.

Интерпретация результатов анализов биопроб представляет собой сложную задачу, решение которой зависит от свойств поступающего нуклида, определяющих его поведение в процессе обмена. Все перечисленные вопросы в комплексе являются предметом так называемой косвенной дозиметрии, практическое использование которой требует конкретных знаний в области биологии, радиохимии, ядерной физики и прикладной математики.

До сих пор не существует издания, достаточно полно освещающего рассматриваемую проблему в целом. Первая попытка изложить весь комплекс вопросов, возникающих при оценке содержания радиоактивных веществ в организме человека путем анализа биопроб, была осуществлена в 1979 г\*. Впоследствии удалось расширить область применения данного метода — приспособить его для оценки величины ингаляционного поступления, являющегося основным в условиях современного производства. Разработаны новые методы анализа биопроб и способы интерпретации результатов этих анализов для практически наиболее важных нуклидов.

---

\*Голутвина М.М., Садикова Н.М. Контроль за содержанием радиоактивных веществ в организме человека. М.: Атомиздат, 1979.

Значительный объем книги составляют оригинальные разработки, выполненные авторами или под их руководством и нашедшие широкое практическое использование в системе Минздрава СССР.

Авторы выражают благодарность Н.М. Садиковой, Н.Н. Кононыкиной, И.Д. Заблоцкой и Л.С. Семочкиной за участие в работе по созданию и совершенствованию методов анализа биологических проб.

При написании книги широко использованы также публикации МКРЗ, труды конгрессов и симпозиумов и другие издания, в которых обсуждаются рассматриваемые вопросы. Авторы будут благодарны всем читателям за критические замечания и предложения по улучшению книги.

## ВВЕДЕНИЕ

Актуальная проблема радиационной гигиены — разработка надежных методов оценки величин поступления и содержания радиоактивных веществ в организме человека, контактирующего с ними в процессе работы. Данные, которые можно получить с помощью таких методов, необходимы для обоснования требований по улучшению условий труда и технологии производства, для решения вопросов о возможности дальнейшей работы обследуемого в данном производстве, необходимости его диспансеризации и т.п.

При решении задач индивидуального контроля за внутренним содержанием радиоактивного вещества в настоящее время используют в основном два метода: анализ биологических проб и измерение излучений тела человека на специальных спектрометрах. Оба метода находятся в стадии развития и часто лишь совместное их использование дает возможность представить и оценить картину инкорпорации. В книге рассмотрен метод косвенной дозиметрии, т.е. определение содержания радиоактивного вещества в теле и создаваемой им дозы облучения на основании результатов анализа биологических проб. Описаны приемы сбора, хранения проб, методы их анализа и способы интерпретации полученных данных.

В условиях производства радиоактивные вещества поступают человеку главным образом при дыхании. В организме они часто задерживаются надолго, а иногда — на всю жизнь. Как правило, в теле эти вещества распределяются неравномерно, накапливаясь в определенных органах и тканях. Распределение, как и последующее выведение с продуктами жизнедеятельности в процессе обмена веществ, зависит от физико-химических свойств инкорпорированного нуклида и формы его соединения. Если известен закон выведения изучаемого вещества из организма и данные о скорости его экскреции, полученные путем анализа проб выделений, то можно оценить его внутреннее содержание.

Вследствие непрерывного совершенствования технологии производственных процессов выделения и очистки радиоактивных веществ, поступление нуклидов в организм, как правило, мало и приводит к низким дозам внутреннего облучения. Большинство работников получают за год дозу, редко превышающую 0,3 предельно допустимой дозы (ПДД). Поэтому нецелесообразно исследовать в деталях каждый слу-

чай попадания радионуклида в организм. Если при профилактическом осмотре установлено, что у отдельных лиц содержание нуклида превысило допустимый уровень, то производят детальные обследования, позволяющие уточнить величину загрязнения и при необходимости применять соответствующие меры. Действующие нормы радиационной безопасности (НРБ-72/87) подчеркивают определяющую роль данных о содержании радионуклидов в теле человека по сравнению с данными об их концентрации в окружающей среде при расчете доз внутреннего облучения [1].

Сопоставление результатов прижизненной оценки содержания радиоактивного вещества в организме человека с радиационно-гигиеническими характеристиками условий труда, а также с результатами посмертных анализов органов и тканей бывших работников производства способствует пониманию законов метаболизма, созданию надежных моделей обмена и повышению точности расчетов величины накопления нуклида в теле.

## **Глава 1. ПОПАДАНИЕ В ОРГАНИЗМ, УДЕРЖАНИЕ И ВЫВЕДЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ**

### **ИСТОЧНИКИ И ПУТИ ЗАГРЯЗНЕНИЯ ОРГАНИЗМА ЧЕЛОВЕКА**

Поступление в организм человека радиоактивных веществ происходит главным образом в процессе производственной деятельности, связанной с использованием ядерной энергии: при добыче и переработке урановых и ториевых руд, при получении и регенерации ядерного горючего, при эксплуатации ядерных реакторов. Вероятность случайного загрязнения повышается в связи с широким использованием радионуклидов в медицине, сельском хозяйстве, промышленности и науке. Источником радиоактивного загрязнения людей, не имеющих производственного контакта с нуклидами, является главным образом внешняя среда, в которую могут поступать производственные радиоактивные отходы и продукты испытаний ядерного оружия [2].

Радионуклиды попадают в организм путем ингаляции, через рот, неповрежденную кожу или раны. Опасность для здоровья людей, которую представляет собой внутреннее загрязнение, обусловлена, в первую очередь, поглощаемой тканями энергией, выделяющейся при распаде радиоактивного вещества, радиочувствительностью органов депонирования и относительной биологической эффективностью излучения.\*

Посредством ингаляции в организм попадают радиоактивные газы, жидкости и твердые вещества. Газы быстро абсорбируются из вдыхаемого воздуха и уже через несколько секунд появляются во внеклеточной жидкости организма. Жидкие и твердые радиоактивные соединения, вдыхаемые в виде аэрозолей, ведут себя в организме по-разному в зависимости от их физико-химических свойств [3]. Часть ингалированного количества отлагается в органах дыхания, а часть выдыхается. Некоторое количество вещества, задержанного

---

\* Относительная биологическая эффективность (ОБЭ), так же как и коэффициент качества (КК), характеризует зависимость биологического эффекта от микрораспределения поглощенной энергии. Однако, в отличие от КК, который используют при малых дозах и хроническом воздействии (область радиационной безопасности), ОБЭ можно использовать для сравнения радиобиологических эффектов при любых значениях дозы (и мощности дозы) излучения при кратковременном и пролонгированном, тотальном и локальном облучениях.

в верхних дыхательных путях, удаляется с помощью ресничек мерцательного эпителия в желудочно-кишечный тракт (ЖКТ). Часть нуклидов, прошедшая в более глубокие отделы легких, может полностью и быстро абсорбироваться во внеклеточную жидкость, если вещество является транспортабельным.\* В противном случае радиоактивное соединение абсорбируется с малой скоростью.

Таким образом, транспортабельные вещества после их ингаляции попадают во внеклеточную жидкость или непосредственно из легких, или из кишечника после того, как они будут проглочены. Нетранспортабельные соединения не проходят с легкостью во внеклеточную жидкость. Они осаждаются в верхних дыхательных путях и затем проглатываются; из ЖКТ они частично абсорбируются, частично удаляются с калом. Попав в легочные альвеолы, нетранспортабельные соединения остаются там в течение длительного времени и частично могут быть перенесены в лимфатические узлы, где также задерживаются надолго.

При поглощении нетранспортабельного радиоактивного соединения через рот большая часть его проходит через ЖКТ и выделяется с калом. Если вещество транспортабельно, значительная его доля поглотится во внеклеточную жидкость в основном во время прохождения через тонкую кишку. У так называемого условного человека [5] длительность этого процесса составляет 4 ч.

Приведенные в публикациях МКРЗ значения доли того или иного нуклида, поступающего из ЖКТ во внеклеточную жидкость ( $f_1$ ), указывают лишь на степень его транспортабельности через слизистую оболочку кишечника. В действительности  $f_1$  зависит от природы химического соединения, в которое входит нуклид, от метаболизма и питания данного индивидуума. Ниже, в качестве примера, приведены значе-

---

\* Известно, что метаболизм "растворимых" и "нерастворимых" соединений сильно различается. Однако обычные химические и физические определения растворимости рассматриваемых веществ в нефизиологических растворах во многих случаях непригодны для предсказания их перемещений внутри организма. Значительно большее влияние на поведение инкорпорированных соединений оказывает их растворимость в жидкостях организма.

В Публикации 10 МКРЗ [4] предложена другая терминология для обозначения различного поведения в организме рассматриваемых веществ. Транспортабельным называют такое соединение, которое быстро проникает через биологические мембраны. Степень транспортабельности из одного участка (органа) в другой зависит от физических (размер частиц, плотность) и химических (форма соединения) свойств вещества, попавшего в организм, от его реакций с жидкостями и клетками тела, от биологических процессов, таких, как фагоцитоз, от особенностей метаболизма у данного человека. Существует непрерывный спектр транспортабельности — от соединений, которые быстро и полностью проходят через первую мембрану, отделяющую внешнюю среду от внутренней среды организма, до таких соединений, которые проходят через первую мембрану очень медленно.

ния  $f_1$  для некоторых веществ, попадающих из ЖКТ во внеклеточную жидкость:

$^3\text{H}$	$^{90}\text{Sr}$	$^{137}\text{Cs}$	$U_{\text{прир.обог.}}$	$^{239}\text{Pu}$
1	0,3	1	$1 \cdot 10^{-2}$	$3 \cdot 10^{-5}$

По данным МКРЗ, неповрежденная кожа представляет собой эффективный барьер, ограждающий организм от попадания большинства радиоактивных веществ. Практически важным исключением является проникновение через неповрежденную кожу окиси трития (в виде жидкости или пара) и иода (в виде паров или раствора). Проникновение увеличивается также, если нуклид находится в органическом растворителе, растворяющем кожные жиры. По другим данным [6], растворимые соединения некоторых нуклидов ( $^{106}\text{Ru}$ ,  $^{89}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$  и др.) поступают в организм через неповрежденную кожу в заметном количестве. Когда кожа проколота или поцарапана, транспортабельные радиоактивные соединения быстро проникают во внеклеточную жидкость, нетранспортабельные — долго остаются в ране.

#### МЕТОДЫ ОЦЕНКИ ВЕЛИЧИНЫ ИНГАЛЯЦИОННОГО ПОСТУПЛЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В ОРГАНИЗМ ЧЕЛОВЕКА

На предприятиях, где работают с радиоактивными веществами, необходим строгий, регулярный контроль за окружающей производственной средой, а именно за загрязнением воздуха и поверхностей. Контроль дает возможность приближенно определить количество радионуклида, которое может попасть в организм человека при вдыхании и заглатывании. В условиях производства основным путем проникновения нуклида в организм человека является аэрогенный путь. Первостепенная важность акта дыхания при загрязнении организма, по-видимому, связана с большим объемом воздуха, проходящего через легкие, а также с очень большой поверхностью альвеол (до  $100 \text{ м}^2$  у взрослого человека), по сравнению с площадью всасывающей поверхности ЖКТ и поверхностью кожи [7].

Оценка величины поступления радиоактивного вещества лицам из персонала в процессе производственного контакта с ним является важным профилактическим мероприятием радиационно-гигиенического профиля. В НРБ-72/87 приведены значения годовых ПДП радионуклидов через органы дыхания. Если регулярно измерять поступление и принимать меры по его поддержанию на уровне  $\leq$  ПДП, можно предотвратить накопление в организме опасных для здоровья количеств радионуклида.

Остановимся на некоторых определениях, используемых при описании процесса ингаляционного загрязнения организма. Поступление (intake) — количество вещества, попавшее в организм при ингаля-

ции через нос и рот. Отложение (deposition) — количество вещества (в долях от поступившего), которое остается в различных отделах дыхательного тракта после выдоха (иногда его называют мгновенным отложением). Удержание или задержка (retention) — количество вещества (в долях от поступившего), которое сохраняется в дыхательном тракте длительное время или даже постоянно.

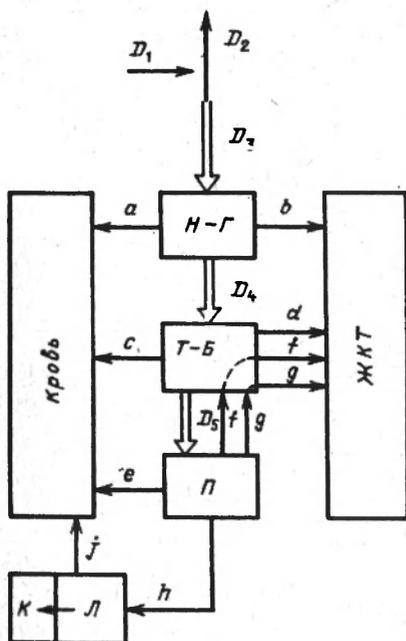
Проблемной группой МКРЗ предложена динамическая модель задержки и выведения аэрозолей [8], которая позволяет дифференцировать распределение и выведение вдыхаемых частиц (но не газов) между основными отделами дыхательного тракта: носоглоткой\*, трахеобронхиальным и собственно легочным\*\* отделами. Модель учитывает такие параметры, как коэффициенты отложения, периоды полувыведения, аэродинамические свойства пыли, характер транспортабельности соединений и т.п. Схематическое изображение мест отложения аэрозоля и процессов его выведения приведено на рис. 1.1. Подчеркнем, что эта схема является универсальной, т.е. пригодной для любых аэрозолей.

Обратимся сначала к схеме рис. 1.1, где использованы следующие обозначения:  $D_1$  — количество вдыхаемой пыли (поступление);  $D_2$  — доля пыли, в %  $D_1$ , в выдыхаемом объеме воздуха;  $D_3$  — доля пыли, в %  $D_1$ , отложившаяся в носоглотке ( $H-G$ );  $D_4$  — доля пыли, в %  $D_1$ , отложившаяся в трахеобронхиальном отделе ( $T-B$ );  $D_5$  — доля пыли, в %  $D_1$ , отложившаяся в области легких ( $L$ );  $a$  — быстрое попадание отложившегося в носоглотке вещества непосредственно в большой круг кровообращения;  $b$  — выведение пыли из носоглотки в ЖКТ мерцательным эпителием;  $c$  — быстрое поглощение в большой круг кровообращения пыли, отложившейся в трахеобронхиальном отделе;  $d$  — быстрое выведение пыли из трахеобронхиального отдела в ЖКТ;  $e$  — непосредственный перенос пыли из легких в кровь;  $f$  — быстрое выведение радиоактивного вещества из легких в ЖКТ через трахеобронхиальное дерево;  $g$  — то же, что и  $f$ , но процесс выведения намного медленнее;  $h$  — медленное удаление пыли из легких через легочную лимфу в лимфатические узлы ( $L$ );  $j$  — вторичный проводящий путь, по которому пыль удаляется из лимфатических узлов и попадает в кровь;  $K$  — камера лимфатических узлов, в которой вещество удерживается на неопределенно долгий срок (класс  $G$ ).

Распределение попавшего в дыхательный тракт аэрозоля между тремя его отделами зависит от размеров частиц и показано на рис. 1.2. На нем по оси ординат отложен медианный по активности аэродинамический диаметр.

\* Носоглотка — отдел дыхательного тракта от передней части ноздрей до гортани.

\*\* Собственно легочный отдел — альвеолярная часть легких, иначе называемая паренхимой.



Депозит	класс						
	Д		Н		Г		
	$T_6$ , сут	F	$T_6$ , сут	F	$T_6$ , сут	F	
Н-Г	a	0,01	0,50	0,01	0,10	0,01	0,01
	b	0,01	0,50	0,40	0,90	0,40	0,99
Т-Б	c	0,01	0,95	0,01	0,50	0,01	0,01
	d	0,20	0,05	0,20	0,50	0,20	0,99
П	e	0,50	0,80	50	0,15	500	0,05
	f	-	-	1,0	0,40	1,0	0,40
Л	g	-	-	50	0,40	500	0,40
	h	0,50	0,20	50	0,05	500	0,15
К	j	0,50	1,0	50	1,00	1000	0,90
	k	-	-	-	-	$\infty$	0,10

Рис. 1.1. Динамическая модель задержки и выведения из дыхательного тракта аэрозольных частиц

Распределение аэрозоля между отделами дыхательных путей и время его пребывания в этих отделах зависят еще и от растворимости аэрозоля в жидкостях организма, т.е. от транспортабельности соединений радионуклида. Для упрощения моделирования процесса очистки легких все соединения радиоактивных нуклидов, в зависимости от их биологических периодов полувыведения\* из собственно легочной области, разделены на три класса: класс Г — нетранспортабельные ( $T_6 > 100$  сут); класс Н — ограниченно транспортабельные ( $T_6 = 10 \div 100$  сут); класс Д — транспортабельные соединения ( $T_6 < 10$  сут). Длительность пребывания осевшего аэрозоля в каждом отделе дыхательного тракта ( $T_6$ , сут) и доля аэрозоля F от его количества, отложившегося в данном отделе, выводимая тем или иным путем даны в таблице (см. рис. 1.1).

Итак, соединения класса Г выводятся из собственно легких двумя путями: одна часть (5%) переходит в кровь, другая (80%) — в ЖКТ.

\*Биологический период полувыведения,  $T_6$ , — время, в течение которого из организма выводится половина содержащегося в нем количества нуклида.

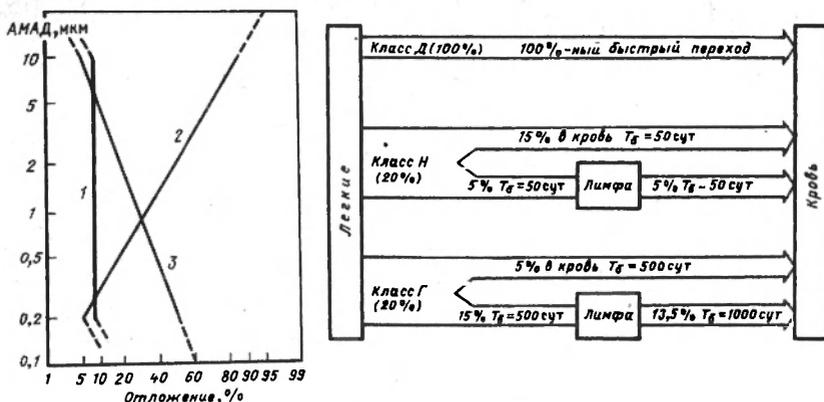


Рис. 1.2. Распределение аэрозолей в отделах дыхательного тракта в зависимости от размеров частиц:

1 – трахеобронхиальный отдел; 2 – носоглотка; 3 – собственно легкие

Рис. 1.3. Переход соединений классов Д, Н и Г из легких в кровь

Как быстрое, так и медленное выведение соединений класса Г из легких в ЖКТ происходит посредством подъема частиц в глотку с помощью мерцательного эпителия. Из количества, перешедшего в легочные лимфоузлы, основная доля вещества (90%) переходит в кровь, а 10% удерживается в них на неопределенно долгий срок.

В случае соединений класса Д преобладает прямой переход в кровь (80%). На рис. 1.3 показан переход из легких в кровь соединений класса Д, Н и Г.

По существу, 100% соединений класса Д быстро переходит в кровь, очищая дыхательный тракт, в то время как приблизительно лишь 20% соединений классов Н и Г переходит из легких в кровь. Для соединений класса Н принимают, что 15% переходит в кровь непосредственно с периодом  $T_6$ , равным 50 сут, а остальные 5% – с той же скоростью в лимфатические узлы. Период полувыведения лимфоузлов через кровь составляет тоже 50 сут.

Для соединений класса Г принимают, что 5% переходит непосредственно в кровь с периодом полувыведения 500 сут, а остальные 15% – в легочные лимфоузлы с периодом 500 сут. Большая часть этого количества (~13,5%) затем переходит из лимфы в кровь, но с периодом  $T_6 \sim 1000$  сут.

В настоящее время известно пять различных методических подходов к оценке поступления радиоактивных аэрозолей в органы дыхания. Некоторые из этих подходов реализованы в виде методов, используемых на практике.

1. Для оценки величины поступления нуклида в организм каждого из членов коллектива, работающего приблизительно в одинаковых условиях, применяют стационарные пробоотборники воздуха, которые позволяют определять усредненную за рабочую смену концентрацию аэрозолей в воздухе данного рабочего помещения. При этом скорость протягивания воздуха через фильтр пробоотборника стараются приблизить к средней скорости дыхания человека. Для расчета величины поступления аэрозоля по данным стационарного пробоотборника дополнительно необходимо знать еженедельную продолжительность работы в загрязненной атмосфере, объем воздуха, поглощаемый человеком в единицу времени\*, а также регулярность и правильность использования защитных средств. Этот метод оценки поступления считается грубо приближенным, так как не учитывает неравномерность концентраций аэрозолей в различных точках рабочего пространства в отдельные моменты времени. Он может занижать величину истинного поступления в 10–10<sup>3</sup> раз. Таким образом, стационарный пробоотбор воздуха должен использоваться в основном для контроля радиационной обстановки, которая определяется надежностью технологического процесса, рабочего оборудования, и носить предупредительный характер.

2. Для персональной оценки величины поступления аэрозоля в органы дыхания применяют индивидуальные пробоотборники воздуха, располагаемые непосредственно в зоне дыхания работника и включаемые на весь рабочий день. Для расчета поступления практически необходимы те же дополнительные данные, о которых говорилось выше. Индивидуальный пробоотборник воздуха непригоден для оценки величины поступления в случае применения средств индивидуальной защиты органов дыхания в виде респираторов, так как результат оценки сильно зависит от индивидуальных различий в использовании этих средств. Погрешность оценки поступления радионуклида при использовании данного метода находится в пределах  $\pm 300\%$  [9].

3. Персональная оценка поступления радионуклида может быть выполнена также с помощью метода носовых проб (метод мазков). Для этого определяют активность пыли, осевшей в преддверии носовой полости. Однако коэффициент перехода от активности мазков к величине поступления в организм через органы дыхания зависит от многих факторов:

от дисперсной характеристики пыли, содержащейся во вдыхаемом воздухе, которая, в свою очередь, зависит от правильности и регулярности использования средств индивидуальной защиты (СИЗ);

от того, как осуществляется индивидуумом дыхание: через нос или рот;

---

\* По данным МКРЗ, при средней нагрузке скорость дыхания составляет 21,8 л/мин.

от периода полувыведения аэрозоля из преддверия носа в носоглотку;

от коэффициента снятия активной пыли, осевшей в передней части носа, с помощью тампона из ткани Петрянова;

от случайных факторов, таких, как высмаркивание, занесение посторонней активности в нос и т.п.

Коэффициент, связывающий величину поступления с активностью мазков из носа, колеблется в широких пределах, поэтому активность мазков может составлять от примерно 1 до 100% активности поступившего нуклида. Это обуславливает большую ошибку метода и делает его, скорее, качественным, чем количественным\*.

4. Существует принципиальная возможность оценки индивидуального поступления путем установления прироста годового содержания нуклида в организме человека с помощью специального спектрометра СИЧ, но этот метод требует наличия высокочувствительных установок, которые ограниченно доступны.

5. Наконец, персональная оценка поступления нетранспортабельных и ограниченно транспортабельных соединений радионуклидов через органы дыхания может быть выполнена на основании измерения активности выделений. Для этого используют транзитное выведение радионуклида, т.е. перенос без заметного отложения в органах и тканях, через ЖКТ в дни работы.

Рассмотрим вопрос экскреции проингалярованного нуклида через ЖКТ. Вещества в кале могут быть по происхождению эндогенными или экзогенными. Экскреция веществ, вступивших в связь с организмом, называется эндогенной. Вещества, которые никогда не вступают в такую связь, экскретируются экзогенно. Проходя через ЖКТ, они, практически, не всасываются в кровь. Экзогенная фекальная экскреция часто имеет место после вдыхания аэрозолей в форме нетранспортабельных соединений. В этом случае данные о величине фекальной экскреции нуклида являются индикатором ингаляционного поступления, не зависящим от допущений об эффективности использования СИЗ профессиональным работником.

Экскреция кала нерегулярна. Общая его масса, выводимая за сутки, составляет для взрослых от 60 до 500 г при средней величине около 150 г. Для условного человека МКРЗ была предложена величина 135 г/сут. Масса кала зависит от питания и достигает максимальной величины при вегетарианском рационе. Суммарное время нахождения в ЖКТ основной массы однажды съеденной пищи составляет около 2 сут: для выведения ее остатков требуется еще приблизительно вдвое

---

\* По данным МАГАТЭ, метод мазков из преддверия носа не может быть использован для оценки величины проингалярованной активности. Он пригоден только в качестве первоначального индикатора наличия радиоактивного загрязнения у того или иного лица.

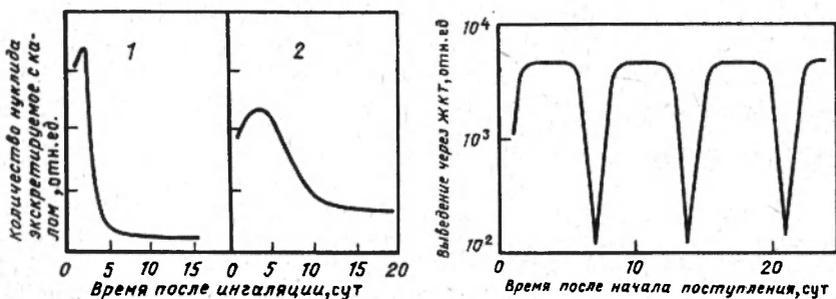


Рис. 1.4. Фекальная экскреция  $\text{PuO}_2$ , поступившего ингаляционно:  
1 – крупнодисперсные частицы; 2 – мелкодисперсные частицы

Рис. 1.5. Расчет фекальной экскреции крупнодисперсного аэрозоля  $\text{PuO}_2$ . Равномерное ингаляционное поступление в течение 5 сут в 1 нед

суток\*. Никакой связи между количеством экскретируемого нуклида и массой кала (мокрого или сухого) не наблюдается, поэтому рекомендуют собирать на анализ полное суточное количество выделений. У большинства людей имеет место резкое снижение скорости выведения нуклида с калом после прекращения контакта с веществом.

Известно [10], что фекальную экскрецию ингаляционно поступившего оксида  $\text{PuO}_2$ , который относится к соединениям класса Г, можно изобразить в виде кривых, приведенных на рис. 1.4, в логарифмическом масштабе (ось ординат). Скорость экскреции возрастает до максимума на 2-е или 3-и сутки после поступления вещества и спустя 10–12 сут снижается до низкого и относительно постоянного уровня, который сохраняется в течение примерно 100 сут. Отношение скорости экскреции нуклида в максимуме к скорости экскреции на плато варьирует в зависимости от размера проингалированных частиц: снижение скорости экскреции на несколько порядков через 4 сут наблюдается после ингаляции крупных частиц (1) и менее заметное – для частиц малого диаметра (2). Полное выведение крупнодисперсного диоксида плутония при его однократном ингаляционном поступлении в организм с достаточной точностью оценивается суммарной фекальной экскрецией за первые 3–4 сут. Исходя из этих данных, можно построить график активности суточного кала при хроническом поступлении нуклида в виде крупнодисперсного аэрозоля, предполагая, что ингаляционное поступление  $\text{PuO}_2$  каждые сутки – величина постоянная и что обследуемое лицо работает лишь 5 дней в неделю (рис. 1.5).

\* Концентрация нетранспортабельных соединений в кале уменьшается экспоненциально с  $T = 15 \pm 4$  ч.

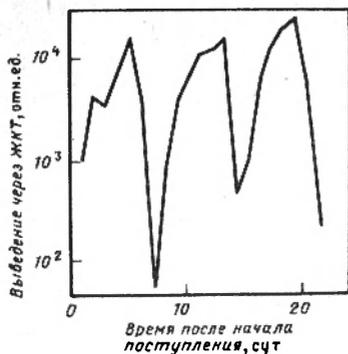


Рис. 1.6. Общий вид кривой фекальной экскреции при неравномерном ингаляционном поступлении крупнодисперсного аэрозоля  $PuO_2$  в течение 5 сут в 1 нед

Из рисунка видно, что в этих условиях выведение изображается периодической кривой. Оно стабильно в течение каждых четырех суток (2–5 сут) и падает до минимума на 7-е сутки. Если учесть, что на произ-

водстве имеет место неравномерное ингаляционное поступление от суток к суткам, то пульсирующая кривая выведения  $PuO_2$  с калом будет иметь вид, который приведен на рис. 1.6.

Как при однократном, так и при хроническом поступлении активность суточного кала не соответствует поступлению нуклида за одни сутки. Метод оценки величины индивидуального хронического поступления нуклида по анализу кала пригоден лишь при длительных наблюдениях.

Если изучаемое химическое соединение относится к классу Г и Н, то оно будет проходить через ЖКТ без заметного поглощения в кровь ( $f_1 \approx 0$ ), не связываясь с тканями организма, как в рассмотренном выше случае поступления  $PuO_2$ . Следовательно, содержание нуклида в кале должно отражать его поступление. Очистка собственно легких от радионуклида состоит, как уже указывалось, из двух фаз: из быстрого (early clearance) и длительного выведения (long-term clearance). Существует также "системная" составляющая экскреции нуклида с калом: вещество, поступившее из дыхательного тракта (и из органов депонирования) в кровь, попадает далее в печень и затем с желчью в ЖКТ, однако вклад этой составляющей, как правило, незначителен.

Если, например, медианный по активности аэродинамический диаметр (АМАД) аэрозольных частиц, присутствующих в воздушной среде рабочей зоны, составляет 5–20 мкм, то 75–95% поступивших в органы дыхания частиц откладывается в носоглотке и 90–99% отложившихся частиц выводится в ЖКТ путем проглатывания с  $T_6 = 9,6$  ч (см. рис. 1.1). Кроме того, более 10% поступившего аэрозоля быстро удаляется из трахеобронхиальной и легочной областей дыхательного тракта и тоже попадает в ЖКТ. Таким образом, 85–95% вещества выводится с калом, содержание в котором отражает ингаляционное поступление. Из-за сложности картины выведения для оценки величины хронического поступления нуклида надо наблюдать за скоростью его экскреции либо непрерывно около четырех недель, либо анализировать

несколько проб ежемесячно в течение всего года. Вклад других процессов в величину активности, выводимую через ЖКТ, мал. Некоторые из этих процессов (слизывание с губ, рук) завышают, некоторые (выдыхание, вымаркивание и т.п.) занижают активность кала, в совокупности не изменяя ее существенно.

Оценку величины ингаляционного поступления аэрозоля в организм человека в условиях производства проводят следующим образом. Формируют группу из 15–20 человек, работающих в близких условиях (одно подразделение, цех). Чтобы обеспечить непрерывный сбор проб, этих лиц направляют на время обследования в профилакторий (без отрыва от работы). Здесь обследуемые должны находиться все свободное от работы время. Сбор проб (желательно суточных количеств) проводят в течение 25 сут. Если выделения собирают не в профилактории, а в домашних условиях, то из требуемых 25 проб 17 должны быть взяты в дни работы, а 8 – в нерабочие дни.

Индивидуальное ингаляционное поступление аэрозоля оценивают следующим образом. Сначала находят суммарную активность суточного кала за  $n$  рабочих дней:

$$\Sigma A_{\text{сут}}^{\text{P}} = (A_{\text{сут}}^1 + A_{\text{сут}}^2 + \dots + A_{\text{сут}}^n), \quad (1.1)$$

где  $\Sigma A_{\text{сут}}^{\text{P}}$  – суммарная активность суточных количеств кала, собранных за  $n$  рабочих дней, Бк;  $A_{\text{сут}}^i$  – активность суточного количества кала за  $i$ -е сутки,  $i = 1, 2, \dots, n$ .

Если анализировались неполные суточные количества кала, то  $A_{\text{сут}} = 135 A$ , где  $A$  – активность 1 г анализируемого кала; 135 – масса кала, выводимая за сутки условным человеком.

Затем аналогичным образом находят  $\Sigma A_{\text{сут}}^{\text{H/P}}$  – суммарную активность суточных количеств кала, собранных за  $m$  нерабочих дней (субботы, воскресенья и т.п.). Далее получают величины средней активности суточного кала за рабочий и нерабочий дни:

$$A_{\text{ср}}^{\text{P}} = \frac{\Sigma A_{\text{сут}}^{\text{P}}}{n}; \quad A_{\text{ср}}^{\text{H/P}} = \frac{\Sigma A_{\text{сут}}^{\text{H/P}}}{m}. \quad (1.2)$$

При этом  $15 \leq (n + m) \leq 25$ .

Наконец, рассчитывают прогнозируемое поступление нуклида данному лицу за год:

$$\Pi_{\text{инд}} = \{ A_{\text{ср}}^{\text{P}} R + A_{\text{ср}}^{\text{H/P}} [365 - (R + P)] \}, \quad (1.3)$$

где  $\Pi_{\text{инд}}$  – ингаляционное поступление нуклида за год, Бк;  $R$  – число рабочих дней в году, равное числу поступлений за год;  $P$  – число отпускных дней в году.

Среднее взвешенное поступление нуклида за год любому члену данного коллектива рассчитывают по формуле

$$\bar{П}_{взв} = \frac{П_{инд}^1 l_1 + П_{инд}^2 l_2 + \dots + П_{инд}^k l_k}{l_1 + l_2 + \dots + l_k}, \quad (1.4)$$

где  $\bar{П}_{взв}$  — среднее взвешенное поступление нуклида за год члену данного коллектива, Бк;  $l_i$  — общее число проб, собранных  $i$ -м членом коллектива за период наблюдений,  $l_i = n_i + m_i$ .

Для большинства лиц из персонала хроническое повышенное поступление нуклида в условиях современного производства в достаточной степени редко. В качестве сигнала, указывающего на однократное повышенное поступление, может служить контрольный уровень активности мазка из преддверия носа (КУ). Показателем к взятию мазков является факт выполнения потенциально опасной работы.

Повышенное суточное поступление ( $> 0,1$  ПДП) становится вероятным при определенной, устанавливаемой на практике активности мазков из носа. В этом случае контролируемое лицо должно сразу обратиться и представить в лабораторию на анализ пробы кала за четверо последовательных суток. Их суммарная активность даст величину имевшего место ингаляционного поступления нуклида и позволит решить вопрос о степени опасности этого поступления.

#### МЕТОДЫ ОЦЕНКИ СОДЕРЖАНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В ОРГАНИЗМЕ

Нередко используемая на практике оценка уровня накопления нуклида в теле по его поступлению с воздухом приводит к большим погрешностям. Результаты могут сильно отличаться от истинного значения, так как аэрозольные загрязнения воздуха не являются постоянными ни во время, ни в пространстве; обычно неизвестно индивидуальное потребление воздуха во время работы и особенности использования СИЗ конкретным лицом. Пробы воздуха следует отбирать в зоне дыхания работающего, для чего используют индивидуальные пробоотборники, но даже в этом случае можно получить лишь весьма приближенное представление о величине инкорпорации.

Для более точной оценки содержания радионуклида в организме в настоящее время используют прямое (внешнее) измерение излучения тела человека с помощью спектрометров СИЧ (см., например, [11]) и косвенный метод, основанный на данных анализа экскрементов [12, 13].

Прямой метод не является прямым в строгом смысле этого слова [2]. При его использовании прибегают к различным допущениям в отношении распределения радиоактивных веществ в организме и поглощения излучения тканями. Тем не менее при коротковолновом  $\gamma$ - и тормозном излучениях содержание нуклида (например,  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ) в организме или в отдельных его частях может быть определено

с помощью внешнего измерения с хорошей чувствительностью и удовлетворительной точностью.

Наличие в организме такого опасного  $\alpha$ -излучателя, как  $^{239}\text{Pu}$ , также можно определить прямым измерением длинноволнового рентгеновского излучения с помощью внешних детекторов, однако слой половинного ослабления этого излучения составляет около 0,3 мм для костей и около 8 мм для мягких тканей. Ребра и грудина, закрывающие  $43 \pm 5\%$  поверхности грудной клетки над легкими, являются практически непроницаемыми для этого излучения, в то время как межреберная ткань ослабляет его в 4–30 раз. Поэтому обнаружение нуклида на уровне допустимого содержания до сих пор представляет значительные трудности. Сложность используемой аппаратуры дополнительно ограничивает возможность применения прямого метода.

Факт внутреннего загрязнения лиц из персонала  $\alpha$ - $\beta$ -излучателями обычно констатируют с помощью методов радиохимического анализа биологических проб, таких, как кровь, волосы, слюна, пот, мокрота, выделения из пазух носа, выдыхаемый воздух, кал, моча. На практике наиболее часто проводят радиохимический анализ мочи.

Измерения концентрации нуклида в моче используют для достижения следующих практических целей:

для профилактического обследования людей, работающих с радиоактивными веществами. На практике могут происходить поступления нуклида в организм, не зарегистрированные при дозиметрическом контроле окружающей среды. Результаты анализов мочи позволяют выявить весьма малые индивидуальные уровни внутреннего содержания нуклида и обосновать необходимость улучшения условий труда и технологии производства;

для установления внутреннего содержания нуклида и расчета поглощенной дозы в случае серьезной инкорпорации (авария, острое поступление). Такие оценки возможны потому, что известны закономерности, описывающие зависимость скорости выделения нуклида с мочой от его содержания в организме [14]. Анализ проб мочи дает наиболее надежную информацию о содержании радионуклида в организме.

Так как в некоторых случаях активность мочи может оказаться очень низкой, несмотря на серьезное загрязнение организма, определенное значение приобретает анализ кала. Некоторые нуклиды, например  $^{210}\text{Po}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ , экскретируются преимущественно с калом. Однако необходимо иметь в виду, что в ЖКТ радионуклид может поступать как при ингаляции и пероральном поступлении, так и из эндогенного источника загрязнения (с желчью из печени, со секретами из желудка и кишечника). Если дополнительно принять во внимание нерегулярность выделений из ЖКТ и широкий диапазон колебаний массы этих выделений, сложность интерпретации результатов измерения активности проб кала станет очевидной

Если радионуклид, попавший в организм, распадается с образованием радиоактивного газа (например, радий  $\rightarrow$  радон), то последний будет присутствовать в выдыхаемом воздухе и, измеряя его концентрацию, можно вычислить содержание материнского изотопа в организме. Таким же путем оценивают нагрузки  $^3\text{H}$  и  $^{14}\text{C}$  на организм. В некоторых случаях выделения из пазух носа могут быть использованы для количественной оценки содержания радиоактивного вещества в легких [15]. Анализ других биологических проб не имеет практического значения в этом плане, но может быть использован для доказательства инкорпорации нуклида.

Метод расчета внутреннего содержания нуклида на основании данных анализа биологических проб имеет некоторые преимущества перед прямым измерением излучения тела человека. Он не требует приобретения дорогостоящих и малодоступных установок, нуждающихся в обслуживании высококвалифицированными специалистами, а также присутствия в лаборатории обследуемого лица. Во многих случаях он позволяет обнаружить содержание в организме очень малого количества радиоактивного вещества, соответствующего десятым и даже сотым долям допустимого содержания ДСА. Недостатком метода является длительность радиохимических процедур, вследствие чего получение результата анализа затягивается. Организация сбора проб выделений связана с определенными трудностями; дополнительно получить идентичную пробу невозможно. Кроме того, при инкорпорации нетранспортабельного соединения нуклида связать его выделение с содержанием в организме непросто, так как депонирование и скорость экскреции нуклида с мочой сильно изменяются в зависимости от пути поступления, размера частиц вдыхаемого аэрозоля, а также от физических и химических свойств радиоактивного соединения. Зависимость скорости очистки легких от класса растворимости химического соединения, в которое входит нуклид, приведена в модели поведения радиоактивных веществ, попавших в дыхательный тракт человека [3, 8], но эта модель не может описать происходящее в каждом конкретном случае.

Таким образом, каждый из двух рассматриваемых методов, хотя и не лишен недостатков, вносит свой полезный вклад в решение вопроса об уровне накопления радионуклида в организме человека. Метод определения внутреннего содержания нуклида, а также создаваемой им дозы внутреннего облучения по естественной экскреции вещества с мочой (т.е. экскреции, не стимулированной какими-либо лекарственными средствами) следует рассматривать в качестве основного для большинства радионуклидов. Если в схеме распада радионуклида отсутствует электромагнитное или корпускулярное излучение таких энергий и интенсивности, при которых возможно непосредственное его измерение с помощью внешних детекторов, то анализ мочи является к тому же практически и единственным источником ин-

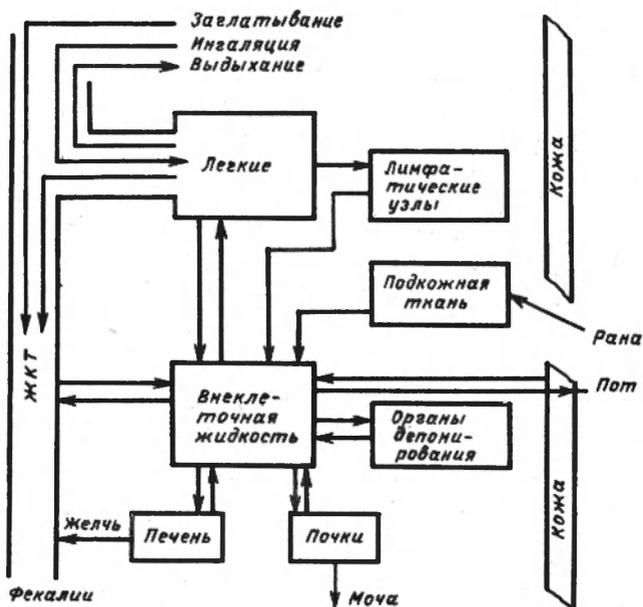


Рис. 1.7. Основные метаболические пути радионуклидов в организме

формации о внутреннем загрязнении организма. Кроме того, несмотря на высокую производительность, приборный (прямой) метод часто значительно уступает косвенному по чувствительности и точности.

Для определения внутреннего содержания нуклида косвенным методом следует выбрать такую биологическую пробу, которая в наибольшей степени соответствует физической и химической форме данного нуклида, его метаболическому поведению и пути поступления в организм. Когда соединение радионуклида хорошо растворяется в жидкостях организма и, следовательно, легко переносится через биологические мембраны, его быстрое и полное поглощение ведет к большому соответствию между уровнем содержания в организме и экскрецией. В этом случае измерения выделений нуклида с мочой могут быть использованы с определенной уверенностью для оценки содержания его в организме.

После однократной ингаляции нетранспортабельного соединения в большинстве случаев также происходит его выделение с мочой, хотя часто в небольшом количестве. Так, из опубликованных работ следует, что средние значения доли нетранспортабельных соединений урана и плутония, выводимой с мочой за сутки, остаются практически постоянными в течение первых ста суток после ингаляции [16]. В мочу нуклид поступает только из внеклеточной жидкости (рис. 1.7). Следо-

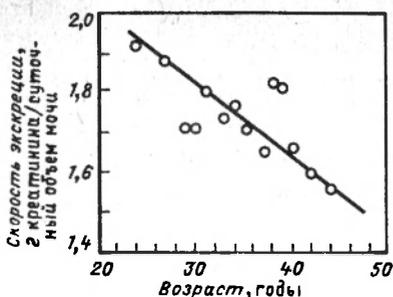


Рис. 1.8. Зависимость скорости экскреции креатинина с мочой от возраста для мужчин

вательно, если он обнаружен в тщательно собранной пробе мочи, нет сомнений в том, что произошло системное загрязнение.

Серьезной трудностью является проблема сбора такой пробы мочи, из которой можно вычислить полную экскрецию нуклида в единицу времени, обычно за сутки. На практике при проведении регулярных амбулаторных обследований персонала трудно собрать 24-часовую пробу, поэтому необходимо вычислить, какую часть от суточной экскреции составляет анализируемая проба.

Известно, что количество мочи у человека массой 70 кг колеблется в пределах 500–2900 мл (в среднем 1400 мл) в сутки и зависит от количества потребляемой жидкости, физической активности и температуры окружающей среды. Кроме того, установлено, что экскреция с мочой ряда нуклидов, таких, как  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  и другие, даже у одного человека широко изменяется от суток к суткам. Для преодоления этих трудностей поступают следующим образом.

1. Определяют содержание креатинина\* в моче. Креатинин является лучшим и наиболее доступным показателем метаболической активности, скорость его выведения через почки изменяется гораздо меньше, чем скорость выделения воды. Желательно знать среднюю скорость экскреции креатинина для каждого конкретного лица. Содержание креатинина в суточной моче человека зависит от массы мышц тела и от возраста, убывая с его увеличением (рис. 1.8). Определение по креатинину скорости экскреции нуклидов с мочой описано в [17]. В случае больших контингентов обследуемых принимают, что за сутки мужчины экскретируют 1,7 г креатинина, женщины — 1,0 г [2, 4, 12]. При правильном отборе проб это допущение позволяет оценить искомую величину суточного объема мочи с погрешностью не более 50% при доверительной вероятности 95%.

2. Рассматривают совместно данные, полученные при измерении нескольких проб, взятых у одного и того же человека за несколько последовательных суток.

\* Креатинин — один из конечных продуктов азотистого обмена позвоночных, нормальная составная часть мочи.

Таблица 1.1. Биологические пробы, используемые для оценки внутреннего содержания радионуклидов

Нуклид	Основная проба	Другие полезные пробы
$^3\text{H}$	Моча — „ — — „ — — „ — — „ — Выдыхаемый воздух, моча	Выдыхаемый воздух
$^{89}\text{Sr}$		Кал
$^{90}\text{Sr}$		— „ —
$^{137}\text{Cs} + ^{137m}\text{Ba}$		Кровь
$^{210}\text{Po}$		Кал
$^{226}\text{Ra}$		— „ —
Tl природный	Моча — „ — — „ —	—
U природный		—
$^{239}\text{Pu}$		Кал

Биологические пробы, наиболее часто используемые для оценки внутреннего содержания нуклидов методом радиохимического анализа, приведены в табл. 1.1. Из таблицы видно, что накопление в организме всех практически важных и высокотоксичных веществ определяют анализом мочи.

В заключение заметим, что под "косвенной дозиметрией" понимают комплекс задач, связанных с оценкой дозы облучения организма инкорпорированными радионуклидами, причем эта оценка проводится на основании измерения содержания радионуклидов в экскрементах или в других биологических пробах\*. Иногда задачу косвенной дозиметрии понимают уже — ее ограничивают оценкой содержания радиоактивного вещества в организме, которое пропорционально дозе.

#### ОРГАНИЗАЦИЯ КОНТРОЛЯ ЗА СОДЕРЖАНИЕМ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ В ОРГАНИЗМЕ ЧЕЛОВЕКА (ДЛЯ ПЕРСОНАЛА)

Индивидуальный дозиметрический контроль, т.е. дозиметрический контроль конкретного лица, предназначен для оценки содержания радиоактивного вещества в организме и для расчета доз облучения отдельных органов и тканей. При определении загрязнения организма необходимо учитывать два возможных вида радиационного воздействия [16].

\*Ионизирующее излучение вызывает поломку хромосом. Поэтому эквивалентную дозу на тело можно оценить также подсчетом количества хромосомных аберраций в культуре лимфоцитов периферической крови. Это метод биологической дозиметрии.

1. **Хроническое воздействие** происходит при относительно постоянном поступлении радиоактивного вещества в организм в течение всего года. При этом нередко устанавливается равновесие между отложением и выведением радиоактивного вещества, что приводит к постоянному облучению критических органов. При профессиональном облучении случаи хронического радиационного воздействия редки, но возможны, особенно если персонал имеет дело с окисью трития, ураном, плутонием, торием, иодом и радием.

2. **Однократное воздействие** является результатом разового поступления радиоактивного вещества, длящегося несколько часов, и ведет к изменяющемуся со временем содержанию активности в организме. В этом случае представляет интерес не мощность дозы, а общая прогнозируемая доза облучения. Этот вид радиационного воздействия более вероятен в профессиональных условиях.

Как уже упоминалось, оценка внутреннего загрязнения включает в себя измерение среды, окружающей рабочего, и обследования самого рабочего. Теоретически обследования персонала не требуются, если анализы и дозиметрический контроль внешней среды дали адекватные и низкие результаты. Тем не менее такие обследования обычно проводят для того, чтобы дополнительно убедиться в отсутствии внутреннего загрязнения. С этой целью службы, ответственные за обеспечение радиационной безопасности, составляют специальные программы обследования персонала. Эти программы должны строго соответствовать их целям, не допускать непроизводительных затрат средств и отрыва производственников от работы, т.е. должны быть эффективными и экономичными. При окончательной оценке содержания радиоактивного вещества в организме человека или дозы облучения организма следует учитывать все имеющиеся в наличии данные, полученные как при индивидуальном дозиметрическом контроле, так и при дозиметрии окружающей среды.

Перед началом работы с радиоактивным веществом проводят так называемые входные анализы, которые должны показать, не был ли организм человека загрязнен ранее [13]. Дальнейшие исследования включают в себя измерения скорости экскреции радионуклида в различное время после начала работы и расчет его количества, содержащегося в организме (или, если возможно, в различных органах) в любой момент.

Регулярные обследования (обычно амбулаторные), предназначенные для профилактических наблюдений, состоят, как правило, из анализов мочи, собираемой у рабочих, совершающих однотипные операции. Сбор проб осуществляют обычно после окончания рабочей смены или в домашних условиях. Если при этом окажется, что скорость экскреции радионуклида меньше, чем принятая величина *контрольного уровня* (см. ниже), то никаких дополнительных мер не принимают и результаты анализов не интерпретируют; требуется лишь дальнейшее

регулярное наблюдение за этими лицами. Если этот уровень у кого-либо превышен, дополнительно проводят специальные измерительные процедуры.

Цель специального обследования (часто выполняемого в стационаре после перерыва в работе с радиоактивным веществом) состоит в оценке опасности случайного загрязнения. В результате может оказаться необходимым запретить человеку дальнейшую работу с радиоактивным веществом до тех пор, пока концентрация его в экскрементах снизится до допустимого уровня. Специальные обследования проводят также при выполнении персоналом нетипичной работы с известным или подозреваемым высоким риском, в случае аварии и при обнаружении в воздухе высокой концентрации радиоактивного вещества. Кроме того, одной из задач специального обследования является изучение метаболизма радиоактивных веществ в организме человека. При специальном обследовании проводят повторные анализы мочи, кала, мазков из преддверия носа и другие, выполняют измерения на СИЧ. При этом нередко удается определить присутствие в организме нетранспортабельного радиоактивного вещества.

Для интерпретации результатов специальных обследований, проводимых после аварии, должна приниматься во внимание вся имеющаяся информация о возможных величине, составе и времени аварийного выброса, а также о путях поступления радионуклида в организм, его физическом и химическом состояниях. Кроме того, необходимо учитывать индивидуальные данные о метаболизме.

Оба типа обследований – регулярные и специальные – в совокупности представляют собой рациональную систему контроля облучения человека.

Частота и вид исследований, проводимых при регулярных наблюдениях за группой персонала, зависят от характера совершаемых операций, природы радионуклидов, с которыми работают, от их биологического поведения, результатов прошлых измерений. Чем точнее информация о времени и природе загрязнения, тем надежнее оценка величины поступления и оложения радионуклида.

При установлении степени детальности обследования работающих с радиоактивными веществами в открытом виде следует учитывать группу радиационной опасности (табл. 1.2), к которой относится радионуклид – потенциальный источник внутреннего облучения [1].

Имея в распоряжении надежные методы радиохимического анализа, относительно легко получить достоверные данные о содержании того или иного радионуклида в биологической пробе, но интерпретация этих данных представляет собой значительные трудности. Чтобы по результатам анализа судить о содержании нуклида в организме, необходимо знать вид кривой выведения и время, прошедшее после попадания нуклида в организм. Кривую экскреции можно получить, наблюдая случаи сильных загрязнений отдельных лиц. Если аналитический

Таблица 1.2. Радиационная опасность нуклидов

Группа радиационной опасности	Нуклид	Минимально значимая активность на рабочем месте (МЗА), Бк
А	$^{210}\text{Po}$ , $^{239}\text{Pu}$ , $^{241}\text{Am}$ и др.	$3,7 \cdot 10^3$
Б	$^{90}\text{Sr}$ , $^{235}\text{U}$ и др.	$3,7 \cdot 10^4$
В	$^{60}\text{Co}$ , $^{137}\text{Cs}$ и др.	$3,7 \cdot 10^5$
Г	$^3\text{H}$ , $^{55}\text{Fe}$ , U природный и др.	$3,7 \cdot 10^6$

вид кривой установлен, известен путь поступления радиоактивного вещества, его химическая и физическая формы, то эти данные целесообразно использовать для оценки загрязнения других лиц, работающих в аналогичных условиях.

Время попадания нуклида в организм обычно неизвестно, поэтому можно принять, что загрязнение произошло сразу после предыдущего обследования. Такой прием позволяет оценить верхний предел дозы облучения органа преимущественного депонирования, но может сильно завысить действительное значение дозы. Поэтому часто для расчета дозы, создаваемой повторяющимися поступлениями радиоактивных веществ, допускают, что поступления происходят в середине интервала между сборами проб. Неопределенность момента поступления уменьшается по мере сокращения этого интервала. Лица, работающие в условиях высокой потенциальной опасности поступления, должны сдавать пробы на анализ в начале каждой рабочей недели, работающие в менее опасных условиях — реже. Частота обследования может быть уменьшена лишь после того, как будет доказано (например, путем измерения проб воздуха в зоне дыхания рабочего), что нет необходимости в столь детальных наблюдениях.

Важным фактором, влияющим на частоту обследования, является величина эффективного периода полувыведения нуклида\*

$$T_{\text{эф}} = \frac{T \cdot T_6}{(T + T_6)}, \quad (1.5)$$

где  $T$  — период полураспада нуклида.

\*Часто принимают, что скорость выведения радиоактивного вещества из организма пропорциональна его инкорпорированному количеству, т.е. описывается экспоненциальным законом. Каждый радионуклид характеризуется своим биологическим периодом  $T_6$  (см. с. 13). Для учета одновременно происходящего радиоактивного распада нуклида введено понятие эффективного периода полувыведения  $T_{\text{эф}}$ .

В случае попадания в организм вещества с малым  $T_{эф}$  интервал между обследованиями должен составлять несколько суток или недель. Для вещества с большим  $T_{эф}$  интервал выбирают равным 3–12 мес.

Частота обследования зависит также от принятой величины контрольного уровня. Для практических целей необходимо иметь в распоряжении критерии, которые указывали бы, когда дозы облучения организма ничтожны и ими можно пренебречь, а когда они достаточно высоки и на данный случай следует обратить внимание в целях вскрытия его причины. В качестве такого критерия МКРЗ рекомендует контрольный уровень [4]. Если однократно поступившее (отложившееся) количество нуклида создает в органе преимущественного депонирования за 50 лет дозу  $D$ , равную  $1/20$  годовой предельно допустимой дозы, то величина поступления (отложения) радиоактивного вещества соответствует контрольному уровню. Если внутреннее загрязнение происходит при хроническом поступлении, в качестве критерия загрязнения организма МКРЗ рекомендует выбрать контрольный уровень, который бы гарантировал, что в результате всех поступлений за год не будет превышена величина, равная  $0,3$  ПДД [16].

В целях предотвращения превышения дозового предела отечественное законодательство также требует установления контрольных уровней, и в частности контрольного уровня годового поступления радионуклидов и их содержания в организме. Контрольные уровни устанавливаются, как правило, ниже допустимых настолько, насколько это возможно [1].

Долгоживущие остеотропные нуклиды, такие, как  $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $\text{Th}$  природный,  $^{239}\text{Pu}$ , имеют  $T_{эф}$ , превышающие 10 лет (табл. 1.3). Поэтому их количество, выводимое за сутки, при содержании в костной ткани одного контрольного уровня может не обнаруживаться существующими стандартными методами. Если загрязнение организма произошло задолго (например, более чем за год) до сбора и анализа мочи, такая ситуация делается наиболее вероятной. Кроме того, как уже отмечалось, суточная экскреция этих радионуклидов может сильно изменяться от суток к суткам, поэтому при обнаружении любого неожиданного увеличения экскреции долгоживущих остеотропных нуклидов показано дальнейшее обследование человека и изучение обстоятельств его загрязнения.

При анализах мочи можно вообще не обнаружить наличие в теле нетранспортабельного соединения радионуклида; в этом случае требуются специальные измерения. Количество нетранспортабельного соединения, однократно попавшего в легкие, может быть установлено путем сбора и анализа кала в течение четырех последующих суток и, кроме того, путем анализа выделений из пазух носа [15]. Используя метод спектрометрии, можно определить содержание нуклида в грудной клетке, т.е. в легких, легочных лимфатических узлах и грудной стенке.

Таблица 1.3. Метаболизм некоторых радионуклидов [4]

Нуклид	Орган преимущественного депонирования	$T_{эф}$ , сут
$^3\text{H}$ (оксид)	Все тело	12,0
$^{32}\text{P}$	Костная ткань	14,1
$^{60}\text{Co}$	Все тело	9,5
$^{89}\text{Sr}$	Костная ткань	50,4
$^{90}\text{Sr}$	То же	17,5 лет
$^{137}\text{Cs}$	Все тело	70,0
$^{210}\text{Po}$	Селезенка	42,0
$^{226}\text{Ra}$	Костная ткань	44 года
Th природный	То же	200 лет
$^{234}\text{U}$	— " —	300 сут
$^{235}\text{U}$	Почки	15
U природный	— " —	15
$^{238}\text{U}$	— " —	15
$^{239}\text{Pu}$	Костная ткань	200 лет*
$^{241}\text{Am}$	То же	140 лет*

\*По данным [18],  $T_{эф} = 100$  лет.

При поступлении нетранспортабельных соединений через рот их можно обнаружить с помощью прямого измерения активности  $\gamma$ -излучения тела или путем анализа кала в последующие сутки после поглощения, учитывая, что среднее время пребывания нетранспортабельных соединений в организме составляет около двух суток.

#### ЗАКОНОМЕРНОСТИ УДЕРЖАНИЯ И ВЫВЕДЕНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ

После однократного поступления  $q_0$ , Бк, радионуклида его содержание в организме  $q(t)$  уменьшается вследствие биологического выведения и радиоактивного распада согласно уравнению

$$dq(t)/dt = -E(t) - \lambda_r q(t), \quad (1.6)$$

где  $E(t)$  — количество радионуклида, выделяющееся в единицу времени в момент  $t$ ;  $\lambda_r$  — константа радиоактивного распада нуклида.

Уменьшение содержания нуклида в организме со временем, выраженное в долях от поступления, описывается уравнением

$$d[R(t)]/dt = d[q(t)/q_0]/dt = -E(t)/q_0 - \lambda_r q(t)/q_0 = -Y(t) - \lambda_r R(t), \quad (1.7)$$

где  $R(t)$  — доля начального содержания нуклида, остающаяся в организме к моменту времени  $t$ , так называемая функция удержания;  $Y(t)$  — доля начального содержания нуклида в организме, выделяющаяся в единицу времени в момент  $t$ .

Если пренебречь радиоактивным распадом, то, как показывает уравнение (1.7), скорость выведения радиоактивного вещества из организма представляет собой производную функции удержания, взятую с обратным знаком.

Интегрируя (1.6), получаем

$$q(t) = \exp(-\lambda_r t) \left[ q_0 - \int_0^t \exp(\lambda_r \tau) E(\tau) d\tau \right], \quad (1.8)$$

где  $\exp(\lambda_r \tau) E(\tau)$  — количество радионуклида, выделяющееся в единицу времени в момент  $\tau$ , с учетом распада за время  $\tau$ .

Интегрируя уравнение (1.7), получаем

$$R(t) = \exp(-\lambda_r t) \left[ 1 - \int_0^t \exp(\lambda_r \tau) V(\tau) d\tau \right]. \quad (1.9)$$

Уравнение (1.9) показывает общую связь между задержкой, экскрецией и радиоактивным распадом вещества.

Для оценки содержания радиоактивного вещества в организме и дозы облучения различных органов и тканей измеряют его количество в выделениях в течение некоторого периода времени. Если эти данные изобразить графически, то часто можно обнаружить одну из двух следующих математических зависимостей.

1. График логарифм  $[E(t) \exp(\lambda_r t)]$  — время представляет собой одну (или более) прямую линию. Общее уравнение, описывающее полученные данные, будет в этом случае экспоненциальным:

$$E(t) = \exp(-\lambda_r t) \sum k_i \exp(-\beta_i t), \quad (1.10)$$

где  $k_i$  представляет собой для каждой прямой линии антилогарифм отрезка, отсекаемого ею на оси ординат (т.е. равно количеству радиоактивного вещества, выводимому из организма со скоростью  $\beta_i$ );  $k_i = q_0 K_i$ ;  $\beta_i$  — тангенс угла наклона рассматриваемой прямой к оси абсцисс (т.е. скорость экскреции данного количества радионуклида);  $t$  — время, прошедшее с момента однократного поступления радиоактивного вещества в организм;  $K_i$  — относительный вклад (в долях) радиоактивного вещества, удерживаемого в организме с константой скорости  $\beta_i$ .

Если выделение из организма всего количества нуклида описывается экспоненциальной зависимостью, можно показать, что функция удержания равна

$$R(t) = \exp(-\lambda_r t) \sum K_i \exp(-\beta_i t). \quad (1.11)$$

Обе функции (1.10) и (1.11) имеют монотонно убывающий характер.

2. График логарифм  $[E(t) \exp(\lambda_r t)]$  – логарифм времени представляет собой прямую линию, которая описывается степенной функцией

$$E(t) = \exp(-\lambda_r t) n a (t+x)^{-(n-1)}, \quad (1.12)$$

где  $x$  – константа (обычно лежит в интервале 0,1–4);  $n$  – положительное число  $< 1$ ;  $t$  – время, прошедшее после однократного поступления вещества в организм ( $t \geq 1$ );  $a = q_0 A$ , т.е. равно количеству нуклида, удерживаемому при  $(t+x) = 1$ . Если все количество нуклида выводится из организма по степенному закону, то можно показать, что вскоре после поступления

$$R(t) = \exp(-\lambda_r t) A (t+x)^{-n}, \quad (1.13)$$

а спустя длительное время после поступления

$$R(t) = \exp(-\lambda_r t) A t^{-n}, \quad (1.4)$$

где  $A$  – доля нуклида, удерживаемая в организме при  $(t+x) = 1$ , например, к концу первых суток.

Степенной вид функции удержания характерен для некоторых остеотропных радионуклидов. Иногда для описания результатов длительного наблюдения за экскрецией остеотропных нуклидов используют комбинацию экспоненциальной и степенной функций. Так, для  $^{90}\text{Sr}$  в некоторых публикациях приводится следующая модель удержания:

$$R(t) = \exp(-\lambda_r t) [K \exp(-\beta t) + A t^{-n}], \quad (1.15)$$

где  $t \geq x$ , а  $K + A = 1$ . Значения констант  $K_i, \beta_i, A$  и  $n$  можно определить из графика изменения скорости экскреции со временем.

На практике обычно измеряют не полное количество радионуклида, выделяемое ежесуточно, а количество, выводимое каким-либо одним путем, например с мочой. Если доля общей суточной экскреции, выделяемая с мочой,  $F_u$  остается относительно постоянной во времени, ее можно использовать для вычисления общей экскреции за сутки (табл. 1.4).

Временной интеграл удержания радионуклида в организме (в долях начального поступления) в интервале  $t_1 - t_2$  для уравнения (1.11) равен

$$\int_{t_1}^{t_2} R(t) dt = \Sigma K_i \frac{\exp[-(\lambda_r + \beta_i)t_1] - \exp[-(\lambda_r + \beta_i)t_2]}{\lambda_r + \beta_i}. \quad (1.16)$$

Если пренебречь радиоактивным распадом, для уравнения (1.13) этот интеграл равен

Таблица 1.4. Доли общей экскреции, выводимые с мочой ( $F_u$ ) и калом ( $F_f$ ) для элементов, поступивших во внеклеточную жидкость [16]

Элемент	$F_u$	$F_f$	Элемент	$F_u$	$F_f$
H (в виде воды)	0,6	—	Ba	0,1	0,9
P (в виде фосфата)	0,9	0,1	Po	0,1	0,9
Ca	0,5	0,5	Ra	0,05	0,95
Co	0,7	0,3	Th	1,0	0,01
Sr	0,85	0,15	U	1,0	0
I	0,93	0,07	Np	0,5	0,5
Cs	0,8	0,2	Pu	0,29 <sup>0,17</sup>	0,8 <sup>0,15</sup>

$$\int_{t_1}^{t_2} R(t) dt = \frac{A}{1-n} [(t_2+x)^{1-n} - (t_1+x)^{1-n}]. \quad (1.17)$$

Если  $t$  велико по сравнению с  $x$ , то последним можно пренебречь и уравнение (1.17) превратится в

$$\int_{t_1}^{t_2} R(t) dt = \frac{A}{1-n} (t_2^{1-n} - t_1^{1-n}). \quad (1.18)$$

Если радиоактивным распадом пренебречь нельзя, то интеграл уравнения (1.13) может быть аппроксимирован суммированием ряда

$$A \sum_{i=0}^{\infty} \frac{(-\lambda_r)^i}{i(i+1-n)} [t^{i+1-n}]_{t_1}^{t_2}. \quad (1.19)$$

При облучении всего тела удержание радионуклида в организме в интервале времени  $t_1 - t_2$  получают умножением временного интеграла на количество поглощенного нуклида  $q_0$ . Для этого случая дальнейшее вычисление дозы облучения не представляет трудностей. Если критическим органом не является все тело, удержание может быть приближенно описано одним членом уравнения. Например, часть уравнения удержания стронция со степенной функцией описывает задержку нуклида в кости. В уравнении удержания, состоящем из нескольких членов, бывает трудно выделить член, соответствующий органу преимущественного депонирования, хотя часто им является таковой с наибольшим биологическим периодом полувыведения. Когда член уравнения удержания, соответствующий органу преимущественного депонирования, не может быть выделен, следует вычислить удержание во всем теле и

полученный результат отнести к органу. В большинстве случаев при этом не будет допущено большой погрешности.

Начальное поступление радионуклида  $q_0$  может быть рассчитано по формулам

$$q_0 = E(t)/V(t); \quad (1.20)$$

$$q_0 = q(t)/R(t), \quad (1.21)$$

где  $q(t)$  получают измерением содержания радионуклида во всем теле.

Для оценки радиационной опасности поглощения радионуклида в случае существенного загрязнения необходимо рассчитать эквивалентную дозу излучения, полученную органами и тканями тела. Полная доза в зивертах, полученная от радионуклида, отложившегося в любой части

организма, связана с временным интегралом  $Q = \int_{t_1}^{t_2} R(t)dt$  формулой

$$D = Qq_0 \cdot 0,512 \frac{\epsilon}{m}, \quad (1.22)$$

где  $Q$  — временной интеграл внутреннего облучения, которое имеет место при поглощении 1 Бк радионуклида, Бк·сут;  $\epsilon$  — эффективная поглощенная энергия, МэВ на распад [19];  $m$  — масса критического органа, г.

## Глава 2. ОСНОВНЫЕ ЭТАПЫ РАДИОХИМИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БИОЛОГИЧЕСКИХ ПРОБ

### СБОР И ХРАНЕНИЕ ПРОБ

В большинстве случаев уровни радиоактивности биологических проб очень низки, поэтому особую опасность представляет случайное загрязнение проб как самим обследуемым, так и специалистами, выполняющими анализ. Чтобы уменьшить риск непреднамеренного загрязнения пробы, мочу и кал можно собирать дома, в медицинском учреждении до начала работы с нуклидом или в ее конце после прохождения персоналом санпропускника. Помещения, где собирают пробы и проводят их анализ, должны располагаться вдали от производства. Используемые для анализа реактивы, материалы, приборы и оборудование следует систематически контролировать на загрязненность радионуклидами. Необходимо также проводить "глухие" анализы, т.е. анализы проб, полученных от людей, не имеющих производственного контакта с определяемым нуклидом.

Хранение проб перед анализом требует некоторых предосторожностей. Так, при длительном хранении мочи ее pH повышается (в норме

pH = 5,7), что может привести к потере нуклида. Пробы удается сохранять в течение месяца, если подкислить их азотной или соляной кислотой и поместить в холодильник. Для этой же цели в мочу иногда добавляют консервант или носитель (стабильный изотоп определяемого элемента).

Пробы мочи и кала лучше собирать в полиэтиленовые емкости (сосуды, мешки), так как они нехрупкие и сорбция радионуклидов на их поверхностях ниже, чем на стекле. Некоторые пробы можно высушивать, костную ткань — озолить, после чего перед анализом сохранять в течение времени, ограниченного лишь радиоактивным распадом нуклида.

Радиохимический анализ включает в себя подготовку пробы (минерализация, переводение в раствор), последующее концентрирование, выделение нуклида и измерение его активности. При проведении контрольных исследований, а также в случае, когда в пробе могут присутствовать различные изотопы определяемого элемента, заключительной операцией анализа является идентификация выделенного радионуклида, т.е. установление его природы — атомного номера и массового числа. Для этого определяют среднюю энергию, спектр излучения нуклида и его период полураспада, если он не очень большой. Заканчивается анализ оценкой точности полученного результата.

#### **СПОСОБЫ МИНЕРАЛИЗАЦИИ БИОЛОГИЧЕСКИХ ПРОБ**

Обычно пробы биологического происхождения содержат в своем составе большое количество органических веществ, которые должны быть разрушены без потери радионуклида на этапе подготовки материала к анализу в целях получения исходного гомогенного раствора. Разрушение органических веществ проводят, как правило, путем сухого или мокрого озоления. Выбор способа минерализации зависит от массы (объема) пробы, ее физического состояния (жидкость, твердое тело), трудности окисления, летучести соединения определяемого нуклида и т.д. Мокрое озоление требует больших затрат труда и времени, чем сухое, но в результате получают легкорастворимый остаток минеральных солей. Потери определяемого вещества при этом, как правило, минимальны; носитель вводят в пробу перед ее минерализацией.

Мокрое озоление обычно выполняют на электрической плите с использованием в качестве окислителя концентрированной азотной кислоты, к которой добавляют перекись водорода, хлорную или серную кислоту. Исчезновение при обработке бурых паров азотной кислоты указывает на полноту разрушения пробы. При использовании серной и хлорной кислот необходимо учитывать возможность образования труднорастворимых солей с элементами, содержащимися в пробе (калий, кальций [20]). Применение  $\text{HClO}_4$  требует особых мер предосторожности.

Суходе озоление — операция более быстрая и менее трудоемкая. Минерализации могут подвергаться большие по массе пробы. Их вначале высушивают, а затем помещают в фарфоровые тигли и сжигают. Озоление проводят в муфельной печи с терморегулятором, позволяющим изменять нагрев от 400 до 900 °С. Для уменьшения потерь тигли иногда покрывают крышками. Не следует допускать воспламенения вещества во время озоления, так как это может привести к потерям нуклида. В золе не должно содержаться обугленных частиц. В противном случае содержимое тигля после охлаждения смачивают концентрированной азотной кислотой, высушивают и прокаливают еще раз. В результате минерализации получают остаток, состоящий из смеси солей и окислов, который иногда с трудом растворяется в кислоте. Необходимо учитывать, что в процессе сухого озоления могут также происходить потери нуклидов, образующих соединения, летучие при высокой температуре.

#### МЕТОДЫ КОНЦЕНТРИРОВАНИЯ И ВЫДЕЛЕНИЯ НУКЛИДОВ

Прежде чем приступить к анализу биологических проб, следует, по возможности, познакомиться с их вероятным радиоактивным загрязнением. Чтобы определить содержание интересующего радионуклида в пробе, необходимо вначале его сконцентрировать, а затем, отделив от других нуклидов, выделить в чистом состоянии. В некоторых случаях достаточно одного концентрирования, например, если определяемый нуклид является  $\gamma$ -излучателем и проба не содержит других радиоактивных веществ с близкой энергией.

Как видно из сказанного выше, концентрирование нуклида происходит уже при минерализации пробы, когда ее масса (объем) сильно уменьшается. Дальнейшее концентрирование часто выполняют, используя в качестве группового носителя труднорастворимое соединение, выпадающее в осадок при соответствующей обработке пробы. Например, фосфаты кальция и магния, выделяющиеся при подщелачивании минерализованной пробы мочи, концентрируют торий, уран, плутоний и трансплутониевые элементы.

Для селективного выделения нуклида из пробы используют методы соосаждения, экстракции, хроматографии, экстракционной хроматографии, ионного обмена, электролитического осаждения, электролитического замещения (так называемый бестоковый электролиз) и дистилляции. Если требуется высокая степень очистки нуклида, для ее достижения применяют ряд последовательных операций отделения. Поскольку масса определяемого радиоактивного вещества в пробе крайне мала ( $10^{-8} \div 10^{-13}$  г), произведение растворимости его труднорастворимых соединений обычно не достигается. Выделение в осадок проводят при добавлении в раствор неактивного изотопного носителя. Если такого в природе не существует, как в случае плутония, урана, радия и дру-

гих элементов, используют неизотопный носитель, который при данной операции выделения ведет себя сходным образом. Отделение от нуклидов-примесей достигается при использовании метода соосаждения путем нескольких последовательных переосаждений. Иногда в раствор добавляют так называемый удерживающий носитель определяемого нуклида. Эта операция позволяет предотвратить потери последнего вследствие адсорбции на выделяемых осадках и на стенках химической посуды.

Использование метода экстракции для выделения нуклида из пробы имеет некоторые преимущества. Поверхность раздела фаз при экстракции ничтожно мала, по сравнению с таковой при осаждении. Это позволяет повысить селективность извлечения нуклида. Кроме того, данный метод отличается быстротой и легкостью исполнения.

Метод электролиза требует создания специальной установки, но с его помощью можно получить очень тонкие слои радиоактивного вещества на металлической подложке, пригодные для альфа-спектрометрии. Хроматографические методы удобны для разделения нуклидов с близкими свойствами. Экстракционная хроматография — наиболее эффективный метод разделения нуклидов, позволяющий сделать экстракцию многоступенчатым процессом: акт распределения вещества между фазами повторяется при этом многократно, что позволяет достичь высоких коэффициентов очистки (см. ниже). Методы бестокового электролиза и дистилляции применимы лишь для ограниченного круга веществ, например  $^{210}\text{Bi}$ ,  $^{210}\text{Po}$ ,  $^{106}\text{Ru}$  и др.

Для характеристики чистоты выделяемого нуклида используют понятие о коэффициенте очистки. Последний представляет собой отношение активности нуклида-примеси к активности определяемого нуклида в исходной пробе, деленное на аналогичное отношение в препарате, выделенном в ходе анализа. Иногда это понятие применяют, чтобы характеризовать одну определенную процедуру отделения. Рассмотрим пример. Определяемый нуклид — плутоний, примесь — уран. В анализируемой пробе, представляющей собой регенерированный уран, отноше-

ние активностей нуклидов составляет  $\frac{A_U}{A_{Pu}} = \frac{1 \cdot 10^4}{1} \approx \frac{100\%}{0,01\%}$ . В выделенном препарате  $\frac{A_U}{A_{Pu}} = \frac{0,1}{1} = \frac{9\%}{91\%}$ . Отсюда  $K_{\text{оч}} = \frac{1 \cdot 10^4}{1} \Big/ \frac{0,1}{1} = 10^5$ .

#### ОПРЕДЕЛЕНИЕ ХИМИЧЕСКОГО ВЫХОДА НУКЛИДА

В процессе подготовки биологической пробы к анализу и операций по отделению радионуклида от примесей происходят его неконтролируемые потери. Количество нуклида, прошедшее через весь анализ, составляет лишь некоторую долю от первоначального содержания в пробе. Чтобы определить численное значение этой доли, в

**пробу** на самом первом этапе ее обработки добавляют известное количество стабильного элемента — изотопного носителя, так как известно, что в ходе химических превращений все изотопы одного элемента ведут себя одинаково. После завершения анализа измеряют оставшееся в пробе количество носителя, используя весовой, колориметрический методы, метод титрования и т.п. Отношение количества носителя, измеренного на выходе, к его количеству, добавленному в пробу, дает величину химического выхода.

Для определения выхода данного изотопа можно использовать также другой радиоактивный изотоп того же элемента. Очевидно, что добавляемый изотоп должен отличаться от определяемого по радиоактивным свойствам (например,  $^{85}\text{Sr}$  и  $^{90}\text{Sr}$ ).

Величину выхода по носителю устанавливают индивидуально для каждой пробы или для группы проб (при серийных анализах). В последнем случае предварительно в холостые пробы (т.е. в пробы, не содержащие определяемого нуклида) вносят известное количество изучаемого нуклида и проводят химические операции по его выделению. Установленное среднее значение выхода используют в качестве постоянной поправки при расчете результатов серийных анализов. Этот способ широко используется при определении нуклидов, не имеющих ни стабильных изотопных носителей, ни подходящих радиоизотопов.

Носитель и определяемый нуклид должны находиться в пробе в одной и той же химической форме. Только в этом случае они будут вести себя одинаково в ходе анализа. Обычно нуклид содержится в биологической пробе в метаболизированном состоянии, т.е. в виде комплексов с компонентами тканей и жидкостей организма\*. После разрушения пробы он может оказаться не в том валентном состоянии, в котором находится добавляемый носитель. В этих случаях пробу подвергают окислительно-восстановительной обработке, чтобы перевести все вещество в одну химическую форму.

#### **ПОДГОТОВКА ПРЕПАРАТОВ ДЛЯ ИЗМЕРЕНИЯ АКТИВНОСТИ**

На завершающем этапе анализа биологической пробы получают препарат, активность которого необходимо измерить. Он должен обладать такими свойствами, которые позволили бы произвести измерения наиболее точно. Обычно радиоактивный препарат размещают на подложке из металла (сталь, алюминий, платина), стекла, оргстекла, тефлона или на фильтровальной бумаге, которую, в свою очередь, кладут на подложку. Форма и материал подложки зависят от типа излучения нуклида, агрегатного состояния и агрессивности наносимого пре-

---

\* Например, плутоний, америций и кюрий связываются в организме с цитратом и выводятся с мочой в виде цитратного комплекса.

парата. Перед нанесением радиоактивного препарата поверхность подложки тщательно отмывают от загрязнений и обезжиривают часто с помощью мыла и соды. Затем подложку ополаскивают в воде и ацетоне.

Чтобы правильно выполнить относительные измерения активности, необходимо обеспечить воспроизводимые условия приготовления и измерения препаратов одной серии. Препараты  $\alpha$ -излучателей обычно накапывают для измерения на плоские металлические подложки, которые после высушивания можно придвинуть близко к счетчику. Эффект отражения  $\alpha$ -частиц от подложки очень мал. Поглощение  $\alpha$ -излучения в слое препарата играет особо важную роль, поэтому всегда стремятся получить препарат в виде тонкого однородного по распределению слоя. Для этой цели весьма пригоден метод электролитического осаждения с использованием проводящей ток подложки из платины, серебра, стали, меди и никеля.

Самопоглощение играет существенную роль и для  $\beta$ -излучателей. Отражение излучения, зависящее от атомного номера вещества подложки, в этом случае также должно учитываться.

Часто готовят препарат для измерения путем нанесения радиоактивного раствора на подложку и последующего медленного его высушивания под инфракрасной лампой или в сушильном шкафу. Наносимые объемы обычно составляют 0,05–0,5 мл. Высушивание указанным способом можно проводить лишь в том случае, если известно, что определяемый нуклид при этом не улетучивается. В противном случае необходимы меры для его фиксации на подложке. Например, перед высушиванием раствора иодида, содержащего  $^{131}\text{I}$ , следует осадить иод в виде  $\text{AgI}$  путем добавления нитрата серебра. Необходимо также учитывать возможность разложения и потерь активности при высушивании многих органических соединений, содержащих  $^{14}\text{C}$ .

Наносимый раствор не должен взаимодействовать с подложкой и разрушать ее. Если это произойдет, нарушится идентичность геометрических условий измерения (вследствие самопоглощения) и результаты счета проб станут несравнимыми. Чтобы подложка лучше смачивалась, на нее предварительно наносят раствор инсулина в воде или добавляют к измеряемому раствору органическую жидкость с высоким значением поверхностного натяжения, например этиловый спирт [21]. Для сохранения постоянства площади, занимаемой препаратом, наносят на подложку ограничительное кольцо из лака, клея БФ или силиконовой смазки, препятствующее растеканию раствора. Если нуклид выделяют методом соосаждения, важно, чтобы полученный осадок имел всегда одинаковую толщину и занимал ту же площадь на подложке.

Препараты  $\beta$ -излучателей часто помещают для счета в специальные тарелочки, штампованные из алюминия. После разового использования тарелочки выбрасывают. Подложки из оргстекла, нержавеющей стали и других материалов используют многократно. Их очищают пу-

тем кипячения в растворах разбавленных кислот, моют и проверяют чистоту на счетных установках.

Хорошим способом регистрации  $\alpha$ -излучателей является метод измерения активности в слое твердого сцинтиллятора. Он позволяет измерять нуклид, содержащийся в пробе, с эффективностью более 90%. Для приготовления препарата нуклид соосаждают по возможности полностью с бесцветным носителем, затем смешивают осадок со светосоставом и измеряют на сцинтилляционном счетчике. При этом счетную кювету с прозрачным дном (из стекла или полистирола), в которой находится препарат, помещают непосредственно на фотокатод фотоэлектронного умножителя (ФЭУ), или под фотокатод, но возможно ближе к нему.

В случае  $\gamma$ -излучателей потери за счет самопоглощения в твердом препарате, а также за счет отражения от подложки, как правило, невелики. Наибольшую эффективность счета получают при использовании кристаллов с углублениями (колодцами). Для измерения растворов  $\gamma$ -излучателей пробы помещают в стандартные сосуды определенного объема.

Если препарат осаждают в виде труднорастворимого соединения, для его отделения от маточного раствора часто используют фильтрование на специальных разборных воронках, в которых фильтр помещают на пластинку с большим количеством мелких отверстий, что позволяет получать равномерные по толщине слои радиоактивного осадка. При этом применяют обычные или миллипористые фильтры. Образцовые препараты, используемые для градуировки счетной аппаратуры, должны готовить тем же способом, что и измеряемые.

#### **ИЗМЕРЕНИЕ АКТИВНОСТИ ВЫДЕЛЕННЫХ ПРЕПАРАТОВ. МЕТОДЫ И ПРИБОРЫ**

Содержание радионуклидов в биологических пробах, таких, как ткань, кровь, моча и другие, как правило, незначительно. Для мочи, например, оно может составлять  $10^{-2}$  —  $10^{-3}$  Бк/л. Таким образом, при определении загрязненности биологических проб задача сводится к измерению очень низких активностей. Для измерения предельно низких активностей необходимы максимальная эффективность регистрации излучения (число импульсов, регистрируемых установкой, должно быть равно или по крайней мере близко к числу распадков источника за то же время) и минимальный фон.

Сцинтилляционный счетчик для измерения низкой активности  $\alpha$ -излучения. Возможность использования в сцинтилляционных счетчиках больших площадей ( $150 \text{ см}^2$  и более), получения низких значений фона (менее 0,1 имп./мин), высокая эффективность регистрации  $\alpha$ -частиц, а также сравнительная простота метода делают эти счетчики наиболее пригодными и распространенными для измерения низких уров-

ней активности  $\alpha$ -частиц. Современный сцинтилляционный счетчик состоит, в принципе, из сцинтиллятора — вещества, способного испускать видимое или ультрафиолетовое излучение под действием заряженных частиц и ФЭУ, в котором энергия этих световых вспышек преобразуется посредством фотоэффекта в импульсы электрического тока.

В качестве сцинтиллятора для регистрации  $\alpha$ -частиц используют кристаллы сернистого цинка, активированного серебром. Это обусловлено его высокой конверсионной эффективностью (коэффициентом превращения энергии частиц в световое излучение), составляющей для  $\alpha$ -частиц 20–25%, негигроскопичностью и соответствием спектра излучения максимуму спектральной чувствительности ФЭУ. Если в пробе наряду с  $\alpha$ -частицами присутствуют другие излучатели, они также будут вызывать сцинтилляции в сернистом цинке. Однако ввиду малой толщины применяемого для счета  $\alpha$ -частиц экрана  $ZnS$  эффективность регистрации  $\beta$ - и  $\gamma$ -излучения ничтожно мала.

Сцинтилляторы из сернистого цинка иногда наносят непосредственно на баллон ФЭУ. Чаще сернистым цинком покрывают прозрачный материал, например обычное стекло или оргстекло. В этом случае в оптическом контакте с ФЭУ находится прозрачная подложка сернистого цинка. Эффективность счета  $\alpha$ -частиц в оптимальном режиме измерений на сцинтилляционном счетчике типа САС близка к 40% в угле 4π. Чувствительность счетчика при измерениях в тонком слое составляет приблизительно  $5,6 \cdot 10^{-3}$  Бк.

Определение активности  $\alpha$ -излучения в слое твердого сцинтиллятора. Наряду с обычным сцинтилляционным методом определения активности  $\alpha$ -частиц, который основан на выделении активного вещества на плоскую подложку, представляет большой интерес метод смешивания активного осадка с твердым сцинтиллятором [22]. При этом сцинтиллятор, например порошок сернистого цинка, активированного серебром, одновременно выполняет роль подложки для сухого осадка. Этот метод имеет два основных преимущества перед методом нанесения осадка на плоскую подложку. Во-первых, благодаря большой поверхности порошка-сцинтиллятора значительно уменьшается эффект самопоглощения в слое сухого осадка в результате уменьшения его толщины на единицу площади; во-вторых, улучшается геометрия регистрации  $\alpha$ -частиц детектором, роль которого выполняет сам сцинтиллятор. Все это позволяет получать высокую эффективность регистрации  $\alpha$ -частиц.

Бесцветный осадок, несущий радионуклид, смешивают непосредственно со сцинтиллятором — порошком  $ZnS$ , активированным серебром. При этом можно применять любой светосостав на основе  $ZnS$  с коротким временем высвечивания. Наиболее пригодны в этом смысле светосоставы марок ФС-1 и ФС-4. Чтобы повысить эффективность регистрации  $\alpha$ -излучения, препарат посыпают сверху чистым сцинтиллятором.

Измерения проводят в кюветках с плоским дном с соответствующим размеру фотокатода ФЭУ диаметром. Кюветы располагают непосредственно на фотокатоде. Для получения оптического контакта между дном кюветы и фотокатодом на последний наносят слой вазелинового масла. В качестве материала для изготовления кювет желательно использовать органическое стекло, для которого фон в 5–10 раз меньше, чем для обычного стекла, и составляет 0,03–0,10 имп./мин. Градуировка установки проводится с помощью пробы, приготовленной из раствора с известным содержанием  $\alpha$ -излучателя (ОРР). Эффективность регистрации  $\alpha$ -излучения в этих условиях близка к 100%, а  $\beta$ -частиц и  $\gamma$ -квантов очень мала. Это позволяет измерять активность  $\alpha$ -частиц при высоком внешнем фоне  $\gamma$ -излучения, а также при наличии собственной активности  $\beta$ - и  $\gamma$ -излучения пробы.

Описанный метод дает возможность измерять в биосредах низкие активности  $\alpha$ -излучения таких радионуклидов, как  $^{239}\text{Pu}$ , обогащенный уран,  $^{226}\text{Ra}$ ,  $^{237}\text{Np}$ ,  $^{241}\text{Am}$  и др. Минимально определяемая с помощью этого метода активность равна 0,2 расп./мин на пробу. Указанная чувствительность позволяет определять в суточном объеме мочи  $\alpha$ -активность, равную 3 расп./мин при объеме пробы 100 мл и 0,6 расп./мин при объеме пробы 500 мл.

Измерение абсолютной активности  $\alpha$ - и  $\beta$ -излучения с помощью 4 $\pi$ -счетчика. При решении многих задач необходимо знать не только скорость счета исследуемого препарата, но и полную его активность. Абсолютные измерения активности  $\alpha$ - и  $\beta$ -излучения торцовыми счетчиками связаны с расчетом большого числа поправок. Расчет поправок сложен и может привести к серьезным погрешностям. Наиболее совершенным является метод определения абсолютной активности  $\alpha$ - и  $\beta$ -излучения с помощью газового счетчика в геометрии 4 $\pi$ . Метод сочетает в себе низкий энергетический порог, хорошее энергетическое разрешение и высокую чувствительность. Конструкция счетчика позволяет регистрировать практически все заряженные частицы, вылетающие из источника. Счетчик работает на метане под атмосферным давлением. 4 $\pi$ -Счетчики могут работать в пропорциональной области, области ограниченной пропорциональности и гейгеровской. Для регистрации  $\alpha$ -частиц используется режим работы счетчика в пропорциональной области при малых значениях коэффициентов газового усиления. В этом случае электроны практически не регистрируются, что дает возможность исследовать препараты, содержащие смесь  $\alpha$ - и  $\beta$ -активных радионуклидов.

Измерение активности  $\beta$ -излучения целесообразно проводить в режиме ограниченной пропорциональности, так как в этом случае счетчик регистрирует без просчетов в 100 раз большие активности, чем при работе в гейгеровском режиме.

Фон 4 $\pi$ -счетчика в пропорциональной области обусловлен в основном  $\alpha$ -активными примесями в материале катода. Фон становится низ-

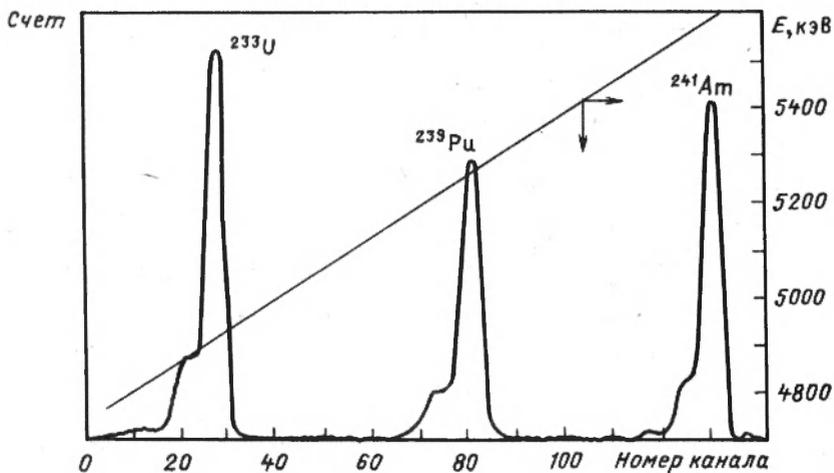


Рис. 2.1. Спектр  $\alpha$ -частиц источника, содержащего  $^{233}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Am}$

ким (десятые и даже сотые доли импульса в минуту), если используют чистые конструкционные материалы, содержащие минимальные количества радиоактивных загрязнений. При регистрации  $\beta$ -излучения в области ограниченной пропорциональности для снижения фона применяют схему антисовпадений. Фон от окружающих предметов уменьшают свинцовой защитой.

Используя счетчик с геометрией  $4\pi$ , можно проводить абсолютные измерения активности порядка  $1,8 \cdot 10^{-2}$  Бк  $\alpha$ - и  $\beta$ -излучения.

**Определение состава  $\alpha$ -излучения препаратов с помощью полупроводникового детектора.** Полупроводниковые детекторы имеют хорошее разрешение (до 0,3%) и низкий уровень фона (0,008 имп./мин). Нуклиды, различающиеся по энергии на 50–100 кэВ, дают в спектре отдельные пики. В полупроводниковом спектрометре амплитуда импульса прямо пропорциональна энергии регистрируемых частиц вплоть до 7–8 МэВ. Выпускаемые промышленностью альфа-спектрометры с полупроводниковыми (германий, кремний) детекторами позволяют идентифицировать нуклиды по  $\alpha$ -излучению в смесях и определять тонкую структуру  $\alpha$ -распада.

На рис. 2.1 показан спектр  $\alpha$ -частиц источника, содержащего  $^{233}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ . При этих измерениях использовали ППД с чувствительной поверхностью  $0,25 \text{ см}^2$ . Внутренний объем измерительной камеры детектора был откачен до давления  $10^{-1} - 10^{-2}$  мм рт.ст., чтобы уменьшить взаимодействие  $\alpha$ -частиц с молекулами газов воздуха. Для хорошего разрешения спектра препараты следует готовить в виде тонких слоев, чтобы практически исключить эффект самопоглощения в излу-

чающем слое. Обычно их получают электролитическим осаждением нуклидов из растворов на металлические подложки.

**Применение твердых трековых детекторов для определения низкой активности  $\alpha$ -излучения.** Для определения низкой активности  $\alpha$ -излучения используют также твердоосновные трековые детекторы — материалы, в которых тяжелые заряженные частицы образуют радиационные повреждения (дефекты). Полная нечувствительность к фону  $\beta$ - и  $\gamma$ -излучения, а также к нейтронам, высокое пространственное и временное разрешение, стабильность треков при неблагоприятных условиях (повышенная влажность, высокая температура, механическая вибрация), возможность дискриминации частиц по массам и в некоторых случаях идентификации по энергии позволяют использовать твердые трековые детекторы во многих областях. Одна из моделей образования треков состоит в следующем. После прохождения заряженной частицы через диэлектрик (материал детектора) в нем образуется область объемного заряда, поскольку электроны в результате взаимодействия с заряженной частицей получают импульс и удаляются от атомов. Кулоновское взаимодействие между оставшимися ионами приводит к тому, что они, отталкиваясь друг от друга, нарушают кристаллическую решетку вещества и внедряются в междоузлия. Таким образом, возникает вытянутая область повреждений, которую можно видеть в электронный микроскоп. После травления в щелочи материал детектора оказывается растворенным в основном вдоль нарушения кристаллической структуры, и треки делаются видимыми. Их число можно подсчитать под обычным микроскопом.

Известен и другой принцип детектирования тяжелых ядер. При взаимодействии с нейтронами некоторые тяжелые ядра, в частности  $^{235}\text{U}$ , делятся на два осколка примерно одинаковой величины. Кинетическая энергия осколков деления составляет приблизительно 82 МэВ. Следы торможения этих осколков в твердом детекторе и используют для определения количества урана в пробе. Чувствительность метода составляет  $10^{-14}$  У/г [23].

В качестве твердых детекторов используют прозрачные тонкие пленки нитроцеллюлозы и ацетилцеллюлозы, слюду, лавсан, поликарбон и другие вещества. Эффективность регистрации природного урана,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$  и других нуклидов с помощью этого метода составляет 18—32%. Метод очень чувствителен и серьезно конкурирует с радиометрией и автордиографией, особенно если нужно измерить активность менее  $4 \cdot 10^{-2}$  Бк.

**Измерение низкой активности  $\beta$ -излучения.** Для измерения  $\beta$ -излучения существует несколько методов, каждый из которых применяют при определенных величинах активности, массы образца и т.д. Абсолютная активность  $\beta$ -излучателей в геометрии, близкой к  $4\pi$ , может быть измерена с помощью органических сцинтилляторов в виде монокристаллов стильбена, антрацена и других и в виде жидких и твер-

дых растворов. При использовании кристаллов источник  $\beta$ -частиц можно ввести внутрь сцинтиллятора, поместив его в виде слоя, нанесенного на тонкую подложку между двумя близко расположенными кристаллами. Для измерения  $\beta$ -излучения очень низкой энергии (например,  $^3\text{H}$ ,  $^{14}\text{C}$ ) применяют жидкий сцинтилляционный счетчик. Так как при смешивании активности с жидким сцинтиллятором обеспечивается  $4\pi$ -геометрия и практически отсутствует самопоглощение, эффективность регистрации может достигать 100 %.

Наибольшая доступная в настоящее время точность абсолютных измерений активности источников  $\beta$ -излучения обеспечивается с помощью проточных  $4\pi$ -счетчиков, в которых регистрируются все  $\beta$ -частицы, образующиеся при распаде радионуклида.

Широкое применение получил также метод относительных измерений активности, который требует предварительной градуировки измерительных приборов по образцовым источникам — "эталонам". Измерительные установки для определения активности проб  $\beta$ -излучателей состоят из детектора  $\beta$ -частиц, регистрирующего устройства и источника питания. В качестве детекторов могут быть использованы либо газоразрядные, либо сцинтилляционные счетчики. Для снижения фона детекторы помещают в свинцовую защиту.

Идентификация  $\beta$ -активных нуклидов при их относительно высоком содержании в пробе, может быть выполнена по периодам полураспада, если они сравнительно невелики. Для этого обычно снимают кривую распада, т.е. изменение скорости счета препарата со временем. Измерения проводят через такие промежутки времени, чтобы получить в течение ожидаемого периода полураспада не менее 3—4 значений скорости счета. Измеренные значения, исправленные с учетом фона, откладывают на графике в координатах время ( $t$ ) — логарифм скорости счета ( $\lg N$ ). Если в препарате содержится один радиоизотоп, кривая распада имеет вид прямой линии. Отрезок оси абсцисс между точками, соответствующими уменьшению скорости счета в 2 раза (разность  $\lg N$  равна 0,3), будет равен периоду полураспада выделенного вещества. Полученное значение периода полураспада сравнивают с табличными данными и устанавливают природу радионуклида. Если кривая распада, проведенная через экспериментальные точки, не является прямой линией, значит, препарат содержит несколько изотопов выделенного элемента или радиоактивную примесь. Низкие уровни загрязнения биологических проб, как правило, не позволяют проводить идентификацию радионуклидов.

**Измерение активности и идентификации радионуклидов с помощью гамма-спектрометра.** Физической основой гамма-спектрометрического метода идентификации нуклидов служит различие в спектральном составе  $\gamma$ -излучения и в периодах полураспада отдельных радионуклидов, входящих в состав проб.  $\gamma$ -Излучение, взаимодействуя с веществом сцинтиллирующего кристалла, дает спектр, где на фоне непрерыв-

ного комптоновского распределения выделяются пики полного поглощения, называемые фотопиками. Энергия, взаимное расположение, относительная интенсивность пиков позволяют во многих случаях однозначно определять состав нуклидов в исследуемых пробах.

Измерение низкой активности  $\gamma$ -излучения биологических проб предъявляет жесткие требования к применяемой для анализа аппаратуре, а именно необходимость высокой эффективности регистрации  $\gamma$ -излучения, оптимальной геометрии измерений, низкого уровня фона и стабильности работы аппаратуры в течение длительного времени.

Для исследования слабоактивных проб может быть использован однокристалльный сцинтилляционный гамма-спектрометр с большим кристаллом NaI(Tl), основным достоинством которого является высокая эффективность регистрации  $\gamma$ -излучения. Спектрометр представляет собой сочетание сцинтилляционного детектора со специальной радиотехнической установкой, предназначенной для изучения распределения числа импульсов по величине их амплитуды. Работа сцинтилляционного спектрометра основана на свойстве детектора преобразовывать энергию ядерного излучения в электрические импульсы с амплитудой, пропорциональной поглощенной энергии излучения. По величине амплитуды импульса напряжения на выходе ФЭУ можно судить о величине энергии  $\gamma$ -кванта, поглощенного кристаллом, и идентифицировать радионуклиды, которые присутствуют в пробе. Число импульсов данной амплитуды, возникающих в единицу времени, связано с количеством  $\gamma$ -излучающего нуклида в пробе. Следовательно, для анализа изотопических смесей гамма-спектрометрическим методом необходимо измерять количество импульсов напряжения, поступающих со сцинтилляционного детектора, и одновременно с этим изучать распределение импульсов по их амплитудам, т.е. исследовать энергетический спектр потока  $\gamma$ -квантов, испускаемых препаратом.

Перед измерениями необходимо установить величину пороговой активности, ниже которой измерять пробу на гамма-спектрометре нецелесообразно. Эта величина зависит от эффективности спектрометра, уровня фонового излучения, времени измерения и относительной погрешности, с которой желательно определить активность нуклида в пробе. Например, пороговая активность  $^{137}\text{Cs}$ , содержащегося в моче, составляет около 1,7 Бк при объеме анализируемой пробы, равной 50 мл. Концентрирование  $^{137}\text{Cs}$ , находящегося в 500 мл мочи, на фосформолибдате аммония [17] позволяет повысить чувствительность определения на единицу объема примерно в 15 раз.

### Глава 3. МЕТОДЫ РАДИОХИМИЧЕСКОГО АНАЛИЗА БИОЛОГИЧЕСКИХ ПРОБ

В этой главе изложены методы анализа биологических проб, нашедшие широкое применение в практике работы лабораторий Министерства здравоохранения СССР. Для каждого радионуклида приведен способ его определения в моче, так как экскрецию с мочой во многих случаях можно связать с содержанием вещества в организме.

Поскольку косвенную дозиметрию используют в основном для оценки внутреннего содержания  $\alpha$ - и длинноволновых  $\beta$ -излучателей, ниже описаны методы определения этих веществ, присутствующих в пробах изолированно или в смесях, отражающих по составу соответствующий технологический процесс (см. также [17]). Кроме того, даны методы определения радионуклидов в крови и волосах, позволяющие оценить дозу нейтронов при аварийном облучении. Для некоторых нуклидов приведены методы анализа кала и костной ткани.

Часто радионуклиды находятся в моче в виде соединений с ее биологическими компонентами, а в некоторых случаях — с искусственными комплексообразователями, вводимыми в организм с терапевтическими целями. Применяемая аналитическая процедура должна гарантировать полное разрушение указанных соединений.

Концентрации некоторых составных частей выделений могут сильно изменяться при болезни и при приеме внутрь лекарств. В этих случаях следует дополнительно проверять пригодность стандартного метода анализа и при необходимости производить его корректировку. Если в пробе мочи обнаружена активность, превышающая норму, анализ следует повторить. Надо иметь в виду, что при попадании в организм  $\alpha$ -излучателей активность экскрементов значительно превышает величины, обусловленные присутствием природных радионуклидов. При загрязнении организма  $\beta$ -излучателями необходимо предусмотреть отделение, как минимум, природного калия, так как  $^{40}\text{K}$ , содержащийся в суточной моче, дает 2000–4000 расп./мин.

Чувствительность метода анализа должна соответствовать допустимому содержанию нуклида в организме, скорости его выведения и выбранной частоте сбора проб. Более чувствительный метод позволяет уменьшить частоту сбора проб. Желательно располагать такими методами анализа биологических проб, которые позволяли бы надежно определять менее 10% допустимого содержания ( $\text{ДС}_A$ ) нуклида в организме. На предел чувствительности метода влияет либо фон измерительного прибора, либо уровень активности, обнаруженной в "глухих" пробах. Последний зависит от действительного содержания активности в пробе, а также от загрязнений, вносимых при аналитических процедурах. Фон прибора ограничивает предел чувствительности при определении большинства  $\beta$ -излучателей. В случае измерения

$\alpha$ -излучателей фон используемого прибора имеет обычно малое значение, по сравнению с фоном в глухом опыте, поэтому важно проводить глухие опыты параллельно с анализом проб. Так как в большинстве случаев уровень активности биопроб низкий, точность определения нуклида зависит, главным образом, от точности измерения активности.

При проведении химических процедур с радиоактивными пробами необходимо помнить, что в процессе выпаривания растворов и прокаливания осадков могут образовываться и попадать в дыхательные пути радиоактивные аэрозоли. Поэтому все аналитические операции следует выполнять в вытяжном шкафу.

### ВОДОРОД-3 (ТРИТИЙ)

Тритий ( $^3\text{H}$ ) – естественный радиоактивный изотоп водорода. Кроме того, тритий образуется при эксплуатации тяжеловодных ядерных реакторов и реакторов на быстрых нейтронах. В окружающую среду он поступает преимущественно в виде оксида трития, который является химическим аналогом воды, быстро включается в водный цикл и мигрирует по основным звеньям экологических цепочек. Главные пути поступления трития в организм человека – вдыхание загрязненного воздуха, поглощение паров оксида трития через кожные покровы, поступление с питьевой водой и загрязненными продуктами питания [24]. Тритий является  $\beta$ -излучателем ( $E_{\text{макс}} = 0,018 \text{ МэВ}$ ) с периодом полураспада  $T = 12,26$  года.

**Определение трития в конденсате выдыхаемых паров воды и в пробах мочи [25].** Метод позволяет определять тритий как в выдыхаемом воздухе, так и в моче при общем содержании изотопа в организме на уровне тысячных долей допустимого. Чувствительность метода составляет 2000 Бк/л конденсата (мочи).

**Принцип метода.** Пробы водяных паров, выдыхаемых контролируемым лицом, отбирают с помощью специальной установки. Собранные пробы мочи подвергают осветлению путем дистилляции или с помощью активированного угля. Концентрацию трития измеряют жидкостным сцинтилляционным методом.

**Необходимые приборы и оборудование.** 1. Установка для отбора проб конденсата выдыхаемых паров воды (рис. 3.1).

2. Установка для измерения трития в жидких пробах с соответствующим оборудованием и материалами.

3. Шкаф сушильный.

4. Аппаратура для перегонки (дистилляции) проб.

5. Пробирки стеклянные 18 × 180 мм.

6. Пипетки мерные на 1 и 5 мл.

7. Пробки резиновые.

8. Трубки стеклянные.

9. Шланг резиновый медицинский.

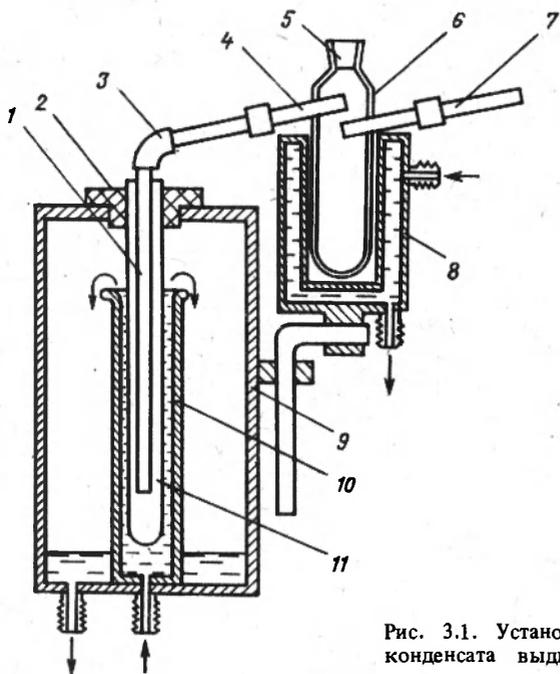


Рис. 3.1. Установка для отбора проб конденсата выдыхаемых паров воды

10. Банки стеклянные на 100 мл с крышками.

**Необходимые материалы, реактивы и их приготовление.** 1. Уголь активированный.

2. Смесь хромовая: 30 г бихромата калия ( $K_2Cr_2O_7$ ) растворяют в 1 л концентрированной серной кислоты при нагревании на водяной бане.

3. Моющее средство (порошок).

4. Спирт-ректификат.

5. Градуированный раствор оксида трития.

6. Сцинтиллятор.

Вещества, указанные в пп. 2–4, используют для дезактивации химической посуды и оборудования.

**Сбор, подготовка проб и измерение их активности.** Периодичность сбора проб конденсата выдыхаемых водяных паров или проб мочи у контролируемых лиц определяется характером работы, радиационной обстановкой на рабочем месте и содержанием трития в организме человека. Рекомендуются следующая периодичность сбора проб и определения концентрации трития в них.

У лиц, постоянно работающих в помещениях, в воздухе которых концентрация трития выше  $0,3 \text{ ДК}_A$ , а также при содержании трития в

организме выше 0,3 ДС<sub>А</sub>, сбор проб проводят не реже одного раза в неделю. У остального персонала, работающего с тритием при меньших уровнях поступления, 1–2 раза в месяц; при работах разового характера не ранее, чем через 2–3 ч после окончания работы. Эта выдержка необходима для равномерного распределения оксида трития в организме после ее поступления.

При аварийных ситуациях, когда поступление трития в организм неизвестно, первый отбор проб проводят через 0,5 ч, второй – через 2–3 ч. Периодичность последующих отборов определяют в зависимости от внутреннего содержания трития.

Пробы собирают до начала рабочей смены. Пробы конденсата выдыхаемых паров отбирают в стеклянные пробирки с помощью установки, изображенной на рис. 3.1. Контролируемый берет в рот мунштук 7 и, плотно зажав его губами, делает выдох; вдох – через нос. Выдыхаемый воздух проходит через брызгоуловитель 6, закрытый пробкой 5 и помещенный в обогреватель 8, и по стеклянным трубкам 1, 4 попадает в охлаждаемую в холодильнике 10 пробирку 11, где происходит сбор конденсата. Холодильник с пробиркой закреплен в бачке 9. Элементы установки соединены резиновыми шлангами 3. Стеклянная пробирка закреплена в резиновом кольце 2.

В зависимости от ожидаемой концентрации трития в пробе на измерения отбирают от 0,5 до 3 мл конденсата.

Пробы мочи (30–50 мл) собирают в стеклянные банки с плотно закрывающимися крышками. Перед измерением мочу подвергают очистке (осветлению) активированным углем или дистилляцией [26]. Для очистки берут 20 мл мочи, смешивают с 1 г активированного угля, нагревают в течение 10–15 мин, не допуская кипения, после чего фильтруют и измеряют ее активность. Для дистилляции проб мочи используют перегонку под вакуумом. Колбу с мочой нагревают на водяной бане при 80–90 °С. Из каждой пробы отгоняют не менее 5 мл конденсата.

Концентрацию трития в пробах измеряют с помощью жидкого сцинтиллятора, в котором растворяют исследуемую пробу. Введение пробы в состав жидкого сцинтиллятора обеспечивает геометрию счета 4π. Скорость счета исследуемой пробы сравнивают со скоростью счета пробы со стандартной тритиевой водой. Стандартную пробу готовят аналогично исследуемой.

Удельную активность трития в исследуемой пробе определяют сравнением скорости счета пробы со скоростью счета стандартной тритиевой воды по формуле

$$C_{\text{п}} = C_{\text{с}} \frac{V_{\text{с}}(I_{\text{п}} - I_{\text{ф}})}{V_{\text{п}}(I_{\text{с}} - I_{\text{ф}})}, \quad (3.1)$$

где  $C_{\text{п}}$  – удельная активность трития в исследуемой пробе;  $V_{\text{с}}$  и  $V_{\text{п}}$  –

анализируемые объемы стандартной и исследуемой проб, введенные в кюветы;  $I_c$ ,  $I_n$  и  $I_f$  — скорости счета стандартной, исследуемой и фоновой проб. Фоновую пробу готовят аналогично исследуемой и стандартной, вводя не содержащую тритий воду.

Чувствительность метода определяется конструкцией и электронной схемой используемого радиометра, составом жидкого сцинтиллятора и оптимальным соотношением объема сцинтиллятора и пробы, которую растворяют в сцинтилляторе. Более подробно эти вопросы описаны в [25, 27].

### КАЛИФОРНИЙ

Изотопы калифорния с массовыми числами 249–254 образуются в ядерном реакторе путем последовательного захвата нейтронов  $^{239}\text{Pu}$ . При большом интегральном потоке нейтронов образуется в основном  $^{252}\text{Cf}$ . Последний является  $\alpha$ - и  $\gamma$ -излучателем с энергией  $E_\alpha = 6,11$  МэВ,  $E_\gamma = 0,042$  МэВ и  $T = 2,6$  года. Для  $^{252}\text{Cf}$  характерно также спонтанное деление с испусканием нейтроном.

Определение в моче в присутствии кюрия, америция, плутония [28]. Метод позволяет определять калифорний в моче при одновременном присутствии в ней кюрия, америция и плутония. При этом может быть установлено также суммарное содержание в пробе америция и кюрия. Допустимое соотношение активностей нуклидов Cf : Cm : Am : Pu в исходной пробе — до 1 : 6 : 1,5 : 1,5. Химический выход калифорния равен  $(76 \pm 6)\%$ , суммы америция и кюрия  $(88 \pm 2)\%$ . Коэффициент очистки калифорния от америция и кюрия (при использовании двух экстракционно-хроматографических колонок) составляет  $2,5 \cdot 10^3$ . Длительность анализа равна 7 рабочим дням. Один исполнитель может одновременно анализировать две пробы. Чувствительность метода  $4 \times 10^{-3}$  Бк/проба\*, точность зависит главным образом от точности измерения радиоактивности.

Принцип метода. Трансплутониевые элементы (ТПЭ) и плутоний концентрируют из мочи на осадке фосфатов кальция и магния. Осадок освобождают от органических веществ, обрабатывая  $\text{HNO}_3$ ,  $\text{H}_2\text{O}_2$  и  $\text{HClO}_4$ , и растворяют в разбавленной  $\text{HNO}_3$ . Переносят раствор в экстракционно-хроматографическую колонку, заполненную фторопластом-4, покрытым ди(2-этилгексил)форсфорной кислотой в гептане. При этом плутоний и ТПЭ прочно сорбируются на колонке. Затем америций и кюрий элюируют 0,3 моль  $\text{HNO}_3$ , калифорний — 5 моль  $\text{HNO}_3$ . Плутоний при этом остается на колонке. Сумму америция и кюрия выделяют на осадке I фосфата висмута.

\*Указанной чувствительностью характеризуются все описанные ниже методы определения  $\alpha$ -излучателей в биопробах, завершающиеся измерением активности в слое твердого сцинтиллятора.

Чтобы повысить чистоту препарата калифорния, выпаривают 5 моль  $\text{HNO}_3$ , содержащую нуклид, растворяют остаток в 0,04 моль  $\text{HNO}_3$  и пропускают через вторую колонку. Примесь америция—кюрия вымывают и отбрасывают; калифорний элюируют 5 моль  $\text{HNO}_3$ . Затем выделяют нуклид на осадке II фосфата висмута. Осадки I, II смешивают со светосоставом и измеряют на радиометрической установке.

**Необходимые приборы и оборудование.** 1. Радиометрическая установка, приспособленная для счета активности  $\alpha$ -частиц в слое твердого сцинтиллятора.

2. Центрифуга.

3. Центрифужные пробирки из стекла или полимерного материала на 40, 100 мл; из полимерного материала — на 20 мл.

4. Электроплитка.

5. Весы аналитические.

6. Весы теххимические.

7. Шкаф сушильный.

8. Набор ареометров.

9. Цилиндры мерные на 10, 50, 100, 500 мл.

10. Пипетки на 1, 2, 5, 10 мл.

11. Колбы мерные на 50, 100, 200, 250, 500, 1000 мл.

12. Стаканы термостойкие на 50, 100, 200, 1000, 2000 мл.

13. Колбы конические на 1000 мл.

14. Воронки делительные на 1000, 2000 мл.

15. Палочки стеклянные.

16. Кюветы из полистирола с прозрачным дном для измерения  $\alpha$ -активности.

17. Воронки стеклянные диаметром 3, 6, 10 см.

18. Колонки для экстракционной хроматографии.

19. Воронки фильтрующие  $\phi = 40$  мм и размером пор 16—40 мкм.

20. Вакуум-эксикатор.

21. Бюксы  $\phi = 25$  мм,  $\phi = 35$  мм.

22. Насос водоструйный.

23. Слянка Тищенко.

24. Колбы Клайзена на 500, 750 мл.

25. Холодильник Либиха.

26. Колбы Вюрца на 500, 750 мл.

27. Термометр со шлифом на 90—160 °С.

28. Кран соединительный двухходовый.

29. Манометр ртутный.

30. Баня водяная.

31. Стекловолокно или лавсановое волокно для изготовления тампонов для колонок.

32. Термообработанный фторопласт-4 с размерами частиц 0,2—0,5 мм.

**Необходимые материалы. Реактивы и их приготовление.** 1. Азотная кислота концентрированная и 5; 1; 0,3; 0,1 и 0,01 моль растворы.

2. Хлорная кислота концентрированная.
  3. Раствор аммиака концентрированный.
  4. Перекись водорода, 30%-ный раствор.
  5. Соляная кислота концентрированная и раствор 6 моль.
  6. Гептан.
  7. Петролейный эфир,  $T_{\text{кип}} = 40 \div 60^\circ\text{C}$ . Эфир перед использованием перегоняют. Не следует применять в работе синтетический петролейный эфир,  $T_{\text{кип}} = 70 \div 100^\circ\text{C}$ .
  8. Раствор висмута азотнокислого. Растворяют 8,32 г  $\text{Bi}(\text{NO}_3)_3 \times 5\text{H}_2\text{O}$  в 1 моль  $\text{HNO}_3$  и доводят объем кислотой до 1 л.
  9. Раствор однозамещенного фосфата натрия. Растворяют в воде 460 г  $\text{NaH}_2\text{PO}_4 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$ , разбавляют до объема 1 л и перемешивают.
  10. Промывная жидкость. К 5 мл концентрированного раствора аммиака добавляют 20 мл 46%-ного раствора  $\text{NaH}_2\text{PO}_4$  и доводят объем водой до 1 л.
  11. Натрия гидроокись, 1 моль раствор. 40 г  $\text{NaOH}$  растворяют в воде и доводят объем до 1 л.
  12. Этиловый спирт (ректификат), раствор 9:1. К 90 мл 95%-ного этилового спирта приливают 10 мл воды.
  13. Масло вазелиновое.
  14. Активированный уголь марки АО.
  15. Светостав марки ФС-4 или ФС-1.
  16. Ди(2-этилгексил) фосфорная кислота (Д2ЭГФК).
  17. Раствор ди(2-этилгексил) фосфорной кислоты (0,8 моль) в гептане. К 12,89 г очищенной Д2ЭГФК добавляют гептан до объема 50 мл (об очистке Д2ЭГФК см. п. 2 Приложения, с. 61).
  18. Градуированный раствор  $^{239}\text{Pu}$  (или  $^{241}\text{Am}$ ) активностью 200–500 расп./ (мин·мл).
  19. Бумага индикаторная универсальная.
- Реактивы, используемые для анализа должны иметь квалификации хч или чда.

**Подготовка фторопласта для экстракционно-хроматографической колонки.** 1. В бюкс вносят 1 г фторопласта-4, добавляют 2 мл раствора 0,8 моль Д2ЭГФК в гептане, закрывают бюкс и встряхивают в течение 1 мин.

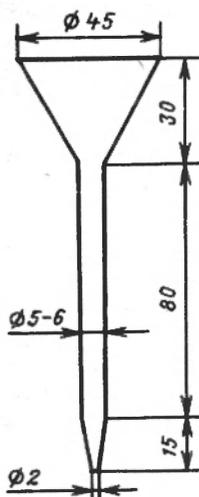
2. Приливают в бюкс 2 мл 0,01 моль  $\text{HNO}_3$  и помещают его в вакуумный эксикатор.

3. С помощью водоструйного насоса удаляют воздух из суспензии в течение 4–5 ч.

**Подготовка к работе и регенерация экстракционно-хроматографической колонки.** 1. В нижнюю часть хроматографической колонки (рис. 3.2) помещают тампон из стекловолокна.

2. Вертикально закрепленную колонку постепенно заполняют с помощью пипетки и стеклянной палочки небольшими порциями хорошо

Рис. 3.2. Колонка для экстракционной хроматографии



перемешанной суспензии фторопласта в  $\text{HNO}_3$ . После добавления очередной порции суспензии набивку слегка уплотняют палочкой.

3. Когда колонка заполнена (высота набивки около 80 мм), верхнюю часть набивки фиксируют пробкой из стекловолнока.

4. Пропускают через колонку 25–30 мл 0,01 моль  $\text{HNO}_3$  со скоростью 5–11 капель/мин.

Колонку хранят заполненной 0,01 моль  $\text{HNO}_3$  и закрытой снизу пробкой. Сверху резервуар колонки покрывают часовым стеклом. Одна хроматографическая колонка может быть использована для 5–6 циклов выделения калифорния. После каждого использования колонку регенерируют, промывая ее 15 мл 0,3 моль  $\text{HNO}_3$ .

**Ход анализа.** 1. 0,5 л мочи помещают в стакан на 1 л, добавляют 10 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  и нагревают до кипения. Кипятят 5 мин. Затем медленно, при помешивании, добавляют концентрированный раствор  $\text{NH}_4\text{OH}$  до полного выделения осадка фосфатов Ca и Mg. При этом контролируют pH среды по индикаторной бумаге; он должен быть равным 8–9.

2. После отстаивания в течение 3 ч (лучше в течение ночи) отделяют максимальное количество маточника декантацией и отбрасывают. Окончательно разделяют фазы центрифугированием в течение 10 мин при 1500–3000 об/мин.

3. Осадок растворяют в 10 мл горячей концентрированной  $\text{HNO}_3$  и переносят раствор в стакан, где проводили осаждение фосфатов. Пробирку промывают дважды концентрированной  $\text{HNO}_3$ , используя каждый раз по 5 мл кислоты, и присоединяют смыв к основному раствору.

4. Периодически добавляя в раствор 1–2 мл  $\text{H}_2\text{O}_2$ , медленно, не допуская разбрызгивания, выпаривают его до влажных солей. Повторяют операцию обработки остатка концентрированной  $\text{HNO}_3$  и  $\text{H}_2\text{O}_2$  4–5 раз.

5. К остатку приливают 0,5 мл концентрированной  $\text{HClO}_4$  и 1 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$ , выпаривают досуха на электроплитке, покрытой асбестом. Операцию обработки остатка повторяют. В заключение приливают 1 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  и выпаривают досуха.

6. Добавляют в стакан 10 мл воды и выпаривают. Обработку  $\text{H}_2\text{O}$  повторяют трижды.

7. Белый остаток растворяют при нагревании в смеси 2 мл 1 моль  $\text{HNO}_3$  + 18 мл воды. Затем добавляют еще 30 мл воды для получения примерно 0,04 моль  $\text{HNO}_3$  раствора. Раствор тщательно перемешивают и охлаждают до комнатной температуры.

8. Раствор ( $V = 50$  мл) вносят порциями по 2–4 мл в подготовленную к работе колонку. Скорость вытекания раствора должна быть 5–11 капель/мин.

9. стакан обмывают трижды при нагревании 5 мл 0,01 моль  $\text{HNO}_3$ . Охлажденные до комнатной температуры смывы присоединяют к основной пробе в колонке. После того как раствор профильтруется через слой сорбента\*, его отбрасывают.

10. Элюируют совместно америций и кюрий, пропуская через колонку 35 мл 0,3 моль  $\text{HNO}_3$  порциями по 2–4 мл. Элюат собирают в стакан на 50 мл и выпаривают досуха\*\* (сухой остаток 1).

11. Вымывают с колонки калифорний 35 мл 5 моль  $\text{HNO}_3$ , внося ее в резервуар колонки по 2–4 мл. Элюат собирают в стакан на 50 мл и выпаривают досуха\*\* (сухой остаток 2).

12. Сухой остаток 1 растворяют при нагревании в 2,5 мл 1 моль  $\text{HNO}_3$  и переносят в центрифужную пробирку. Дважды обмывают стакан 2,5 мл 1 моль  $\text{HNO}_3$ , при нагревании и присоединяют промывную жидкость к раствору в центрифужной пробирке.

13. Добавляют в пробирку 1 мл раствора  $\text{Bi}(\text{NO}_3)_3$  и 5 мл раствора  $\text{NaN}_2\text{PO}_4$ , перемешивают и выдерживают в течение 10 мин на горячей водяной бане.

14. Осадок фосфата висмута отделяют центрифугированием, маточник отбрасывают.

15. Осадок промывают 5 мл промывной жидкости, которую тоже отбрасывают.

16. К осадку прибавляют  $120 \pm 20$  мг светосостава и перемешивают стеклянной палочкой. С помощью 10 мл разбавленного спирта в несколько приемов смесь переносят в кювету из полистирола (рис. 3.3).

17. Осадок высушивают в сушильном шкафу или под лампой при температуре  $80^\circ\text{C}$ , не допуская его пересыхания и растрескивания, и посыпают сверху 200–300 мг светосостава.

18. Наносят на фотокатод фотоумножителя радиометрической установки каплю вазелинового масла и ставят на него счетную кювету с осадком\*\*\*. Закрывают фотоумножитель светонепроницаемым колпа-

---

\* Недопустимо, чтобы хотя бы часть набивки в верхней части колонки осталась не покрытой жидкостью.

\*\* Если в элюате присутствуют следы ДЭГФК, их удаляют фильтрованием через бумажный фильтр.

\*\*\* Счетные кюветы со смесью, посыпанной светосоставом, желательно сохранять перед измерением в темноте.

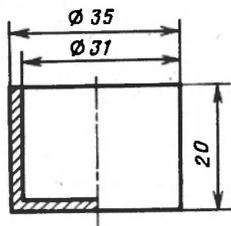


Рис. 3.3. Кювета с прозрачным плоским дном из полистирола для измерения активности  $\alpha$ -частиц

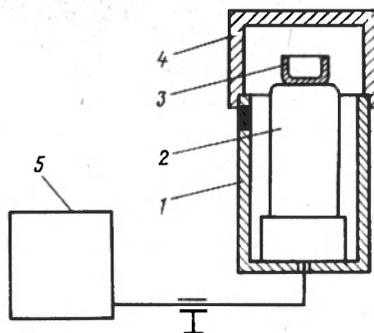


Рис. 3.4. Схема измерения активности  $\alpha$ -частиц в слое твердого сцинтиллятора:

1 — блок фотоумножителя; 2 — фотоумножитель; 3 — счетная кювета; 4 — крышка корпуса; 5 — измерительная установка

ком, дают светосоставу высветиться\* и измеряют  $\alpha$ -излучение препарата (рис. 3.4).

19. Рассчитывают суммарную активность  $\alpha$ -излучения америция и кюрия, выраженную в расп./мин, в суточном количестве мочи по формуле

$$A = \left( \frac{I - I_{\Phi}}{\epsilon P} - a_p \right) \frac{V_1}{V_2}, \quad (3.2)$$

где  $I$  — скорость счета выделенного препарата совместно с фоном установки, имп./мин;  $I_{\Phi}$  — скорость счета фона установки, имп./мин;  $\epsilon$  — эффективность счета  $\alpha$ -частиц, доли;  $P$  — химический выход нуклида, доли;  $a_p$  — активность  $\alpha$ -частиц, присутствующих в моче лиц, не имеющих контакта с нуклидом, а также в реактивах, используемых при анализе и попадающих в измеряемый препарат, расп./мин (см. ниже);  $V_1$  — объем суточной мочи, мл;  $V_2$  — объем мочи, взятый на анализ, мл.

20. а) Если заранее известно, что в анализируемой моче активность калифорния превышает активности примесей или что активности Cf, Cm, Am и Pu почти равны друг другу, то препарат Cf (см. п. 11) анализируют, как описано в пп. 12–18. Активность калифорния в суточной моче рассчитывают по формуле (3.2) с учетом выхода калифорния, равного 0,90.

б) Если в анализируемой моче доля примесей к калифорнию близка к 90% (Cf: Cm: Am: Pu = 1:6:1,5:1,5), то требуется дополнительная

\*Время высвечивания светосостава ФС-4 2–3 мин. .

очистка препарата Cf, полученного с первой колонки. В этом случае дальнейший анализ проводят следующим образом.

21. Растворяют сухой остаток 2 (см. п. 11) при нагревании в смеси 0,5 мл 1 моль  $\text{HNO}_3$  и 12 мл воды. Раствор тщательно перемешивают и охлаждают до комнатной температуры.

22. Раствор вносят порциями по 2–4 мл в подготовленную к работе вторую колонку. Скорость его вытекания должна составлять 5–11 капель/мин.

23. Дважды обмывают стакан при нагревании 2,5 мл 0,01 моль  $\text{HNO}_3$ . Охлажденные до комнатной температуры смывы присоединяют к основной пробе в колонке. После того как раствор профильтруется через слой сорбента, его отбрасывают.

24. Вымывают примеси америция и кюрия с колонки 35 мл 0,3 моль  $\text{HNO}_3$  и отбрасывают.

25. Вымывают калифорний с колонки 35 мл 5 моль  $\text{HNO}_3$  порциями по 2–4 мл. Элюат собирают в стакан на 50 мл и выпаривают досуха.

26. Сухой остаток растворяют при нагревании в 2,5 мл 1 моль  $\text{HNO}_3$  и переносят в центрифужную пробирку. Дважды обмывают стакан 2,5 мл 1 моль  $\text{HNO}_3$  при нагревании и присоединяют жидкость к раствору в центрифужной пробирке.

27. Выполняют пп. 13–18.

28. Рассчитывают активность калифорния в суточной моче по формуле (3.2). В ней  $I$  — скорость счета выделенного препарата калифорния с фоном установки, имп./мин;  $P$  — химический выход калифорния, равный 0,76, доли. Остальные обозначения те же.

Определение активности  $\alpha$ -излучателей, содержащихся в моче лиц, не имеющих контакта с радионуклидом, и в реактивах, используемых при анализе ( $a_p$ ). Моча лиц, не имеющих производственного контакта с нуклидами, и реактивы, используемые при ее анализе, иногда содержат посторонние  $\alpha$ -частицы, активность которых может завышать результаты определения нуклида в пробе. Для установления величины соответствующей поправки  $a_p$  на анализ берут по 0,5 л мочи у лиц контрольной группы и выполняют выделение нуклида по описанной методике. Поправку определяют каждый раз при приготовлении растворов реактивов из новых партий или из других упаковок.

Поправку  $a_p$  (расп./мин) рассчитывают по формуле

$$a_p = (I_k - I_\phi) / (\epsilon \cdot P), \quad (3.3)$$

где  $I_k$  — скорость счета препарата, выделенного из мочи лица контрольной группы, вместе с фоном установки, имп./мин. Остальные обозначения те же, что в (3.2).

Анализируют несколько проб мочи и вычисляют среднее арифметическое значение  $a_p$ . Точность определения  $a_p$  оценивают так, как описано ниже.

**Оценка точности результатов анализа.** Для сведения к минимуму систематических погрешностей необходимо строго следовать данной инструкции. Ниже приводится оценка величины случайных погрешностей измерений.

Рассмотрим в качестве примера случай анализа двух параллельных проб, когда  $I' = 1,2$  имп./мин,  $I'' = 1,0$  имп./мин,  $I_{\Phi} = 0,1$  имп./мин [см. формулу (3.2) и обозначения к ней, п. 19, с 56]. Время измерения каждой пробы  $t = 20$  мин. Время измерения фона  $t_{\Phi} = 30$  мин. Среднее арифметическое значение скорости счета для двух параллельных проб

$$I = (I' + I'')/2 = 1,1 \text{ имп.мин.}$$

Средняя квадратическая погрешность при определении  $I$  равна  $\sigma = \pm \sqrt{I/2t}$ . Средняя квадратическая погрешность при определении  $I - I_{\Phi}$

$$\sigma = \pm \sqrt{\frac{I}{2t} + \frac{I_{\Phi}}{t_{\Phi}}} = \pm \sqrt{\frac{1,1}{40} + \frac{0,1}{30}} \approx 0,2 \text{ имп./мин.}$$

Относительная погрешность

$$f_{I-I_{\Phi}} = \pm \frac{0,2 \cdot 100}{1,1 - 0,1} = \pm 20 \%,$$

т.е. окончательно скорость счета пробы можно записать в виде

$$I - I_{\Phi} = (1,0 \pm 0,2) \text{ имп.мин.}$$

Химический выход нуклида равен 0,76. Относительная погрешность определения химического выхода  $f_p = \pm 6 \%$ .

Эффективность счета  $\alpha$ -частиц определяется выражением

$$\epsilon = I_{ЭТ}/A_{ЭТ}, \quad (3.4)$$

где  $I_{ЭТ}$  — скорость счета образцового излучателя за вычетом фона, имп./мин;  $A_{ЭТ}$  — активность образцового излучателя, расп./мин. Пусть  $A_{ЭТ} = (25 \pm 1,5)$  расп./мин;  $f_{A_{ЭТ}} = \pm 6 \%$ ;  $I_{ЭТ} = 23$  имп./мин; время измерения  $t = 20$  мин.

Средняя квадратическая погрешность при определении  $I_{ЭТ}$

$$\sigma_{I_{ЭТ}} = \pm \sqrt{\frac{23}{20}} \approx \pm 1,1 \text{ имп./мин.}$$

Относительная погрешность определения  $I_{ЭТ}$  равна

$$f_{I_{ЭТ}} = \pm \frac{1,1 \cdot 100}{23} \approx 5 \%,$$

$$\epsilon = \frac{23 \text{ имп./мин}}{25 \text{ расп./мин}} = 0,92 \text{ имп./расп.}$$

Относительная погрешность определения эффективности счета

$$f_{\epsilon} = \pm \sqrt{f_{I_{\text{ЭТ}}}^2 + f_{A_{\text{ЭТ}}}^2} = \pm \sqrt{5^2 + 6^2} \approx 8 \%$$

Измеренная при анализе активность нуклида в суточном количестве мочи

$$A^* = \frac{I - I_{\text{Ф}}}{\epsilon \cdot P} = \frac{1,1 - 0,1}{0,92 \cdot 0,76} = 1,43 \text{ расп./мин.}$$

Относительная погрешность при измерении активности амерция в суточном количестве мочи

$$f_{A^*} = \pm \sqrt{f_{I-I_{\text{Ф}}}^2 + f_p^2 + f_{\epsilon}^2} = \pm \sqrt{20^2 + 6^2 + 8^2} \approx 22 \%,$$

т.е. можно записать  $A^* = (1,43 \pm 0,32) \text{ расп./мин.}$

Пусть, например, среднее значение активности  $\alpha$ -частиц, присутствующих в моче лиц, не имеющих контакта с нуклидом, а также в реактивах, используемых при анализе и попадающих в измеряемый препарат, равно

$$a_p = (0,30 \pm 0,05) \frac{\text{расп./мин}}{\text{сут. объем}}$$

Тогда среднеквадратическая погрешность активности нуклида в суточном количестве мочи составит

$$\sigma_A = \pm \sqrt{\sigma_{A^*}^2 + \sigma_{a_p}^2} = \sqrt{0,32^2 + 0,05^2} = \pm 0,32 \text{ имп./мин.}$$

Соответствующая относительная погрешность будет

$$f_A = \pm \frac{0,32 \cdot 100}{1,43 - 0,30} \approx \pm 28 \%$$

и

$$A = (1,13 \pm 0,32) \frac{V_1 \text{ расп./мин}}{V_2 \text{ сут. объем}}$$

**Техника безопасности.** В данной методике используются концентрированные кислоты, органические экстрагенты и горючие вещества (гептан, петролейный эфир), поэтому необходимо изучить инструкции по технике безопасности и строго следовать им. Особенно осторожно надо работать с гептаном и петролейным эфиром: не держать эти вещества

на рабочих столах в больших количествах, а также вблизи огня. Перегонять на заранее подогретой и выключенной водяной бане. Запрещается хранить горючие вещества в вытяжном шкафу, в котором проводится работа с газовыми горелками или другими нагревательными приборами, а также рядом с окислителями (перекись водорода, перманганат, хлорная кислота). Склянки, в которых содержатся горючие вещества, должны храниться в железных ящиках.

В процессе анализа используют также небольшие количества хлорной кислоты, пары которой могут взрываться при соприкосновении с органическими и легкоокисляющимися соединениями. При обработке проб смесью азотной и хлорной кислот нельзя допускать пересыхания осадка. Не рекомендуется пользоваться резиновыми перчатками, так как при попадании на них хлорной кислоты возможен взрыв. Лабораторную посуду следует брать металлическими щипцами. В помещениях, где часто проводится выпаривание хлорной кислоты, имеется опасность конденсации ее на деревянных частях вытяжного шкафа, что может привести к пожару и взрыву. Поэтому надо еженедельно промывать стенки шкафов и доступную часть вентиляционных труб водой. Применяемые для этого щетки должны быть сделаны из невоспламеняющегося материала и каждый раз перед употреблением их следует хорошо вымыть.

**Приложение. 1. Приготовление образцового  $\alpha$ -излучателя.** Для контроля работы счетной установки и определения эффективности счета препаратов необходимо иметь в наличии образцовый  $\alpha$ -излучатель, который изготовляют самостоятельно. Для этого можно использовать любой градуированный раствор, содержащий  $\alpha$ -излучающий радионуклид, не дающий быстрого накопления дочерних продуктов и имеющий большой период полураспада, например  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$  и т.п.

Для приготовления образцового  $\alpha$ -излучателя в центрифужную пробирку наливают 5 мл 1 моль  $\text{HNO}_3$  и вносят определенный объем градуированного раствора одного из указанных выше радионуклидов с общей активностью 50–100 расп./мин. Затем добавляют в пробирку 1 мл раствора  $\text{Bi}(\text{NO}_3)_3$ , 5 мл раствора  $\text{NaH}_2\text{PO}_4$  и помещают ее в кипящую водяную баню на 10 мин. Осдок отделяют центрифугированием. Маточный раствор переливают в другую пробирку и сохраняют. Осадок промывают 10 мл промывной жидкости и отделяют центрифугированием. Смешивают его со светосоставом ( $120 \pm 20$  мг) и переносят в счетную кювету с помощью 10 мл спирта; высушивают при температуре  $80^\circ\text{C}$ , не допуская пересыхания и растрескивания. Сверху осадок посыпают 200–300 мг светосостава. Устанавливают рабочее напряжение на радиометрической установке и измеряют препарат. Обозначают полученную скорость счета через  $I_1$ . В маточном растворе осаждают нуклид еще раз на фосфате висмута добавлением 1 мл раствора  $\text{Bi}(\text{NO}_3)_3$  и 3 мл  $\text{NaH}_2\text{PO}_4$ . Далее проводят все операции, как описано выше, маточник отбрасывают. Обозначают скорость счета второго препарата через  $I_2$ .

Суммируют скорости счета препаратов ( $I_1 + I_2$ ) и полученную величину принимают за  $I_{\Sigma T}$ . Обычно  $I_1$  составляет 95–98% суммы ( $I_1 + I_2$ ). Далее рассчитывают эффективность счета по (3.4).

2. *Очистка ДЭГФК* (молекулярная масса 322,4) — бесцветной вязкой жидкости, плохо растворимой в воде, но хорошо в органических растворителях. Очистку ДЭГФК проводят при 80 °С на водяной бане следующим образом. В течение 3 ч перемешивают 300 мл кислоты с 100 мл 6 моль HCl для превращения пиррофосфатов в ортофосфаты. После разделения слоев кислоту промывают подогретой водой (3 раза по 50 мл). Затем органическую фазу дважды промывают 1 моль NaOH по 100 мл для нейтрализации и очистки. Щелочь предварительно нагревают до 80 °С. После щелочной следует двукратная очистка 5%-ной  $\text{Na}_2\text{CO}_3$  порциями по 50 мл. Далее ДЭГФК промывают дважды 1 моль HCl порциями по 90 мл. Завершающую промывку водой до нейтральной реакции повторяют приблизительно 7 раз, используя по 50 мл воды.

### КЮРИЙ

Известны изотопы кюрия с массовыми числами 238–250. Кюрий образуется как побочный продукт при получении плутония в ядерном реакторе. Кроме того, смесь изотопов кюрия можно получить при облучении плутония или америция в потоках нейтронов большой интенсивности. При этом из плутония образуется 82–96%  $^{244}\text{Cm}$ .

Кюрий-244 является  $\alpha$ -излучателем с энергией  $E_\alpha = 5,8$  МэВ и периодом полураспада  $T = 18,1$  года.

**Совместное определение кюрия и америция в моче в присутствии плутония.\*** Метод предназначен для совместного определения кюрия и америция в моче при одновременном присутствии плутония. Предложено два варианта. Первый используют в случае естественной экскреции радионуклидов с мочой; второй — в случае применения пентацина в качестве стимулятора выведения радионуклидов из организма. Химический выход кюрия и америция составляет  $(87 \pm 3)\%$ . Коэффициент очистки препарата кюрия—америция от плутония равен примерно 300. Длительность анализа составляет три рабочих дня. Один исполнитель может одновременно анализировать восемь проб.

**Принцип метода.** При естественной экскреции с мочой кюрий и америций соосаждают из частично минерализованной пробы с фосфатами кальция и магния. Далее фосфаты освобождают от органических веществ сжиганием при 500–600 °С. В случае введения в организм пентацина взятую на анализ мочу выпаривают досуха и озоляют в муфель-

\* Из-за отсутствия необходимых данных в настоящее время принимают, что физиологическое поведение долгоживущих изотопов кюрия и америция сходно. Поведение четырехвалентного плутония при метаболических превращениях несколько отличается от поведения трехвалентного америция и, вероятно, других трехвалентных актинидов.

ной печи при 500–600 °С для полного разложения органических веществ. Оставшиеся соли и окислы в обоих случаях обрабатывают смесью азотной и плавиковой кислот и окончательно растворяют в азотной кислоте. Затем плутоний окисляют бихроматом до шестивалентного состояния и выделяют кюрий с америцием на осадке фосфата висмута. Смешивают осадок фосфата со светосоставом и измеряют активность его  $\alpha$ -частиц на радиометрической установке.

**Необходимые приборы и оборудование.** 1. Радиометрическая установка.

2. Центрифуга.

3. Центрифужные пробирки из стекла или полимерного материала на 40 и 100 мл.

4. Электроплитка.

5. Весы аналитические.

6. Весы теххимические.

7. Шкаф сушильный.

8. Печь муфельная.

9. Набор ареометров.

10. Тигли фарфоровые № 5 или 6.

11. Цилиндры мерные на 10, 25, 100, 500 мл.

12. Пипетки на 1, 2, 5 мл.

13. Колбы мерные на 100 и 1000 мл.

14. Кюветы из полистирола для измерения  $\alpha$ -активности (см. рис. 3.3).

15. Палочки стеклянные.

**Необходимые материалы, реактивы и их приготовление.** 1. Градуированный раствор  $^{239}\text{Pu}$  ( $^{244}\text{Cm}$ ) активностью 250–500 расп./мин.

2. Азотная кислота концентрированная и 2 моль.

3. Азотная кислота 1 : 1. Смешивают равные объемы концентрированной азотной кислоты и воды.

4. Кислотная смесь: 10 моль  $\text{HNO}_3$  и 0,05 моль  $\text{HF}$ . Готовят 1 л  $\text{HNO}_3$  плотностью 1,30–1,31, добавляют 2,5 мл концентрированной  $\text{HF}$  и перемешивают.

5. Перекись водорода.

6. Раствор аммиака концентрированный.

7. Раствор висмута азотнокислого. О приготовлении см. с. 53 п. 8.

8. Раствор однозамещенного фосфата натрия. О приготовлении см. с. 53 п. 9.

9. Раствор хлористого кальция. Растворяют в воде 16,5 г  $\text{CaCl}_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$  и доводят объем до 100 мл.

10. Бихромат калия ( $\text{K}_2\text{Cr}_2\text{O}_7$ ). Насыщенный водный раствор.

11. Промывная жидкость. К 5 мл концентрированного раствора  $\text{NaOH}$  добавляют 20 мл раствора  $\text{NaH}_2\text{PO}_4 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$  и доводят водой объем до 1000 мл.

12. Этиловый спирт 9 : 1. К 90 мл 95%-ного этилового спирта приливают 10 мл воды.

13. Светосостав ФС-4 или ФС-1.

14. Вазелиновое масло.

15. Бумага индикаторная универсальная.

*Ход анализа. Случай естественной экскреции радионуклидов с мочой.*

1. 500 мл мочи помещают в коническую колбу или стакан на 1000 мл, добавляют 20 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  и 10 мл  $\text{H}_2\text{O}_2$ . Выпаривают на электроплитке до объема 50–70 мл.

2. Добавляют к остатку 100 мл воды и концентрированный раствор  $\text{NH}_4\text{OH}$  до полного выделения осадка фосфатов Са–Mg\*. После начала выпадения осадка приливают около 5 мл раствора аммиака. При этом рН среды должен составлять 8–9.

3. После отстаивания в течение 2 ч (лучше в течение ночи) отделяют декантацией максимальное количество прозрачного маточного раствора. Окончательно разделяют фазы центрифугированием в течение 5 мин при 1000–2000 об/мин или фильтрованием через беззольный фильтр. Жидкую фазу отбрасывают.

4. Обмывают коническую колбу 10 мл  $\text{HNO}_3$  1:1 при нагревании, переливают кислоту в центрифужную пробирку с осадком; растворяют осадок и переносят раствор в фарфоровый тигель\*\*.

5. Обмывают колбу еще раз 10 мл  $\text{HNO}_3$  1:1 при нагревании, переливают кислоту в ту же центрифужную пробирку, а затем переносят в фарфоровый тигель к основному раствору.

6. Выпаривают раствор на электроплитке досуха, не допуская разбрызгивания. Затем помещают тигель в нагретую муфельную печь (500–600 °С) на 5 мин.

7. Вынимают и охлаждают тигель, обрабатывают остаток минимальным количеством (2–3 мл) концентрированной  $\text{HNO}_3$ , обмывая стенки тигля. Выпаривают раствор досуха и еще раз прокаливают в муфельной печи в течение 5 мин.

8. После охлаждения добавляют в тигель 5 мл смеси 10 моль  $\text{HNO}_3$  и 0,05 моль HF, обмывая стенки тигля, и медленно выпаривают досуха на плитке, покрытой асбестированной сеткой. Время выпаривания – не менее 20 мин.

9. Приливают 5 мл  $\text{HNO}_3$  (1:1) и медленно выпаривают досуха (приблизительно 20 мин).

10. Растворяют остаток при нагревании в 5 мл 2 моль  $\text{HNO}_3$  и переносят в центрифужную пробирку. Тигель обмывают еще раз 5 мл 2 моль  $\text{HNO}_3$  при нагревании и кислоту переливают в ту же пробирку.

---

\*Некоторые пробы мочи дают очень небольшой осадок при добавлении аммиака. В этих случаях необходимо добавить в пробу 3 мл раствора  $\text{NaH}_2\text{PO}_4$  и 1 мл раствора  $\text{CaCl}_2$ .

\*\*Если разделение фаз производят фильтрованием, то фильтр с осадком помещают в фарфоровый тигель и туда же переносят кислоту, которую используют для обмывания колбы. Далее фильтр сжигают в печи (см. п. 6).

11. Добавляют 10 мл насыщенного раствора  $K_2Cr_2O_7$  и помещают пробирку в кипящую водяную баню на 1 ч. Вода в бане обязательно должна кипеть, и ее объем должен быть достаточным, чтобы пробирка до половины высоты была погружена в воду.

12. В пробирку добавляют 1 мл раствора  $Bi(NO_3)_3$  и 10 мл раствора  $NaH_2PO_4$ . Выдерживают на горячей водяной бане в течение 15 мин.

13. Осадок отделяют центрифугированием при 1000–2000 об/мин в течение 5 мин. Жидкую фазу отбрасывают.

14. Осадок промывают 10 мл промывной жидкости. Фазы разделяют центрифугированием и жидкую фазу отбрасывают (осадок может иметь желтый цвет).

15. К осадку прибавляют  $120 \pm 20$  мг светосостава и перемешивают. С помощью приблизительно 10 мл разбавленного спирта в несколько приемов переносят осадок в счетную кювету (см. рис. 3.3).

16. Высушивают смесь в сушильном шкафу при температуре  $80-100^\circ C$  или под инфракрасной лампой, не допуская пересыхания и растрескивания. Сухой остаток посыпают сверху 200–300 мг светосостава.

17. Наносят на фотокатод фотоумножителя каплю вазелинового масла и ставят на него счетную кювету. Закрывают фотоумножитель светонепроницаемым колпаком, ждут 2–3 мин и измеряют активность  $\lambda$ -частиц препарата (см. рис. 3.4).

18. Рассчитывают активность кюрия и америция в суточном количестве мочи по (3.2).

*Случай использования пентацина для стимуляции выведения радионуклидов из организма.*

1. 500 мл мочи помещают в коническую колбу или стакан на 1000 мл. Добавляют 75 мл концентрированной  $HNO_3$ . Выпаривают на электроплитке до минимально возможного объема и переливают в фарфоровый тигль 5 или 6.

2. Обмывают стенки колбы (стакана), в которой выпаривалась моча, 10 мл  $H_2O$ , нагревают до кипения и переливают в тот же тигель. Эту операцию повторяют.

3. Содержимое тигля выпаривают досуха и прокаливают в муфельной печи при  $500-600^\circ C$  в течение 10–15 мин.

4. Тигель вынимают и охлаждают. Приливают 10 мл смеси кислот 10 моль  $HNO_3$  – 0,05 моль  $HF$ , обмывая стенки тигля, и медленно выпаривают досуха на плитке, покрытой асбестированной сеткой. Время выпаривания около 30 мин.

5. Приливают 10 мл  $HNO_3$  (1:1) и выпаривают досуха.

6. Остаток растворяют при нагревании в 15 мл 2 моль  $HNO_3$  и переносят в центрифужную пробирку. Тигель обмывают еще раз 10 мл 2 моль  $HNO_3$  при нагревании и переливают кислоту в ту же пробирку.

7. В пробирку добавляют при помешивании раствор аммиака до  $pH = 7-8$  (требуется 4–5 мл концентрированного  $NH_4OH$ ). Осадок

отделяют центрифугированием в течение 5 мин при 1000–2000 об/мин. Жидкую фазу отбрасывают.

8. Приливают к осадку 20 мл промывной жидкости, перемешивают и разделяют фазы центрифугированием. Жидкую фазу отбрасывают.

9. Растворяют осадок в 1,5 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$ . Если полученный объем раствора меньше 10 мл, добавляют воду до указанного объема.

Далее продолжают работу, как указано в пп. 11–18.

Об определении активности  $\alpha$ -излучателей в реактивах, используемых при анализе ( $a_p$ ), см. с. 57. Точность результатов анализа оценивают аналогично тому, как это описано на с. 58.

Приложение. 1. Для контроля работы счетной установки и определения эффективности счета препаратов необходимо иметь образцовый  $\alpha$ -излучатель, который можно изготовить самостоятельно. С этой целью удобно использовать любой  $\alpha$ -излучающий нуклид, не дающий быстрого накопления дочерних продуктов и имеющий большой период полураспада, например  $^{244}\text{Cm}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{237}\text{Np}$ , уран, обогащенный изотопом с массой 235, и т.п. Радионуклид должен находиться в кислом (приблизительно 0,5 моль) растворе и иметь активность 1000–5000 расп./мин в 1 мл. Способ приготовления образцового излучателя аналогичен изложенному на с. 60, 61.

2. Для дезактивации химической посуды, в которой производилось осаждение  $\text{BiPO}_4$ , ее погружают в  $\sim 0,2\%$ -ный раствор трилона Б; добавляют раствор аммиака до слабого запаха и нагревают до кипения. Затем споласкивают посуду несколько раз водопроводной водой и кипятят в 0,5–1%-ном (по объему) растворе  $\text{HNO}_3$  или  $\text{HCl}$ . Далее ополаскивают несколько раз водопроводной водой и один раз дистиллированной. Стеклоянную посуду, в которой не производили операции с  $\text{BiPO}_4$  кипятят в 0,5–1%-ном (по объему) растворе  $\text{HNO}_3$  или  $\text{HCl}$  с дальнейшим промыванием водой. Фарфоровые тигли, в которых прокаливали осадки, вымачивают в  $\text{HNO}_3$  1:3 в течение приблизительно 2 сут и затем промывают водой.

#### НАТРИЙ-24

При облучении организма человека нейтронами происходит активация стабильных элементов, входящих в состав биологических тканей. Основными радионуклидами, активность которых сохраняется после облучения в течение времени, достаточного для радиометрических исследований, являются  $^{24}\text{Na}$ ,  $^{32}\text{P}$ ,  $^{42}\text{K}$ .

Природный натрий состоит из одного изотопа  $^{23}\text{Na}$ , который под воздействием нейтронов превращается в  $^{24}\text{Na}$ , испускающий  $\beta$ - и  $\gamma$ -излучение с периодом полураспада 15 ч и  $E_{\beta}^{\text{макс}} = 1,39 \text{ МэВ}$ .

Оценка дозы нейтронов путем определения активности  $^{24}\text{Na}$  в пробах крови. При авариях, связанных с облучением людей нейтронами,

для восстановления максимальной дозы нейтронов можно использовать наведенную активность  $^{24}\text{Na}$ . Натрий находится в организме преимущественно в виде ионов хорошо растворимых в воде солей. Всего в теле человека содержится около 105 г натрия на 70 кг массы тела. Количество его в здоровом организме остается практически постоянным, независимо от пола и возраста. Натрий довольно равномерно распределен во всех тканях организма.

Натрий-24 образуется в результате реакции  $^{23}\text{Na}(n, \gamma)^{24}\text{Na}$  и примерно через 30 мин после облучения в результате переноса с кровью равномерно распределяется по организму. Несмотря на быстрое перераспределение натрия между тканями, его биологический период полувыведения равен в среднем 10–12 сут.

Химический состав крови в норме довольно постоянен. Активность образующегося при облучении  $^{24}\text{Na}$  приблизительно пропорциональна общему числу падающих на поверхность тела нейтронов. Это позволяет использовать данные об активности  $^{24}\text{Na}$  в крови для восстановления дозиметрических характеристик у пострадавшего, облученного нейтронным излучением при самопроизвольной цепной реакции (СЦР). Для определения дозы нейтронов измеряют удельную активность  $^{24}\text{Na}$  в пробе крови, в которую для предотвращения свертывания добавлен гепарин. Удельную активность  $^{24}\text{Na}$  в крови измеряют по его  $\beta$ -излучению торцовым счетчиком на установке с малым фоном. Минимально обнаружимая с помощью данного метода активность за время измерения 60 мин при эффективности счета приблизительно 20% составляет примерно 4–5 расп./ (мин · проба) с достоверностью 95%. Это соответствует дозе нейтронов  $(3-5) \cdot 10^{-2}$  Гр. Результат измерения дозы нейтронов может быть получен через 2,5 ч после взятия пробы.

**Необходимые приборы, материалы, реактивы.** 1. Низкофоновая установка с торцовым счетчиком.

2. Образцовый источник  $^{90}\text{Sr-Y}$  активностью около  $10^2$  расп./мин.

3. Мишени из нержавеющей стали для измерения радиоактивности.

4. Пипетки на 0,1; 1; 5 мл.

5. Гепарин.

**Определение эффективности регистрации  $^{24}\text{Na}$ , содержащегося в крови.** Рассчитывают эффективность регистрации активности  $^{24}\text{Na}$  в пробах крови низкофоновой установкой с помощью образцового источника  $^{90}\text{Sr-Y}$  по формуле (3.4).

Установлено, что эффективность регистрации  $\beta$ -излучения  $^{24}\text{Na}$  низкофоновой установкой практически совпадает с эффективностью регистрации  $\beta$ -излучения препарата  $^{90}\text{Sr-Y}$  при условии одинаковых геометрии счета, площади активной поверхности и материала подложки.

**Определение активности  $^{24}\text{Na}$  в крови и расчет дозы нейтронов.**

1. Через 30 мин после облучения отбирают у пострадавшего из пальца 0,1 мл крови и равномерно наносят ее на мишень из нержавеющей стали так, чтобы площадь пятна совпадала с площадью активной поверх-

ности образцового источника  $^{90}\text{(Sr-Y)}$ . Процедуру повторяют 2–3 раза для получения двух-трех параллельных проб.

2. Если активность проб меньше минимально регистрируемой данным методом, отбирают у пострадавшего из вены 3 мл крови в стеклянную пробирку, куда заранее внесено небольшое количество гепарина для предотвращения свертывания крови. Наносят необходимое количество крови (не более 0,5 мл) на каждую мишень, как описано выше.

3. Слегка подсушивают мишени под вытяжкой, не допуская образования пузырей на поверхности пробы.

4. Измеряют скорость счета проб и фон радиометрической установки с торцовым счетчиком. Рекомендуемое время измерения 60 мин. Активность пробы измеряют не ранее, чем через 3 ч после облучения пострадавшего (см. п. 2 Приложения, с. 69).

5. Рассчитывают активность  $^{24}\text{Na}$  (расп./мин) в пробах крови по формуле

$$A = \frac{0,9 (I - I_{\text{ф}})}{\epsilon}, \quad (3.5)$$

где  $I$  – скорость счета пробы совместно с фоном установки, имп./мин;  $I_{\text{ф}}$  – скорость счета фона установки, имп./мин;  $\epsilon$  – эффективность счета, доли [см. (3.4)]; 0,9 – доля активности  $^{24}\text{Na}$  в пробе.

6. Рассчитывают удельную активность крови по  $^{24}\text{Na}$ ,  $\frac{\text{расп.}}{\text{мин}}/\text{мл}$ , приведенную к моменту облучения пострадавшего, по формуле

$$C = \frac{A}{V} \exp \frac{0,693 t}{T}, \quad (3.6)$$

где  $A$  – активность  $^{24}\text{Na}$  в пробе крови, расп./мин;  $V$  – объем взятой пробы крови, мл;  $\exp \frac{0,693 t}{T}$  – фактор, учитывающий радиоактивный распад в промежутке времени между моментами облучения пострадавшего и измерения пробы;  $t$  – интервал между моментами облучения и измерения, ч;  $T = 15$  ч – период полураспада  $^{24}\text{Na}$ .

7. Рассчитывают максимальную дозу нейтронов по формуле

$$D = C \cdot 0,01 / (15 \pm 5), \quad (3.7)$$

где  $D$  – максимальная доза нейтронов, Гр;  $C$  – экстраполированная к моменту облучения удельная активность крови,  $\frac{\text{расп.}}{\text{мин}}/\text{мл}$ .

Оценка минимальной регистрируемой активности. Пусть эффективность счета  $\epsilon = 20\%$  (0,2); фон установки  $I_{\text{ф}} = 3$  имп./мин; время измерения пробы 60 мин.

Стандартное отклонение для фона за это время

$$S = +\sqrt{3/60} \approx 0,2 \text{ имп./мин.}$$

т.е.  $I_{\Phi} = (3,0 \pm 0,2) \text{ имп./мин.}$

Минимальная регистрируемая активность, расп./мин,

$$A_{\text{мин}} = \frac{2 \cdot \sqrt{2} \cdot K \cdot S}{\epsilon}, \quad (3.8)$$

где  $K$  – поправка, зависящая от выбранного доверительного интервала [20]. Для достоверности, равной 95%,  $2 \cdot \sqrt{2} \cdot K = 4,66$ .

С достоверностью 95% минимальная регистрируемая активность составляет

$$A_{\text{мин}} = \frac{4,66 \cdot 0,2}{0,2} \approx 4,7 \frac{\text{расп.}}{\text{мин}} / \text{проба.}$$

Время измерения фона равно времени измерения пробы. Минимальная регистрируемая активность зависит от выбранного времени измерения пробы (при определенных фоне и эффективности счета).

Оценка точности результатов анализа. Рассмотрим в качестве примера случай, когда  $I = 6 \text{ имп./мин}$ ;  $I_{\Phi} = 3 \text{ имп./мин}$ . Время измерения пробы с фоном  $t = 60 \text{ мин}$ ; время измерения фона  $t_{\Phi} = 60 \text{ мин}$ . Тогда относительная погрешность измерения  $^{24}\text{Na}$  в пробе крови

$$\begin{aligned} f_1 &= \pm 100 \frac{\sqrt{\frac{I}{t} + \frac{I_{\Phi}}{t_{\Phi}}}}{I - I_{\Phi}} = \pm 100 \frac{\sqrt{\frac{6}{60} + \frac{3}{60}}}{6 - 3} = \\ &= \pm \frac{100 \cdot 0,4}{3} = \pm 13\%. \end{aligned}$$

Пусть относительная погрешность при определении эффективности установки  $\epsilon$  равна  $f_{\epsilon} = \pm 3\%$ . Тогда относительная погрешность определения активности  $^{24}\text{Na}$  в пробе крови

$$f_A = \pm \sqrt{f_1^2 + f_{\epsilon}^2} = \pm \sqrt{13^2 + 3^2} \approx \pm 13\%.$$

Приложение 1. Содержание калия в крови человека 8,8 г, натрия – 10 г. В природной смеси содержание  $^{41}\text{K}$ , который по реакции  $^{41}\text{K} (n, \gamma) ^{42}\text{K}$  переходит в  $\beta$ -активный  $^{42}\text{K}$ , составляет 7%, в то время как  $^{23}\text{Na}$  в природной смеси – 100%. Сечение активации  $^{23}\text{Na}$  составляет  $6 \cdot 10^{-29} \text{ м}^2$ , а  $^{41}\text{K}$  –  $10^{-28} \text{ м}^2$ ; отсюда

$$\frac{\beta\text{-частиц } ^{24}\text{Na}}{\beta\text{-частиц } ^{42}\text{K}} = \frac{10 \cdot 100 \cdot 6 \cdot 10^{-29}}{8,8 \cdot 7 \cdot 1,0 \cdot 10^{-28}} = 9,7 \approx 10 \text{ раз.}$$

Таким образом, содержание  $\beta$ -активного натрия в крови примерно в 10 раз больше, чем  $\beta$ -активного калия. Эффективность регистрации  $^{42}\text{K}$  (энергия  $\beta$ -частиц 3,5 МэВ) на 4% превышает эффективность регистрации  $^{24}\text{Na}$  (энергия  $\beta$ -частиц 1,4 МэВ). Отсюда следует, что

$$\frac{\text{Активность } ^{24}\text{Na}}{\text{Активность } ^{42}\text{K}} = \frac{9,7 \cdot 1}{1 \cdot 1,04} = 9,3 \text{ раза,}$$

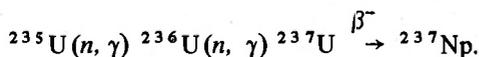
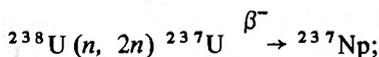
т.е. активность  $^{24}\text{Na}$  составляет около 90% суммарной измеренной активности; активность  $^{42}\text{K}$  около 10%.

2. Активность проб крови следует измерять не ранее, чем через 3 ч после облучения пострадавшего, так как в более ранние периоды существенный вклад в общую активность может вносить  $^{37}\text{Cl}$ .

### НЕПТУНИЙ

Известны изотопы нептуния с массовыми числами 231–241.

Наиболее долгоживущим изотопом элемента является  $^{237}\text{Np}$ , испускающий  $\alpha$ -частицы с энергией  $E_\alpha = 4,72$  МэВ. Его период полураспада  $2,2 \cdot 10^6$  лет. Нептуний образуется в ядерном реакторе из урана:



**Определение в моче.** Метод позволяет определять нептуний в моче в присутствии изотопов плутония и урана. Химический выход нептуния составляет  $(83 \pm 6)\%$ . Чувствительность метода 1 расп./мин. Коэффициент очистки нептуния от плутония составляет 30, от урана — 1000. Длительность метода, включая разложение пробы, три рабочих дня. Один исполнитель может параллельно анализировать четыре пробы.

**Принцип метода.** Нептуний концентрируют из частично минерализованной мочи на фториде лантана. Осадок обрабатывают кислотами, переводят в раствор и, восстановив нептуний до четырехвалентного состояния, а плутоний до трехвалентного, разделяют их соосаждая  $\text{Np(IV)}$  с фениларсонатом циркония. Уран (VI) захватывается этим осадком лишь частично. Затем  $\text{Np(IV)}$  снова переводят на фторид лантана, уран (VI) при этом остается в растворе. Фторид лантана смешивают со светосоставом и измеряют  $\alpha$ -активность нептуния в слое твердого сцинтиллятора.

**Необходимые приборы и оборудование.** 1. Радиометрическая установка.

2. Центрифуга.

3. Пробирки из полимерного материала на 20 и 100 мл.

4. Электроплитка.

5. Весы аналитические.
6. Весы теххимические.
7. Шкаф сушильный.
8. Стаканы химические на 100 мл.
9. Колбы конические на 1000 мл.
10. Цилиндры мерные на 500, 100, 10 мл.
11. Пипетки на 1, 2, 5 мл.
12. Колбы мерные на 100 мл.
13. Кюветы для измерения активности из полистирола (см. рис. 3.3).
14. Палочки из полимерного материала (например, из тефлона).
15. Набор ареометров.

**Необходимые материалы, реактивы и их приготовление.** 1. Градуированный раствор  $^{237}\text{Np}$  активностью  $250\text{--}500 \frac{\text{расп.}}{\text{мин}}/\text{мл}$ .

2. Азотная кислота концентрированная и 3 моль.
3. Хлорная кислота концентрированная.
4. Соляная кислота 1 моль; концентрированную  $\text{HCl}$  разводят водой так, чтобы ее плотность составляла 1,016.
5. Соляная кислота (1:99). К 99 мл воды прибавляют 1 мл концентрированной  $\text{HCl}$  и перемешивают.
6. Фтористо-водородная кислота концентрированная.
7. Смесь кислот  $\text{HF}$  и  $\text{HCl}$ . К 500 мл 1 моль  $\text{HCl}$  добавляют 100 мл концентрированной  $\text{HF}$ .
8. Перекись водорода (30%-ный раствор).
9. Раствор соли Мора  $[\text{FeSO}_4 \cdot (\text{NH}_4)_2\text{SO}_4 \cdot 6\text{H}_2\text{O}]$  с концентрацией 0,25 г/мл. Раствор готовят ежедневно.
10. Солянокислый гидроксилламин, 4 моль раствор. Растворяют 27,8 г  $\text{NH}_4\text{OH} \cdot \text{HCl}$  в воде и доводят объем до 100 мл.
11. Раствор азотнокислого лантана\* с концентрацией 20 мг  $\text{La}/\text{мл}$ . Растворяют 6,23 г  $\text{La}(\text{NO}_3)_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$  в соляной кислоте (1:99). Объем доводят кислотой до 100 мл.
12. Раствор азотнокислого лантана с концентрацией 2 мг  $\text{La}/\text{мл}$ . Разводят 10 мл раствора с концентрацией 20 мг  $\text{La}/\text{мл}$  до 100 мл соляной кислотой (1:99).
13. Фениларсоновая кислота,  $\text{C}_6\text{H}_5\text{AsO}(\text{OH})_2$ , 4%-ный раствор. Растворяют 4 г кислоты в 100 мл воды, нагретой до кипения.
14. Раствор хлорокси циркония  $\text{ZrOCl}_2$  с концентрацией 10 мг  $\text{Zr}/\text{мл}$ . Растворяют 1,95 г соли в 1 моль  $\text{HCl}$  так, чтобы объем полученного раствора составил 100 мл.

---

\* Нитрат лантана может содержать посторонние  $\alpha$ -частицы. Для проверки уровня его загрязнения 10 мг соли, измельченной в порошок, смешивают с 200 мг светосостава в счетной кювете и измеряют препарат на ридиометрической установке. Если скорость счета превысит 0,2–0,3 имп./мин, нитрат лантана очищают по методу, описанному в [2].

15. Раствор аммиака концентрированный.
16. Светосостав ФС-4 или ФС-1.
17. Спирт этиловый.
18. Масло вазелиновое.

Ход анализа. 1. К 500 мл мочи в конической колбе емкостью 1 000 мл добавляют 10 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$ , 10 мл  $\text{H}_2\text{O}_2$  и 2 мл раствора  $\text{La}(\text{NO}_3)_3$  с концентрацией 20 мг  $\text{La}/\text{мл}$ . Выпаривают пробу кипячением приблизительно до 40 мл.

2. Переносят остаток, нагретый до кипения, в центрифужную пробирку на 100 мл. Стенки колбы обмывают трижды 0,3 М  $\text{HNO}_3$ , используя по 10 мл кислоты и нагревая каждый раз кислоту в колбе до кипения. Промывную жидкость переносят в пробирку, предварительно сделав на стенке пробирки отметку на уровне 70–75 мл. Если общий объем будет меньше 70–75 мл, то доводят его водой до указанного значения. Охлаждают содержимое пробирки до комнатной температуры в сосуде с холодной водой.

3. Добавляют в пробирку по 1 мл растворов солянокислого гидроксилamina и соли Мора. Перемешивают и дают постоять 5 мин.

4. Приливают 5 мл  $\text{HF}$ , перемешивают и через 5 мин отделяют центрифугированием осадок при 1500 об/мин в течение 10 мин. Жидкую фазу отбрасывают.

5. К осадку добавляют 70 мл 1 моль  $\text{HCl}$ , перемешивают и повторяют операции восстановления и осаждения. Для этого вносят в полученный раствор снова по 1 мл растворов солянокислого гидроксилamina и соли Мора и через 5 мин 5 мл  $\text{HF}$ . Спустя 5 мин отделяют осадок центрифугированием в течение 10 мин. Жидкую фазу отбрасывают.

6. Осадок переносят с помощью нескольких капель воды в стакан на 100 мл. Стенки пробирки обмывают 5 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$ , которую присоединяют к осадку в стакане. Затем стенки пробирки трижды обмывают небольшим количеством (по 2–3 мл) воды и потом 3 мл концентрированной  $\text{HClO}_4$ , которые также помещают в стакан, перемешивая осторожным взбалтыванием.

7. Содержимое стакана выпаривают досуха без кипячения, не допуская спекания остатка.

8. Остаток растворяют в 4 мл 1 моль  $\text{HCl}$  при нагревании и раствор переносят в центрифужную пробирку из полимерного материала вместимостью 20 мл. Стакан ополаскивают еще 3 раза 1 моль  $\text{HCl}$  (используя по 2 мл кислоты) при нагревании. Присоединяют жидкость к основному раствору в пробирке и охлаждают до комнатной температуры. Общий объем раствора должен составить 10 мл. Вследствие присутствия ионов железа раствор имеет желтую окраску.

9. В пробирку добавляют по 1 мл растворов солянокислого гидроксилamina и соли Мора. Перемешивают, через 15 мин добавляют 1 мл раствора  $\text{ZrOCl}_2$  и 2 мл раствора фениларсоновой кислоты. Выдерживают

5 мин и отделяют осадок центрифугированием при 3000 об/мин в течение 5 мин. Жидкую фазу отбрасывают.

10. К осадку добавляют по 1 мл растворов солянокислого гидроксилamina и фениларсоновой кислоты, 5 мл 1 моль HCl, перемешивают и снова центрифугируют. Жидкую фазу отбрасывают.

11. К осадку добавляют при перемешивании 1 мл 4 моль раствора гидроксилamina, 1 мл раствора  $\text{La}(\text{NO}_3)_3$  с концентрацией 2 мг La/мл и 6 мл смеси HCl с HF. При этом фениларсонат циркония растворяется, но образуется осадок фторида лантана. Через 3 мин осадок отделяют центрифугированием в течение 5 мин. Жидкую фазу отбрасывают.

12. Осадок промывают 5 мл этилового спирта, разделяя фазы центрифугированием. Спиртовую фазу отбрасывают.

13. К осадку в пробирке прибавляют  $120 \pm 20$  мг светосостава, перемешивают и с помощью 10 мл спирта переносят суспензию в счетную кювету, в которую добавляют одну каплю раствора  $\text{NH}_4\text{OH}$  и 1 мл воды. Перемешивают до получения равномерного слоя.

14. Смесь высушивают в сушильном шкафу при температуре  $80-100^\circ\text{C}$ , не допуская пересыхания и растрескивания. Досушивать ее лучше на воздухе при комнатной температуре. Сухой остаток посыпают сверху  $200-300$  мг светосостава.

15. Наносят на фотокатод фотоумножителя каплю вазелинового масла и ставят на него счетную кювету. Закрывают фотоумножитель светонепроницаемым колпаком и, подождав 2-3 мин, измеряют активность  $\alpha$ -частиц препарата.

16. Рассчитывают активность нептуния в суточном количестве мочи по (3.2).

Точность результата анализа оценивают аналогично тому, как это описано на с. 58, 59.

**Приложение 1.** Для определения нептуния по данной методике и для контроля работы счетной установки необходимо иметь образцовый  $\alpha$ -излучатель, который можно приготовить на месте. Для этого необходимо иметь в распоряжении градуированный раствор  $^{237}\text{Np}$ .

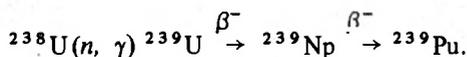
В центрифужную пробирку вносят 5 мл 1 моль HCl, 2 мг La-носителя, 1 мл концентрированной HF. Выпавший осадок отделяют от жидкой фазы центрифугированием. Жидкость отбрасывают. Осадок промывают 5 мл спирта, отделяют, добавляют к нему  $120 \pm 20$  мг светосостава, перемешивают и переносят с помощью спирта в счетную кювету. Туда же помещают определенный объем градуированного раствора  $^{237}\text{Np}$  общей активностью  $50-100$  расп./мин. Смесь перемешивают тонкой палочкой, добавляя каплями раствор  $\text{NH}_4\text{OH}$  до появления запаха, и высушивают образец при температуре  $80^\circ\text{C}$ . Сверху осадок посыпают  $200-300$  мг светосостава.

Подбирают такое напряжение на измерительной установке, при котором эффективность счета образцового  $\alpha$ -излучателя составляет  $95-100\%$ .

2. Лабораторную посуду моют вначале горячим 2–3 %-ным раствором HCl, затем ополаскивают водопроводной и дистиллированной водой.

### ПЛУТОНИЙ

Известны изотопы плутония с массовыми числами 232–246. Практически важным является изотоп  $^{239}\text{Pu}$ ,  $\alpha$ -излучатель с периодом полураспада  $T = 24\,410$  лет и энергией  $\alpha$ -частиц  $E_\alpha$ , равной 5,15; 5,13 и 5,10 МэВ. Ядро  $^{239}\text{Pu}$  делится под действием нейтронов любой энергии на два осколка с освобождением большого количества энергии и вторичных нейтронов, способных поддерживать цепную реакцию. Получают  $^{239}\text{Pu}$  облучением урана:



Определение плутония в моче, кале, в легочной и костной тканях описано в [17, 29, 30].

Определение плутония и обогащенного урана в моче при соотношении активностей нуклидов в пробе  $\geq 1:100$  [31]. Метод позволяет определять плутоний и уран в моче при наличии каждого в организме в количестве менее допустимого содержания. Химический выход плутония равен  $(72 \pm 6)\%$ , урана  $(76 \pm 7)\%$ , коэффициент очистки плутония от урана равен 700. При исходном соотношении  $\text{Pu}/\text{U} = 1/100$  в выделенном препарате плутония содержание урана составляет 12% общей активности. Длительность анализа 3,5 рабочих дня. Один исполнитель может одновременно анализировать две пробы.

Принцип метода. Плутоний и уран сосаждают из частично минерализованной мочи с фосфатами кальция и магния. Для отделения от фосфатов осадок растворяют в 8 моль HCl и извлекают из раствора оба радионуклида в трибутилфосфат (ТБФ). После рекстракции стабилизируют плутоний в четырехвалентном состоянии с помощью ферросульфамината и бромата и отделяют от урана пропусканием через хроматографическую колонку, заполненную фторопластом-4, на который нанесен нитрат триоктилметиламмония (ТОМАН). При этом уран вытекает из колонки. Плутоний вымывают с помощью лимонной кислоты и выделяют на  $\text{VPO}_4$ . Уран сосаждают с  $\text{LaF}_3$ . Смешивают осадки со светосоставом и измеряют активность  $\alpha$ -частиц препаратов на радиометрической установке в геометрии, близкой к 4π.

Необходимые приборы и оборудование. 1. Весы теххимические от 10 до 200 г.

2. Шкаф сушильный.

3. Набор ареометров.

4. Колбы мерные на 100, 250, 1000 мл.

5. Стаканы термостойкие на 50, 100, 1000, 2000 мл.

6. Делительные воронки на 100, 500 мл.
  7. Палочки стеклянные и из полимерного материала.
  8. Воронки стеклянные диаметром 3, 6, 10 см.
  9. Колонки хроматографические стеклянные (см. рис. 3.2).  
Остальные необходимые приборы и оборудование те же, что используют для определения кюрия в моче (см. с. 62).
- Необходимые материалы, реактивы и их приготовление.**
1. Азотная кислота концентрированная (1,5; 1; 0,2; 0,1 моль растворы).
  2. Соляная кислота концентрированная (8 и 1 моль растворы).
  3. Ацетон.
  4. Гидроксиламин хлористый, 20%-ный раствор: 20 г  $\text{NH}_2\text{OH}\cdot\text{HCl}$  растворяют в воде и доводят объем до 100 мл.
  5. Натрий азотистокислый, 20%-ный раствор: 20 г  $\text{NaNO}_2$  растворяют в воде и доводят объем до 100 мл.
  6. Промывная жидкость. К 5 мл концентрированного  $\text{NH}_4\text{OH}$  добавляют 20 мл 46%-ного раствора  $\text{NaH}_2\text{PO}_4$  и доводят объем водой до 1 л.
  7. Активированный уголь.
  8. Натрий углекислый, 5%-ный раствор: к 10 г  $\text{Na}_2\text{CO}_3$  приливают 190 мл воды и перемешивают до растворения соли.
  9. Углерод четыреххлористый.
  10. Трибутилфосфат, 30%-ный (по объему) раствор в четыреххлористом углероде. Перед использованием ТБФ необходимо очистить от моно- и дибутилфосфатов. Для этого 200 мл ТБФ и 200 мл 5%-ного водного раствора  $\text{Na}_2\text{CO}_3$  помещают в делительную воронку на 500 мл и встряхивают в течение 5 мин. После расслаивания фаз отбрасывают содовый раствор. К ТБФ добавляют 200 мл 0,1 моль  $\text{HNO}_3$ , встряхивают в течение 5 мин, водную фазу отбрасывают. Операцию промывки кислотой повторяют еще 2 раза. Затем ТБФ встряхивают 5 мин с 200 мл воды. Промывку водой повторяют до нейтральной реакции по индикаторной бумаге. К ТБФ добавляют 5 г древесного активированного угля и выдерживают 15 мин, изредка перемешивая фазы. Уголь отфильтровывают через бумажный фильтр "белая лента" и отбрасывают.
  11. Железо сернокислое закисное,  $\text{FeSO}_4 \cdot 7\text{H}_2\text{O}$ .
  12. Лимонная кислота, 0,1 моль раствор в 0,2 моль  $\text{HNO}_3$ : 9,6 г лимонной кислоты доводят 0,2 моль азотной кислотой до 500 мл.
  13. Аммоний щавелевокислый, 0,3%-ный раствор в 0,5 моль  $\text{HNO}_3$  и 0,03%-ный раствор в 0,2 моль  $\text{HNO}_3$ : 1,5 г  $(\text{NH}_4)_2\text{C}_2\text{O}_4$  растворяют в 0,5 моль  $\text{HNO}_3$  и доводят кислотой объем до 500 мл; 150 мг растворяют в 0,2 моль  $\text{HNO}_3$  и доводят объем до 500 мл.
  14. Ферросульфаминат, 0,1 моль раствор в 1,5 моль  $\text{HNO}_3$ . Для приготовления реактива 4 г сульфаминовой кислоты и 1,1 г железа марки "восстановленное" растворяют в 20 мл 1,5 моль  $\text{HNO}_3$  и профильтровывают полученный раствор через бумажный фильтр "белая лента". Срок хранения раствора 15 сут.
  15. Калия бромат, насыщенный раствор в 0,2 моль  $\text{HNO}_3$ .

16. ТОМАН (нитрат триоктилметиламмония). О синтезе см. [32].

17. Фильтры беззолные "синяя лента".

18. Стекловолокно или лавсановое волокно для изготовления тампонов для колонок.

19. Термообработанный фторопласт-4 с размерами частиц 0,2—0,5 мм.

20. Фтористо-водородная кислота концентрированная.

21. Титан треххлористый, 15%-ный раствор ( $d = 1,2$ ). Хранить в темном месте.

22. Нитрат лантана, раствор, содержащий 1 мг La, мл (см. сноску на с. 70).

Остальные необходимые материалы и реактивы указаны на с. 62, 63.

**Подготовка фторопласта, покрытого ТОМАНОм.** В стакан на 250 мл вносят 120—130 мл ТОМАНа (около 0,14 мл) и растворяют в 20 мл ацетона или диэтилового эфира. В раствор добавляют 10 г фторопласта-4. Полученную кашицеобразную массу перемешивают под тягой до полного удаления паров органического растворителя. Готовый сорбент — белый сыпучий порошок — не теряет необходимых свойств при хранении его при комнатной температуре в течение 2 мес.

**Подготовка экстракционно-хроматографической колонки и ее регенерация.** В нижнюю часть хроматографической колонки помещают тампон стекловолокна, засыпают сверху примерно 1 г сорбента (фторопласт + ТОМАН), уплотняют полученный слой постукиванием торца колонки о твердую поверхность и накрывают его сверху тампоном. Для удаления пузырьков воздуха из пространства между частицами фторопласта через снаряженную колонку продавливают 10—15 мл 1,5 моль  $\text{HNO}_3$  с помощью резиновой груши с обрезанным концом. Уплотняют сорбент стеклянной палочкой, устанавливая скорость фильтрации 1,5 моль  $\text{HNO}_3$  1—2 мл/мин. Затем колонку последовательно промывают 5—6 мл раствора 0,3 моль оксалата аммония и 10 мл 1,5 моль  $\text{HNO}_3$  порциями по 3—4 мл. При проведении анализа следят за непрерывностью потока в колонке. После использования колонку регенерируют, промывая последовательно 6 мл 0,3 моль оксалата аммония порциями по 3 мл и 3 мл 1,5 моль  $\text{HNO}_3$ . Одна хроматографическая колонка может быть использована для 10 циклов выделения плутония.

Для исключения случайных загрязнений проб мочи их собирают либо в домашних условиях, либо в стационаре в стеклянные или полиэтиленовые емкости. Если необходимо, мочу сохраняют перед анализом в течение 1 мес в холодильнике, предварительно подкислив концентрированной  $\text{HNO}_3$  (30 мл  $\text{HNO}_3$  на 500 мл мочи).

**Ход анализа (рис. 3.5).** 1. В стакан на 1 л помещают 0,5 л мочи, добавляют 50 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  (с учетом добавленной ранее для консервации) и 30 мл  $\text{H}_2\text{O}_2$ . Выпаривают на электроплитке до объема 200 мл.

2. К остатку добвляют 200 мл воды. Раствор нагревают до кипения и приливают к нему концентрированный  $\text{NH}_4\text{OH}$  до полного выделе-

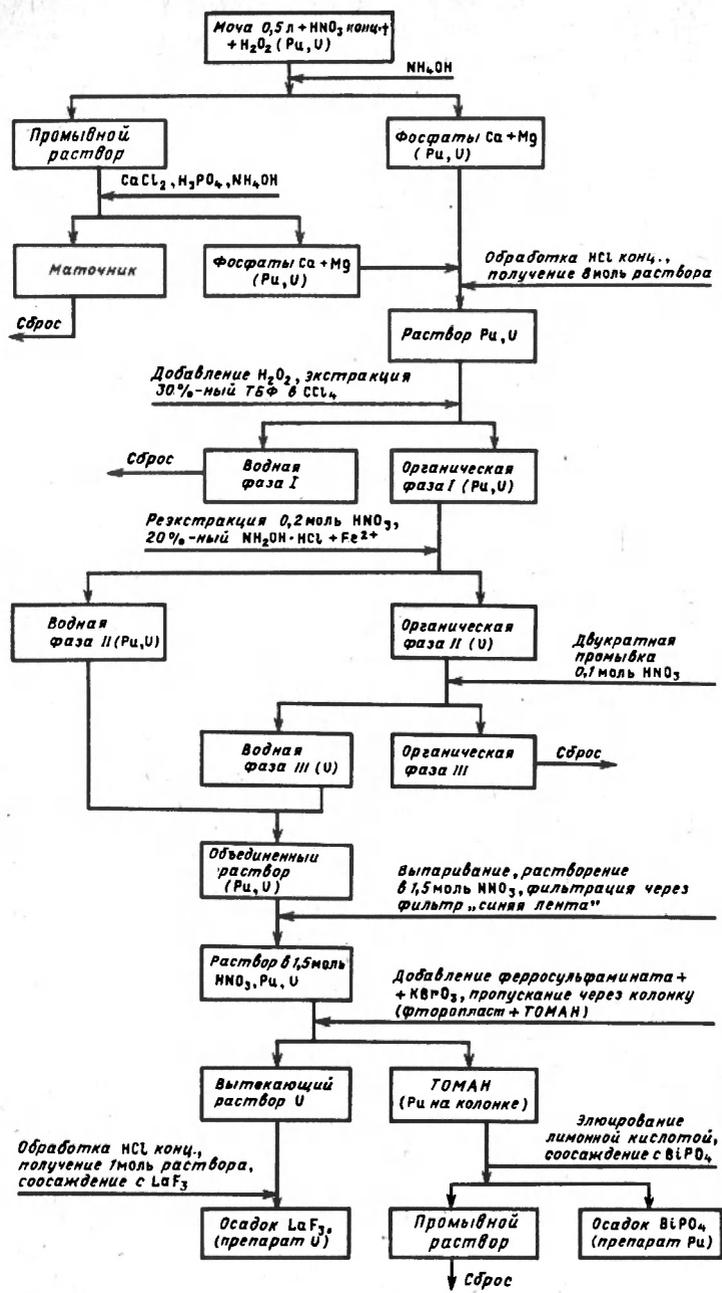


Рис. 3.5. Схема анализа мочи на плутоний и уран при  $\text{Pu}/\text{U} \geq 10^{-2}$

ния осадков фосфатов Ca и Mg. При этом контролируют pH среды по индикаторной бумаге: pH должен быть равным 8–9.

3. После отстаивания в течение 3 ч (лучше в течение ночи) декантацией отделяют максимальное количество прозрачного маточного раствора.

4. В маточнике повторно осаждают фосфаты кальция. Для этого к нему добавляют 1 мл  $\text{CaCl}_2$  и 0,2 мл  $\text{H}_3\text{PO}_4$ , перемешивают и приливают  $\text{NH}_4\text{OH}$  до полного выделения фосфата ( $\text{pH} = 8\div 9$ ). Осадок отделяют декантацией и соединяют с ранее полученным в центрифужной пробирке (см. п. 2). Окончательно разделяют фазы центрифугированием в течение 10 мин при 1500–2000 об/мин. Маточник отбрасывают.

5. Дважды обмывают стаканы, используя 15 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  при нагревании, и переносят смывы в центрифужную пробирку, где находится объединенный осадок. Растворяют его при перемешивании стеклянной палочкой. Раствор переносят в стакан на 100 мл. Центрифужную пробирку обмывают 5 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$ , которую присоединяют к жидкости в стакане.

6. Раствор медленно выпаривают досуха, не допуская заметного кипения. Приливают 5 мл концентрированной  $\text{HCl}$  и выпаривают досуха. Эти операции повторяют.

7. Сухой остаток растворяют в 20 мл 8 моль  $\text{HCl}$  при нагревании, охлаждают и переносят в делительную воронку на 100 мл. Обмывают стакан дважды 5 мл 8 моль  $\text{HCl}$  при нагревании, охлаждают и выливают кислоту в ту же воронку.

8. Добавляют 8 капель пергидроля, осторожно перемешивают и приливают 30 мл 30%-ного раствора ТБФ в  $\text{CCl}_4$ . Встряхивают фазы в течение 5 мин. После расслаивания отделяют водную фазу I и отбрасывают.

9. К фазе ТБФ (органическая фаза I) приливают 30 мл 0,2 моль  $\text{HNO}_3$ , 0,45 мл 20%-ного гидросиламина хлористого и добавляют 30 мг  $\text{FeSO}_4 \cdot 7\text{H}_2\text{O}$ . Встряхивают воронку в течение 10 мин.

10. После расслаивания водную фазу II, содержащую Pu и частично U, переносят в стакан на 100 мл и сохраняют для дальнейшего анализа.

11. Органическую фазу II (ТБФ), содержащую уран, переносят в другую делительную воронку и приливают к ней 30 мл 0,1 моль  $\text{HNO}_3$ . Встряхивают в течение 5 мин. После расслаивания водную фазу III переносят в стакан на 100 мл, где уже содержится часть урана и плутония (объединенный раствор Pu, U).

12. Операцию резкстракции урана 0,1 моль  $\text{HNO}_3$  повторяют. Водную фазу снова переносят в тот же стакан, а органическую фазу III отбрасывают.

13. Водный раствор, содержащий уран и плутоний, выпаривают досуха на электроплитке.

14. Сухой остаток растворяют в 4 мл 1,5 моль  $\text{HNO}_3$  при нагревании и фильтруют раствор через фильтр "синяя лента" в стакан на 50 мл. Стакан, в котором находился раствор до фильтрования, дважды обмы-

вают 4 мл горячей 1,5 моль  $\text{HNO}_3$  и, фильтруя, присоединяют к раствору в стакане на 50 мл.

15. Последовательно, при перемешивании, с интервалом в 2 мин при-бавляют к полученному раствору по 0,5 мл 1 моль раствора сульфата железа (II) и 0,5 мл насыщенного раствора  $\text{KBrO}_3$ .

16. Полученный раствор переносят за 3–4 приема в подготовленную к работе хроматографическую колонку. При этом рекомендуется заполнять верхний резервуар колонки не более чем на 1/3 объема.

17. Стакан обмывают 3 мл 1,5 моль  $\text{HNO}_3$  и присоединяют жидкость к основной пробе в колонке.

18. После того как весь раствор профильтруется через слой сорбента, колонку промывают 6 мл 1,5 моль  $\text{HNO}_3$  порциями по 3 мл. Промывание воды вместе с вытекающим раствором сохраняют для определения урана.

19. Плутоний вымывают из колонки 6 мл 0,1 моль раствора лимонной кислоты в 0,2 моль  $\text{HNO}_3$  порциями по 2–3 мл. Элюат собирают в стакан на 50 мл и выпаривают досуха.

20. Сухой остаток растворяют в 5 мл горячей  $\text{HNO}_3$  и переносят в центрифужную пробирку. Стакан дважды обмывают 2,5 мл горячей 1 моль  $\text{HNO}_3$  и присоединяют жидкость к раствору в пробирке.

21. В пробирку добавляют 1 мл 20%-ного солянокислого гидроксид-амина и выдерживают 10–15 мин на кипящей бане. Далее выполняют пп. 13–19 метода определения калифорния в моче (см. с. 55, 56).

22. Колонку готовят к следующему циклу выделения (регенерируют), последовательно промывая ее 5 мл 0,3%-ного раствора  $(\text{NH}_4)_2\text{C}_2\text{O}_4$  в 0,5 моль  $\text{HNO}_3$  и 5 мл 1,5 моль  $\text{HNO}_3$  порциями по 2–3 мл. Набивку сохраняют под слоем 1,5 моль  $\text{HNO}_3$ . Чтобы кислота не вытекала, нижний конец колонки закрывают резиновой трубкой со вставленной в нее стеклянной палочкой.

23. Раствор, содержащий уран (см. п. 18), упаривают досуха. Приливают к остатку 5 мл концентрированной  $\text{HCl}$  и снова выпаривают досуха. Операцию повторяют.

24. В стакан вносят 5 мл 1 моль  $\text{HCl}$ , выдерживают 30 мин и нагревают до растворения остатка. Переносят раствор в центрифужную пробирку на 20 мл из полимерного материала.

25. Стакан обмывают 2,5 мл 1 моль  $\text{HCl}$  при нагревании до кипения и кислоту переливают в ту же пробирку. Операцию повторяют. Раствор охлаждают до комнатной температуры.

26. В стакан вносят раствор треххлористого титана до получения фиолетовой окраски. (Цвет жидкости изменяется от желтой через бесцветную к фиолетовой.) Перемешивают и выдерживают 5 мин.

27. Добавляют 2–3 мл раствора  $\text{La}(\text{NO}_3)_3$  и 1,5 мл концентрированной  $\text{HF}$ , выдерживают 5 мин.

28. Осадок  $\text{LaF}_3$  отделяют центрифугированием, маточник отбрасывают.

29. Осадок промывают 5–10 мл этилового спирта. Фазы разделяют центрифугированием, жидкую – отбрасывают.

30. Выполняют пп. 13–16 метода определения нептуния в моче (см. с. 72). При расчете активности урана в пробе учитывают химический выход нуклида, равный  $(76 \pm 7) \%$ .

Оценку точности результатов анализа проводят аналогично тому, как описано на с. 58, 59.

**Определение плутония и обогащенного урана в моче при соотношении активностей нуклидов в пробе  $\geq 1:10^4$ .** Химический выход плутония равен  $(74 \pm 5) \%$ , урана  $(70 \pm 3) \%$ . Коэффициент очистки плутония от урана составляет  $2 \cdot 10^5$ , т.е. на границе применимости метода выделенный препарат плутония будет содержать около 5% урана\*. Длительность анализа 3,5 рабочих дня. Один исполнитель может одновременно анализировать две пробы мочи.

**Принцип метода.** Плутоний и уран соосаждают из частично минерализованной мочи с фосфатами кальция и магния. Осадок растворяют в 8 моль HCl и извлекают из раствора оба радионуклида в трибутилфосфат (ТБФ). После экстракции элементов разбавленной HNO<sub>3</sub> стабилизируют плутоний в четырехвалентном состоянии и отделяют от урана путем экстракции теноилтрифторацетоном (ТТА). Резэкстракцию плутония из ТТА осуществляют с помощью 10 моль HNO<sub>3</sub> и, наконец, выделяют нуклид на фосфате висмута. В объединенных растворах, содержащих уран, восстанавливают элемент до четырехвалентного состояния треххлористым титаном и соосаждают с LaF<sub>3</sub>. Осадки BiPO<sub>4</sub> и LaF<sub>3</sub> смешивают со светосоставом и измеряют  $\alpha$ -активность полученных препаратов на радиометрической установке в геометрии, близкой к 4π.

**Необходимые приборы и оборудование (см. с. 62, 73, 74). Необходимые материалы, реактивы и их приготовление.** 1. Азотная кислота концентрированная (10; 1,0; 0,2; 0,1 моль).

2. Соляная кислота 1:99. К 1 мл концентрированной HCl добавляют 99 мл воды.

3. Хлорная кислота концентрированная.

4. Фтористо-водородная кислота концентрированная.

5. Лантан азотнокислый. Раствор с концентрацией 20 мг La/мл. Растворяют 6,23 г La(NO<sub>3</sub>)<sub>3</sub> · 6H<sub>2</sub>O в соляной кислоте (1:99). Объем доводят кислотой до 100 мл.

6. Бензол.

7. Теноилтрифторацетон (ТТА), 10%-ный раствор в бензоле (50 г ТТА растворяют в бензоле и доводят объем до 500 мл).

Остальные необходимые материалы и реактивы указаны на с. 74, 75.

---

\* Если в анализируемой моче присутствуют радионуклиды тория, то в выделенном препарате плутония будет содержаться до 5% тория от его исходной активности.

Для исключения случайного загрязнения проб мочи их собирают в домашних условиях или в стационаре в стеклянные или полиэтиленовые емкости. На анализе берут суточный диурез. Чтобы в дальнейшем можно было использовать полученные результаты для установления содержания нуклида в организме, анализируют 3–5 суточных порций мочи, собранных за несколько последовательных суток, и рассчитывают среднесуточное значение экскреции нуклида. Если необходимо, мочу сохраняют перед анализом в холодильнике, предварительно подкислив ее концентрированной  $\text{HNO}_3$  (30 мл на пробу).

Ход анализа. 1. Суточное количество мочи помещают в стакан вместимостью 2000 мл. Добавляют 100 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  и 30 мл  $\text{H}_2\text{O}_2$ . Выпаривают на электроплитке до объема около 200 мл (рис. 3.6).

2. К остатку добавляют 200 мл воды. Раствор нагревают почти до кипения и приливают концентрированный аммиак до полного выделения осадка фосфатов Ca и Mg. При этом pH среды по индикаторной бумаге должен быть равен 8–9.

3. После отстаивания в течение 3 ч (лучше в течение ночи) отделяют максимальное количество прозрачного маточного раствора декантацией и отбрасывают. Окончательно разделяют фазы центрифугированием при 1500–2000 об/мин в течение 10 мин. Маточник отбрасывают.

4. Обмывают стакан 15 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  при нагревании и переносят смыв в центрифужную пробирку. Осадок в пробирке растворяют при перемешивании стеклянной палочкой.

5. Стакан еще раз обмывают 15 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  при нагревании и выливают жидкость в ту же пробирку. Раствор перемешивают и переносят его в стакан на 100 мл. Центрифужную пробирку обмывают 5 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  и переносят смыв в тот же стакан на 100 мл.

6. Раствор медленно выпаривают досуха, не допуская заметного кипения. Приливают 5 мл концентрированной  $\text{HCl}$  и снова выпаривают досуха. Эту операцию повторяют.

7. Остаток растворяют в 20 мл 8 моль  $\text{HCl}$  при нагревании, охлаждают и переносят в делительную воронку на 100 мл. Стакан дважды обмывают 5 мл 8 моль  $\text{HCl}$  при нагревании, охлаждают и помещают кислоту в ту же делительную воронку.

8. Прибавляют в воронку 8 капель пергидроля, осторожно перемешивают и добавляют 30 мл 30%-ного раствора ТБФ в  $\text{CCl}_4$ . Встряхивают фазы в течение 5 мин. После расслаивания отделяют водную фазу I и отбрасывают (рис. 3.6).

9. К органической фазе I добавляют 30 мл 0,2 моль  $\text{HNO}_3$ , 0,45 мл 20% гидросиламина хлористого и 30 мг  $\text{FeSO}_4 \cdot 7\text{H}_2\text{O}$ . Воронку встряхивают в течение 10 мин. После расслаивания органическую фазу II переливают в другую делительную воронку и сохраняют для определения урана.

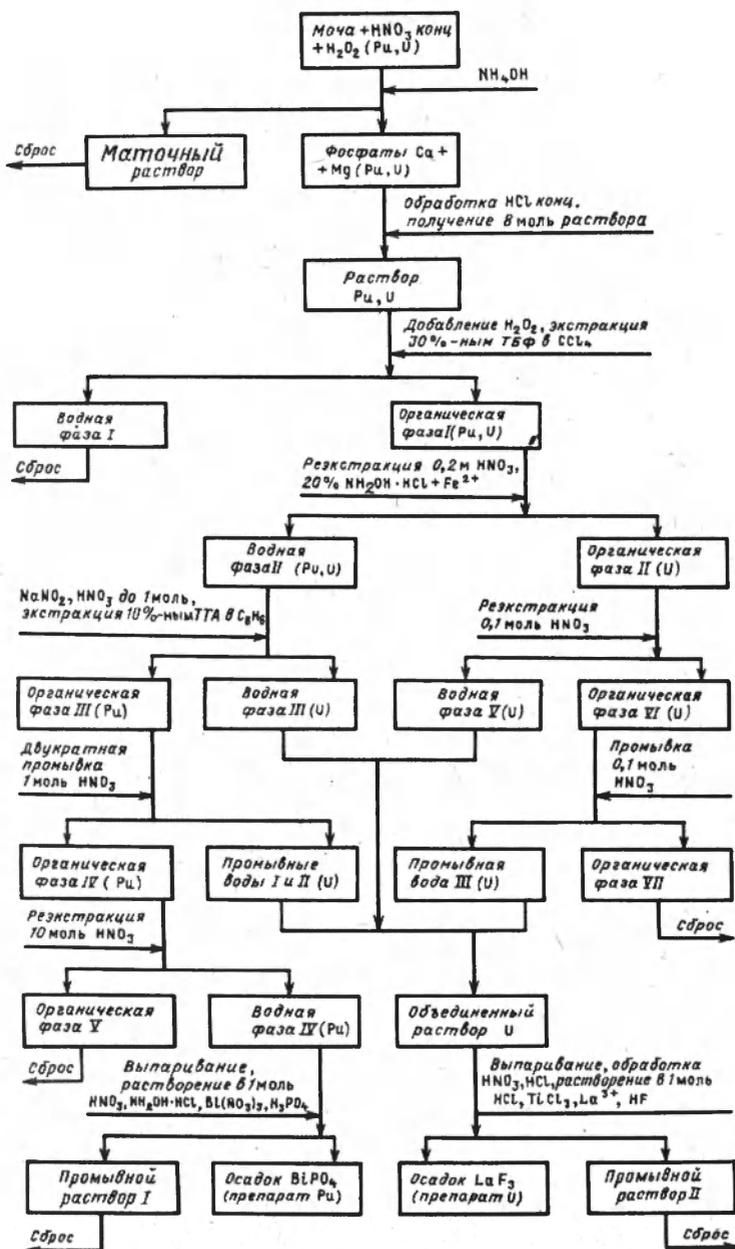


Рис. 3.6. Схема определения плутония и обогащенного урана в моче при  $\text{Pu}/\text{U} \geq 10^{-4}$

10. К водной фазе *II*, в которой находится плутоний и частично уран, приливают 9 капель (около 0,3 мл) 20%-ного раствора  $\text{NaNO}_2$ , 2,6 мл 10 моль  $\text{HNO}_3$ , перемещивают и оставляют на 10 мин. Затем приливают 15 мл 10%-ного раствора ТТА в бензоле и встряхивают в течение 10 мин.

11. Водную фазу *III* сливают в стакан на 200 мл и сохраняют для определения урана.

12. К органической фазе *III*, содержащей плутоний, приливают 15 мл 1 моль  $\text{HNO}_3$  и встряхивают воронку 5 мин. Водную фазу переливают в стакан на 200 мл, где находится раствор, содержащий уран. Операцию промывки и сбора промывных вод повторяют. Органическую фазу *IV* (раствор ТТА) переливают через горлышко в другую делительную воронку.

13. К раствору ТТА приливают 15 мл 10 моль  $\text{HNO}_3$  и встряхивают 10 мин. Водную фазу *IV* сливают в стакан на 50 мл, органическую фазу *V* отбрасывают.

14. К водной фазе *IV* добавляют 1 мл концентрированной  $\text{H}_2\text{SO}_4$  и раствор выпаривают досуха. Остаток обрабатывают смесью 0,5 мл концентрированной  $\text{HClO}_4^*$  и 1 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  и выпаривают досуха.

15. В стакан прибавляют 5 мл 1 моль  $\text{HNO}_3$ , дают постоять 20–30 мин, нагревают до кипения и переносят в центрифужную пробирку на 20 мл. Стакан обмывают при нагревании 5 мл 1 моль  $\text{HNO}_3$  и кислоту переливают в ту же пробирку.

16. Приливают 1 мл 20%-ного солянокислого гидроксилamina и выдерживают раствор на кипящей водяной бане 20 мин.

Далее выполняют пп. 13–19 метода определения калифорния в моче (см. с. 55, 56).

17. К органической фазе *II* (ТБФ), содержащей уран (см. п. 9), приливают 30 мл 0,1 моль  $\text{HNO}_3$  и встряхивают делительную воронку в течение 5 мин. Водную фазу *V* сливают в стакан на 200 мл, где уже содержится часть урана (см. п. 11, 12).

18. К органической фазе *VI* добавляют 30 мл 0,1 моль  $\text{HNO}_3$ , встряхивают 5 мин и собирают промывные воды *III* в тот же стакан. Органическую фазу *VII* отбрасывают.

19. Объединенный раствор, содержащий уран, упаривают досуха. К остатку приливают 0,5 мл концентрированной  $\text{HClO}_4$ , 1 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  и снова выпаривают. Затем дважды прибавляют по 1 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  и выпаривают досуха.

20. Приливают 1–2 мл концентрированной  $\text{HCl}$  и снова выпаривают досуха. Операцию повторяют.

21. В стаканы вносят 10 мл 1 моль  $\text{HCl}$ , выдерживают 30 мин и нагревают до растворения осадка. Раствор переносят в центрифужную пробирку на 20 мл из полимерного материала.

\*О необходимых предосторожностях при работе с хлорной кислотой см. 60.

22. Стакан обмывают 5 мл 1 моль HCl при нагревании до кипения и кислоту переливают в ту же пробирку. Охлаждают до комнатной температуры.

23. В стакан вносят раствор  $TiCl_3$  до получения светло-фиолетовой окраски (около 0,3 мл), перемешивают и выдерживают 5 мин.

24. Добавляют 0,1 мл раствора  $La(NO_3)_3$  и 1 мл концентрированной HF, выдерживают 5 мин.

25. Осадок  $LaF_3$  отделяют центрифугированием, жидкую фазу отбрасывают.

26. Осадок промывают 5–10 мл неразбавленного этилового спирта. Фазы разделяют центрифугированием, жидкую – отбрасывают.

27. Осадок смешивают с  $120 \pm 20$  мг светосостава и переносят за несколько приемов с помощью 10 мл разбавленного спирта в счетную кювету.

28. Смесь сначала выдерживают 20–30 мин на воздухе (пока жидкость над осадком станет прозрачной), а затем помещают в сушильный шкаф или под инфракрасную лампу и высушивают при  $80^\circ C$ , не допуская пересыхания и растрескивания. Осадок посыпают сверху 200–300 мг светосостава и далее поступают так, как при измерении препарата плутония.

Рассчитывают активность урана в суточной моче по (3.2) с учетом химического выхода урана, равного 0,7.

### ПОЛОНИЙ-210

Известны изотопы полония с массовыми числами 196–218, большинство которых – короткоживущие. В настоящее время  $^{210}Po$  получают в ядерном реакторе при облучении висмута нейтронами:



Другим удобным источником получения  $^{210}Po$  служат "старые" соли радия, которые при радиоактивном равновесии содержат 0,2 мг полония на 1 г радия. Изотоп  $^{210}Po$  является практически чистым  $\alpha$ -излучателем с  $E_\alpha = 5,3$  МэВ и периодом полураспада  $T = 138,4$  сут.

**Определение в моче.** Метод позволяет определять  $^{210}Po$ , выводимый из организма с мочой, при наличии в теле 0,1 ДСА. Чувствительность метода приблизительно равна 0,03 Бк/проба. Выход  $^{210}Po$  равен  $(80 \pm 5)\%$ . При использовании данного метода  $^{210}Po$  отделяется от многих других радионуклидов, в частности от плутония и урана.

**Принцип метода.** Содержание  $^{210}Po$  в моче определяют путем его электрохимического выделения на две стороны пластинки из нержавеющей стали и подсчета активности ее  $\alpha$ -частиц на радиометрической установке [33].

**Необходимые приборы и оборудование.** 1. Сцинтилляционный счетчик для измерения активности  $\alpha$ -частиц в геометрии 2π.

2. Мишени из нержавеющей стали марки IX-18Н9Т (ЭЯ-1Т). Диаметр мишени 39,5 мм, толщина 0,8–1,0 мм. Новые мишени необходимо тщательно обезжирить. Для этого сначала их протирают кальцинированной содой, промывают водой, а затем этиловым спиртом.

3. Гибкий вал (см. п. 2 Приложения).

4. стакан термостойкий на 1000 мл.

5. Мешалка стеклянная.

6. Крышка к стакану с отверстием в центре для мешалки. Изготавливают из тефлона или органического стекла толщиной 10–15 мм.

7. Электромотор типа МШ-2.

8. Лабораторный автотрансформатор.

9. Плитка электрическая.

10. Термометр на 100 °С.

11. Цилиндр вместимостью 50 мл.

12. Баня водяная.

13. Образцовый источник  $\alpha$ -излучения  $^{239}\text{Pu}$ , активность которого составляет  $10^2$ – $10^3$  расп./мин, а диаметр активной поверхности 30 мм.

**Необходимые материалы, реактивы и их приготовление.** 1. Соляная кислота концентрированная.

2. Азотная кислота концентрированная (для мытья посуды).

3. Спирт этиловый.

4. Сода каустическая.

**Ход анализа.** Суточную пробу мочи собирают в полиэтиленовый сосуд, подкисляют концентрированной HCl из расчета 2 мл кислоты на 100 мл мочи и хранят в холодильнике, если анализ не проводят в тот же день.

1. 500 мл мочи помещают в химический стакан вместимостью 1000 мл и добавляют 13–15 мл концентрированной HCl (с учетом добавленной для консервации).

2. Тщательно промытую стальную мишень прикрепляют к стеклянной мешалке, помещают в стакан и отмечают уровень жидкости в стакане. Крепление мишени на мешалке осуществляют с помощью проволоки в полиэтиленовой оплетке.

3. Пробу ставят на электроплитку, покрытую асбестированной сеткой, или на водяную баню, нагревают до 80 °С и перемешивают со скоростью не менее 360 об/мин с помощью электрической мешалки в течение 3 ч, не допуская превышения указанной температуры, для чего периодически ее измеряют с помощью термометра.

4. На протяжении электролиза поддерживают постоянный уровень жидкости в стакане путем добавления горячей воды.

5. По прошествии 3 ч раствор осторожно сливают, освобождают мишень, промывают ее водой (не касаясь осажденного слоя) и дают обсохнуть на воздухе.

6. Измеряют скорость счета мишени с двух сторон на сцинтилляционном счетчике  $\alpha$ -частиц.

7. Активность  $^{210}\text{Po}$ , в расп./мин на суточный объем мочи, рассчитывают по формуле\*:

$$A = \frac{[(I_1 - I_{\Phi}) + (I_2 - I_{\Phi})] \cdot V_1}{\epsilon \cdot V_2 P}, \quad (3.9)$$

где  $I_1 - I_{\Phi}$  — скорость счета мишени с одной стороны за вычетом фона установки, имп./мин;  $I_2 - I_{\Phi}$  — скорость счета мишени с другой стороны за вычетом фона установки, имп./мин;  $\epsilon$  — эффективность счета активности  $\alpha$ -частиц, доли (в качестве "эталоны" используют образцовый источник  $\alpha$ -частиц из  $^{239}\text{Pu}$ , так как энергии  $\alpha$ -частиц  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{210}\text{Po}$  сравнимы);  $P$  — химический выход  $^{210}\text{Po}$ , доли (см. п. 1 Приложения);  $V_1$  — суточный объем мочи, мл;  $V_2$  — объем мочи, взятый на анализ, мл.

**Оценка точности результатов анализа.** Для сведения к минимуму систематических погрешностей необходимо строго следовать данной инструкции. Ниже оценены случайные погрешности измерений.

Рассмотрим в качестве примера случай, когда  $I_1 = 1,1$  имп./мин;  $I_2 = 1,5$  имп./мин;  $I_{\Phi} = 0,1$  имп./мин (см. формулу и обозначения к ней в п. 7 раздела "Ход анализа"). Время измерения мишени с фоном с каждой стороны  $t = 30$  мин; время измерения фона  $t_{\Phi} = 30$  мин.

Среднеквадратическая погрешность при определении  $I_1 - I_{\Phi}$  равна

$$\sigma_1 = \pm \sqrt{\frac{1,1}{30} + \frac{0,1}{30}} \approx 0,2 \text{ имп./мин.}$$

Относительная погрешность равна  $f_{I_1 - I_{\Phi}} = \pm \frac{0,2 \cdot 100}{1,1 - 0,1} = \pm 20\%$ ,

т.е. окончательно скорость счета пробы с одной стороны можно записать в виде  $I_1 - I_{\Phi} = (1,0 \pm 0,20)$  имп./мин.

Среднеквадратическая погрешность при определении  $I_2 - I_{\Phi}$  равна

$$\sigma_2 = \pm \sqrt{\frac{1,5}{30} + \frac{0,1}{30}} \approx \pm 0,23 \text{ имп./мин.}$$

Относительная погрешность равна

$$f_{I_2 - I_{\Phi}} = \pm \frac{0,23 \cdot 100}{1,5 - 0,1} = \pm 16\%$$

\* Если промежуток времени между взятием пробы и выделением  $^{210}\text{Po}$  на мишень превышает 10 сут, полученный результат надо умножить на фактор  $e^{\lambda t}$ , учитывающий распад  $^{210}\text{Po}$  за это время. Здесь  $t$  — время между взятием пробы и выделением полония на мишень, сут.,  $\lambda$  — постоянная распада  $^{210}\text{Po}$ , равная  $0,693/138 \text{ сут}^{-1}$ .

т.е. окончательно скорость счета пробы с другой стороны можно записать в виде  $I_2 - I_{\Phi} = (1,4 \pm 0,23)$  имп./мин.

Относительная погрешность при определении суммарной скорости счета пробы с обеих сторон

$$f_{(I_1 - I_{\Phi}) + (I_2 - I_{\Phi})} = \pm \frac{\sqrt{\sigma_1^2 + \sigma_2^2} \cdot 100}{(I_1 - I_{\Phi}) + (I_2 - I_{\Phi})} =$$

$$= \frac{\sqrt{0,20^2 + 0,23^2} \cdot 100}{(1,1 - 0,1) + (1,5 - 0,1)} \approx +12 \%$$

Химический выход  $P = 80\%$ . Относительная погрешность определения химического выхода  $f_P = \pm 5\%$ .

Пусть активность образцового излучателя  $A_{ЭТ} = (100 \pm 6)$  расп./мин,  $f_{A_{ЭТ}} = \pm 6\%$ ; скорость счета образцового излучателя  $I_{ЭТ} = 95$  имп./мин; время измерения  $t = 10$  мин.

Среднеквадратическая погрешность при определении  $I_{ЭТ}$  равна

$$\sigma_{I_{ЭТ}} = \pm \sqrt{\frac{95}{10}} \approx \pm 3 \text{ имп./мин.}$$

Относительная погрешность равна

$$f_{I_{ЭТ}} = \pm \frac{3 \cdot 100}{95} = \pm 3 \%$$

Относительная погрешность при определении эффективности составит

$$f_{\epsilon} = \pm \sqrt{f_{I_{ЭТ}}^2 + f_{A_{ЭТ}}^2} = \pm \sqrt{3^2 + 6^2} \approx 7 \%$$

Относительная погрешность при измерении активности суточной мочи  $A$  (см. п. 7 раздела "Ход анализа") равна

$$f_A = \pm \sqrt{f_{(I_1 - I_{\Phi}) + (I_2 - I_{\Phi})}^2 + f_P^2 + f_{\epsilon}^2} = \pm \sqrt{12^2 + 5^2 + 7^2} \approx \pm 15 \%$$

**Приложение. 1.** Данный метод позволяет определять  $^{210}\text{Po}$  в разовой (объем 100–150 мл) и суточной (объем 1400–2000 мл) порциях мочи. Значение химического выхода при этом сохраняется равным  $(80 \pm 5)\%$ .

Для определения  $^{210}\text{Po}$  в разовой порции объем мочи доводят водой до 500 мл и далее проводят анализ, как указано выше. Для определения  $^{210}\text{Po}$  в суточной порции ее помещают в стакан вместимостью 2500 мл и добавляют на 1500 мл мочи 72–75 мл HCl, на 2000 мл мочи 96–100 мл HCl. Далее анализ проводят, как указано выше.

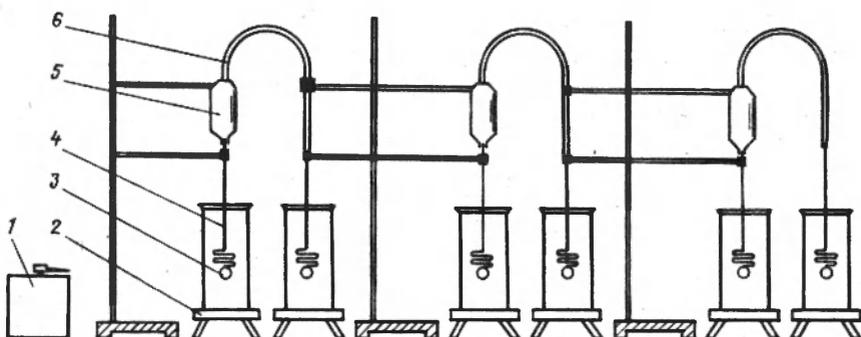


Рис. 3.7. Схема установки с тремя моторами для выделения  $^{210}\text{Po}$  из проб мочи: 1 – ЛАТР; 2 – электроплитка; 3 – мишень; 4 – мешалка; 5 – электромотор; 6 – гибкий вал

2. В случае, когда необходимо делать большое количество анализов, можно использовать три электромотора и, таким образом, одновременно анализировать шесть проб мочи. Для этого в корпусе каждого мотора просверливают отверстие, чтобы освободить другой конец вала, к которому подсоединяют гибкий вал. Можно использовать гибкие валы, которые применяют в бормашине и спидометрах автомобилей. К другому концу гибкого вала подсоединяют мешалку. Для свободного вращения вала и мешалки в лапки штатива помещают подшипники. Схема установки показана на рис. 3.7. Из рисунка видно, что к одному лабораторному автотрансформатору можно подключить до трех моторов. Такая установка занимает половину стандартного вытяжного шкафа и позволяет лаборанту сделать шесть анализов в течение 2 рабочих дней.

3. Для сокращения времени счета мишеней можно проводить электроосаждение  $^{210}\text{Po}$  на одну сторону мишени, поместив последнюю в держатель из тефлона, изолирующий вторую. При этом химический выход  $^{210}\text{Po}$  снижается до  $(70 \pm 5) \%$ .

4. Химический выход полония можно определять сравнением скорости счета активности  $\alpha$ -частиц мишени образцового излучателя с нанесенным на нее определенным количеством градуированного раствора  $^{210}\text{Po}$  и мишени, полученной после электрохимического выделения  $^{210}\text{Po}$  из пробы мочи, в которую должно быть внесено такое же количество градуированного раствора. Для приготовления образцового излучателя следует использовать мишень из нержавеющей стали той же марки и таких же размеров, как и для пробы.

**Определение в кале.** Метод позволяет определять  $^{210}\text{Po}$  с чувствительностью 0,03 Бк/проба и относительной среднеквадратической погрешностью  $\pm 30\%$  при полном времени измерения активности 3 ч.

Выход  $^{210}\text{Po}$  равен  $(88 \pm 6) \%$ . В течение рабочего дня один исполнитель может проанализировать две пробы при наличии установки с гибким валом (см. рис. 3.7).

**Принцип метода.** Пробу разлагают концентрированными кислотами. Из полученного гомогенного раствора  $^{210}\text{Po}$  электрохимически выделяют на две стороны никелевой пластинки и измеряют активность  $\alpha$ -частиц на радиометрической установке.

**Необходимые приборы и оборудование.** 1. Никелевые мишени (марка никеля Н0 или Н1, ГОСТ 849-59). Диаметр мишени 39,5 мм, толщина 0,4-0,6 мм, диаметр отверстия 2 мм. Новые мишени предварительно обрабатывают наждачной бумагой и тщательно обезжиривают. Для этого их сначала протирают кальцинированной содой, которую смывают водой и затем этиловым спиртом.

2. Мишени из нержавеющей стали марки IX-18Н9Т для приготовления "эталона". Диаметр мишени 39,5 мм, толщина 0,4-0,6 мм. Новые мишени необходимо обезжирить. Эту операцию проводят так же, как в случае никелевых мишеней.

3. Остальные приборы и оборудование указаны на с. 83, 84.

**Необходимые материалы, реактивы и их приготовление.** 1. Хлорная кислота концентрированная.

2. Аммиак, 25 %-ный водный раствор.

3. Бумага индикаторная универсальная.

Остальные материалы и реактивы указаны на с. 84.

**Ход анализа.** 1. Пробу кала массой 10 г помещают в стакан вместимостью 1000 мл, приливают 50 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$ , ставят на электроплитку.

2. После прекращения интенсивного пенообразования раствор выпаривают до объема 10 мл и, сняв стакан с плитки, охлаждают его содержимое, а затем осторожно добавляют 10 мл концентрированной хлорной кислоты (см. с. 60).

3. Стакан вновь ставят на электроплитку и нагревают до удаления паров  $\text{HNO}_3$ . При этом необходимо тщательно следить, чтобы проба не упарилась досуха.

4. Раствор охлаждают, доводят его объем водой до 500 мл и нейтрализуют 25 %-ным аммиаком до  $\text{pH} = 7$  по универсальной индикаторной бумаге (требуемый объем  $\text{NH}_4\text{OH}$  составляет 32-34 мл).

5. Подготовленную пробу подкисляют 23-25 мл концентрированной  $\text{HCl}$  до 0,5 моль.

6. Обезжиренную и промытую никелевую мишень прикрепляют к стеклянной мешалке, помещают в стакан и отмечают карандашом уровень жидкости в нем.

Далее выполняют пп. 3-6, указанные на с. 84.

7. Активность  $^{210}\text{Po}$  в 1 г кала рассчитывают по (3.9). В этой формуле  $V_1 = 1$ ,  $V_2$  - масса пробы кала, г. Остальные обозначения те же, что даны на с. 85.

Оценку точности результатов анализа проводят аналогично тому, как это описано на с. 85, 86.

Приложение. Химический выход определяют сравнением счета активности  $\alpha$ -частиц мишени образцового излучателя с нанесенным на нее и высушенным определенным количеством раствора  $^{210}\text{Po}$  и мишени, полученной после электрохимического выделения  $^{210}\text{Po}$  из пробы кала, в которую внесено такое же количество  $^{210}\text{Po}$ .

Для приготовления образцового излучателя следует использовать мишени из нержавеющей стали, так как сталь индифферентна к действию азотной кислоты, в которой обычно сохраняют раствор радионуклида. При нанесении азотнокислого раствора  $^{210}\text{Po}$  на никелевую мишень она сильно корродирует, и при этом образуется осадок, поглощающий  $\alpha$ -частицы. Замена никелевых мишеней на мишени из стали для приготовления образцового излучателя правомерна, так как железо и никель имеют близкие атомные номера.

### РАДИЙ-226

Известны изотопы радия с массовыми числами 213–230. Наиболее долгоживущий из них  $^{226}\text{Ra}$  ( $T = 1622$  лет), который является членом ряда урана и поэтому встречается во всех урановых минералах. Урановая смоляная руда (1 т) содержит около 400 мг радия и является основным источником получения этого элемента. Радий-226 —  $\alpha$ -излучатель с  $E_\alpha = 4,78$  МэВ.

Определение в моче. Химический выход радия составляет  $(86 \pm 6) \%$ . Коэффициент очистки от полония равен  $2,5 \cdot 10^2$ . За два рабочих дня один исполнитель может проанализировать восемь проб.

Принцип метода. Радий-226 соосаждают с сульфатом свинца из мочи, частично минерализованной с помощью азотной кислоты и пергидроля. В присутствии трилона Б при  $\text{pH} = 4,5$  переводят сульфат свинца в раствор и радий соосаждают с сульфатом бария. Последний отделяют от раствора, смешивают со светосоставом и измеряют  $\alpha$ -активность препарата в слое твердого сцинтиллятора. Для вычисления активности  $^{226}\text{Ra}$  в препарате используют поправочные коэффициенты.

Необходимые приборы и оборудование. 1. Радиометрическая установка.

2. Центрифуга.

3. Центрифужные пробирки стеклянные или из полимерного материала на 40 мл.

4. Электроплитка.

5. Весы аналитические.

6. Весы теххимические.

7. Шкаф сушильный.

8. Стаканы химические на 400 мл.

9. Колбы конические на 1000 мл.

10. Цилиндры мерные на 500, 50 и 10 мл.
11. Пипетки на 1, 2, 5, 10 мл.
12. Колбы мерные на 100 и 1000 мл.
13. Кюветы для измерения активности из полистирола (см. рис. 3.3).
14. Набор ареометров.
15. Палочки стеклянные.

Необходимые материалы, реактивы и их приготовление. 1. Азотная кислота концентрированная и 0,1 моль раствор.

2. Уксусная кислота ледяная.

3. Гидроокись аммония 1:1. К 500 мл воды приливают 500 мл концентрированного раствора  $\text{NH}_4\text{OH}$ .

4. Раствор азотнокислого свинца с концентрацией 100 мг Pb в 1 мл. Растворяют 15,985 г  $\text{Pb}(\text{NO}_3)_2$  в воде с добавлением 1 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$ , используя мерную колбу на 100 мл.

5. Раствор азотнокислого бария с концентрацией 5 мг Ba/мл. Растворяют 0,951 г  $\text{Ba}(\text{NO}_3)_2$  в воде с добавлением в 1 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$ , используя мерную колбу на 100 мл.

6. Раствор трилона Б, 5%. Растворяют 50 г трилона Б в воде, используя мерную колбу на 1000 мл.

7. Серная кислота концентрированная.

8. Перекись водорода, 30%-ный раствор.

9. Насыщенный раствор сульфата аммония.

10. Этиловый спирт 9:1. К 90 мл 95%-ного этилового спирта приливают 10 мл воды.

11. Светосостав ФС-4 или ФС-1.

12. Вазелиновое масло.

13. Градуированный раствор  $^{239}\text{Pu}$  активностью  $100-200 \frac{\text{расп.}}{\text{мин}} / \text{мл}$ .

Ход анализа. 1. 500 мл мочи помещают в коническую колбу вместимостью 100 мл, добавляют 20 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  и 10 мл  $\text{H}_2\text{O}_2$ . Выпаривают на электрической плитке до объема 30–40 мл.

2. Добавляют к остатку 100–150 мл воды и кипятят в течение 3–5 мин.

3. Охлаждают раствор до комнатной температуры, поместив колбу в холодную воду. Фильтруют через беззольный фильтр в стакан вместимостью 400 мл. Колбу дважды ополаскивают 0,1 моль  $\text{HNO}_3$  порциями по 20 мл, присоединяя кислоту после фильтрования в тот же стакан.

4. Доводят pH раствора до 1–2 добавлением  $\text{NH}_4\text{OH}$  1:1. Для этого требуется 15–20 мл  $\text{NH}_4\text{OH}$ .

5. Приливают 3 мл концентрированной  $\text{H}_2\text{SO}_4$  и 2 мл раствора  $\text{Pb}(\text{NO}_3)_2$ . Оставляют суспензию на 2–3 ч или лучше на ночь.

6. Сливают надосадочную жидкость. В качестве сифона используют тонкую трубку из резины или полихлорвинила. Осадок с оставшейся жидкостью переносят в центрифужную пробирку на 40 мл и центрифугу-

гируют в течение 5 мин при 3000–4000 об/мин. Жидкую фазу отбрасывают.

7. В стакан, в котором производилось осаждение сульфатов свинца и радия, приливают 10 мл раствора трилона Б, нагревают до кипения и добавляют 1,5 мл  $\text{NH}_4\text{OH}$  1:1. Осадок, оставшийся в стакане, при этом растворяется. Переносят раствор в центрифужную пробирку, где находится основное количество осадка.

8. Повторяют п. 7.

9. Пробирку помещают в водяную баню (70–100 °С). Осадок должен быстро раствориться при его перемешивании стеклянной палочкой. После растворения выдерживают пробирку на бане 5–10 мин и центрифугируют в течение 5 мин. Чтобы избежать попадания окрашенных твердых частиц в новый осадок (см. п. 10), сливают жидкую фазу в другую пробирку.

10. Добавляют в пробирку 5–6 капель насыщенного раствора  $(\text{NH}_4)_2\text{SO}_4$ , 1 мл раствора  $\text{Ba}(\text{NO}_3)_2$  и 2 мл ледяной уксусной кислоты. При этом выпадает  $\text{Ba}(\text{Ra})\text{SO}_4$ . Через 5–10 мин отделяют осадок центрифугированием в течение 10 мин. Жидкую фазу отбрасывают. Записывают время  $T_1$  для учета накопления дочерних продуктов распада.

11. Промывают осадок 15 мл воды с добавлением 4–6 капель насыщенного раствора  $(\text{NH}_4)_2\text{SO}_4$ . Разделяют фазы центрифугированием. Жидкую фазу отбрасывают.

12. К осадку прибавляют  $120 \pm 20$  мг светосостава, перемешивают и с помощью 10 мл разбавленного спирта в несколько приемов переносят в кювету для измерения активности.

13. Высушивают смесь в сушильном шкафу при температуре 80–100 °С, не допуская ее пересыхания и растрескивания. Сухой остаток посыпают сверху 200–300 мг светосостава.

14. Наносят каплю вазелинового масла на фотокатод фотоумножителя и ставят на него счетную кювету. Закрывают фотоумножитель светонепроницаемым колпаком, ждут, пока высветится светосостав, и измеряют  $\alpha$ -активность препарата. Записывают время  $T_2$ .

15. Рассчитывают активность  $^{226}\text{Ra}$ , в расп./мин в суточном количестве мочи, по формуле

$$A = \left( \frac{I - I_{\text{ф}}}{\epsilon \cdot d \cdot P} - a_{\text{p}} \right) \cdot \frac{V_1}{V_2}, \quad (3.10)$$

где  $I$  – скорость счета выделенного препарата вместе с фоном установки, имп./мин;  $I_{\text{ф}}$  – скорость счета фона установки, имп./мин;  $d$  – поправочный коэффициент, учитывающий накопление в препарате дочерних продуктов. Его численные значения даны в Приложении;  $V_1$  – суточный объем мочи, мл;  $V_2$  – объем мочи, взятый на анализ, мл;  $P$  – химический выход радия, доли;  $\epsilon$  – эффективность счета  $\alpha$ -частиц, доли;  $a_{\text{p}}$  – активность  $\alpha$ -излучателей, присутствующих в моче,

лиц, не имеющих контакта с  $^{226}\text{Ra}$ , а также в реактивах, используемых при анализе и попадающих в измеряемый препарат, расп./мин (см. с. 57).

Точность результатов анализа оценивают аналогично тому, как это описано на с. 00,00.

**Приложение. 1.** Для контроля работы счетной установки необходимо изготовить образцовый  $\alpha$ -излучатель. Для этого лучше использовать не  $^{226}\text{Ra}$ , а любой  $\alpha$ -излучающий нуклид, не дающий быстрого накопления дочерних продуктов, например  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{237}\text{Np}$ , уран естественный или обогащенный.

В центрифужной пробирке готовят сульфат бария, содержащий 5 мг Ва. Для этого берут 1 мл раствора  $\text{Ba}(\text{NO}_3)_2$ , 15 мл воды, 2 мл раствора  $(\text{NH}_4)_2\text{SO}_4$  концентрацией 100 мг/мл и перемешивают. Выпавший  $\text{BaSO}_4$  отделяют центрифугированием, один раз промывают 15 мл воды с добавлением 4–5 капель насыщенного раствора  $(\text{NH}_4)_2\text{SO}_4$  и смешивают со светосоставом. Осадок переносят с помощью спирта в счетную кювету, в которую предварительно помещают градуированный раствор одного из упомянутых выше нуклидов активности 10–20 расп./мин. Добавляют 1 каплю насыщенного раствора аммиака, тщательно перемешивают и высушивают при 80–100 °С, не допуская пересыхания и растрескивания осадка. Сверху посыпают препарат светосоставом. На установке для измерения активности  $\alpha$ -частиц в слое твердого сцинтиллятора подбирают рабочее напряжение и просчитывают препарат. Рассчитывают эффективность счета  $\alpha$ -частиц.

2. Для определения вклада, обусловленного другими  $\alpha$ -излучателями, проводят анализ мочи, собранной у лиц, не имеющих профессионального контакта с  $^{226}\text{Ra}$ .

3. Химическую посуду, в которой осаждали сульфаты свинца или бария, заливают 0,2%-ным раствором трилона Б с добавкой аммиака до слабого запаха и нагревают до кипения. Затем ополаскивают несколько раз водопроводной водой и кипятят в 0,5–1%-ном (по объему) растворе  $\text{HCl}$ . Далее ополаскивают несколько раз водопроводной водой и один раз дистиллированной.

Посуду, в которой не производили манипуляции с сульфатами бария и свинца, моют кипячением в 0,5–1%-ном растворе  $\text{HCl}$  с дальнейшим промыванием водой.

4. При вычислении активности  $^{226}\text{Ra}$  в суточной моче используют коэффициент  $d$ , учитывающий накопление дочерних продуктов  $^{226}\text{Ra}$  в препарате за время, прошедшее между выделением осадка  $\text{BaSO}_4$  и измерением препарата.

Время ( $T_2 - T_1$ )	$d$ (фактор накопления)*
1 ч . . . . .	1,016
2 ч . . . . .	1,036
3 ч . . . . .	1,058

\* $d$  – отношение общей активности препарата к активности  $^{226}\text{Ra}$ .

4 ч . . . . .	1,08
5 ч . . . . .	1,10
1 сут . . . . .	1,41
2 сут . . . . .	1,82
3 сут . . . . .	2,15
4 сут . . . . .	2,40
5 сут . . . . .	2,68
6 сут . . . . .	2,88
30 сут . . . . .	3,74

**Определение в кале.** Химический выход радия составляет  $(88 \pm 4)\%$ . Коэффициент очистки от полония равен  $3 \cdot 10^2$ . Один исполнитель может проанализировать восемь проб за рабочий день, если они предварительно минерализованы.

**Принцип метода.** После озоления пробы и растворения остатка в  $\text{HNO}_3$   $^{226}\text{Ra}$  соосаждают с сульфатом свинца. С помощью трилона Б переводят осадок в раствор и радий соосаждают с сульфатом бария. Полученный осадок смещивают со светосоставом и измеряют активность препарата в слое твердого сцинтиллятора.

**Необходимые приборы и оборудование.** 1. Печь муфельная.

2. Тигли фарфоровые № 5 иб.

3. Цилиндры мерные на 50 или 25 мл.

Остальные необходимые приборы и оборудование указаны на с. 89.

**Необходимые материалы, реактивы и их приготовление.** 1. Азотная кислота 1 моль.

2. Раствор сульфата аммония концентрацией 0,4 г/мл. Растворяют 40 г  $(\text{NH}_4)_2\text{SO}_4$  в воде, используя мерную колбу на 100 мл.

Остальные материалы и реактивы указаны на с. 90.

**Ход анализа.** 1. 20 г кала помещают в фарфоровый тигель, подсушивают на электроплитке и сжигают в муфельной печи при 500–600 °С. К неполностью озоленному охлажденному остатку добавляют 1,5–2 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$ , выпаривают на плитке досуха и затем тигель снова помещают в муфельную печь, нагретую до 500–600 °С, на 10–20 мин. Если полного озоления не происходит, повторяют обработку  $\text{HNO}_3$  с последующим нагреванием в печи. Можно добавить к пробе вместе с  $\text{HNO}_3$  0,5 мл пергидроля.

2. К озоленной пробе приливают 5 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  и выпаривают досуха.

3. Приливают 10 мл 1 моль  $\text{HNO}_3$ , нагревают на плитке до растворения основной массы остатка и переносят содержимое в центрифужную пробирку А.

4. Нерастворившийся остаток отделяют центрифугированием в течение 5–10 мин при 3000–4000 об/мин.\* Жидкую фазу переливают в пробирку Б.

\*Центрифугирование можно заменить фильтрованием.

5. Тигель обмывают при нагревании 10 мл 1 моль  $\text{HNO}_3$ , переносят кислоту в пробирку А с нерастворившимся остатком и центрифугируют в течение 5–10 мин. Жидкую фазу переливают в пробирку Б. Остаток отбрасывают.

6. В пробирку Б добавляют 2 мл раствора соли свинца (200 мг  $\text{Pb}$ ) и 1 мл раствора  $(\text{NH}_4)_2\text{SO}_4$ . При этом выпадает осадок  $\text{Pb}(\text{Ra})\text{SO}_4$ . Если содержимое пробирки имеет температуру выше комнатной, то его охлаждают, поместив пробирку в холодную воду на 10 мин.

7. Осадок  $\text{Pb}(\text{Ra})\text{SO}_4$  отделяют центрифугированием в течение 5–10 мин. Жидкую фазу отбрасывают.

8. К осадку приливают 20 мл 5%-ного раствора трилона Б, перемешивают и добавляют 3 мл раствора  $\text{NH}_4\text{OH}$  (1:1). Пробирку ставят на горячую водную баню (80–100 °С) на 5–10 мин, перемешивают ее содержимое. Весь осадок должен раствориться.

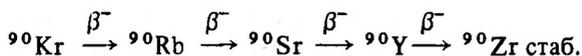
9. Добавляют 1 мл раствора  $\text{Ba}(\text{NO}_3)_2$ , 5–6 капель раствора  $(\text{NH}_4)_2\text{SO}_4$  и 2 мл ледяной уксусной кислоты. Выдерживают на горячей бане 5 мин. Затем охлаждают до комнатной температуры, помещив пробирку в холодную воду.

10. Осадок  $\text{Ba}(\text{Ra})\text{SO}_4$  отделяют центрифугированием в течение 5–10 мин. Жидкую фазу отбрасывают. Записывают время  $T_1$ . Далее выполняют пп. 11–14 (с. 91).

11. Рассчитывают активность  $^{226}\text{Ra}$  в суточном количестве кала по (3.10). В ней  $V_1$  – масса суточного кала, г; если она неизвестна, то ее принимают равной 135 г/сут;  $V_2$  – масса кала, взятая на анализ, г. Остальные обозначения те же.

### СТРОНЦИЙ-90

Стронций-90, наряду со стронцием-89, является важнейшим радиоизотопом стронция. Он образуется в цепочке превращений при делении урана на медленных нейтронах с выходом 4,6 %:



$^{90}\text{Sr}$  является  $\beta$ -излучателем с  $E_{\beta}^{\text{макс}} = 0,61$  МэВ и периодом полураспада  $T = 27,7$  года. Он относительно быстро приходит в равновесие с дочерним  $^{90}\text{Y}$  ( $T = 64,24$  ч,  $E_{\beta}^{\text{макс}} = 2,18$  МэВ).

Определение в моче [34]. Метод позволяет определять  $^{90}\text{Sr}$ , выводимый из организма с мочой, при его содержании в теле на уровне 0,04 ДСА, а при использовании малофоновой радиометрической установки – на уровне 0,01 ДСА. Химический выход стронция равен  $(80 \pm 3)$  %. Метод позволяет определять  $^{90}\text{Sr}$  при одновременном присутствии в моче  $^{144}(\text{Ce}-\text{Pr})$ ,  $^{95}(\text{Zr}-\text{Nb})$ ,  $^{106}(\text{Ru}-\text{Rh})$ ,  $^{147}\text{Pm}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{91}\text{Y}$ ,  $^{40}\text{K}$ , если их активность сравнима по величине с активностью  $^{90}(\text{Sr}-\text{Y})$ . Один исполнитель может выполнить не менее двадцати ана-

лизов за два рабочих дня, однако для получения результатов требуется время для накопления  $^{90}\text{Y}$  в пробе.

**Принцип метода.** Стронций-90 концентрируют из пробы на осадке фосфатов щелочных земель. Осадок растворяют в азотной кислоте, понижают кислотность раствора до 0,4 моль и проводят экстракцию моноизооктиловым эфиром метилфосфоновой кислоты (МИОМФК) в присутствии хлорного железа; экстракт отбрасывают. При этом из пробы удаляют нуклиды, мешающие определению  $^{90}\text{Sr}$ , в частности  $^{91}\text{Y}$  и  $^{95}\text{Zr}$ , которые извлекаются практически полностью. Затем пробу оставляют на накопление  $^{90}\text{Y}$ , проводят вторую экстракцию, отвержденный экстракт переносят на мишень и измеряют активность его  $\beta$ -излучения.

**Необходимые приборы и оборудование.** 1. Радиометрическая установка для измерения  $\beta$ -активности.

2. Аппарат для встряхивания пробирок и колб.

3. Центрифуга.

4. Плитка электрическая.

5. Шпатель для переноса экстракта на подложку.

6. Тарелочка алюминиевая.

7. Экстрактор вместимостью 150 мл (рис. 3.8).

8. Пробирки центрифужные.

9. Пипетки разные.

10. Цилиндры мерные на 500, 1000 мл.

11. Стаканы химические или колбы конические на 0,1; 0,5; 1,5 л.

12. Образцовый источник  $\beta$ -излучения  $^{90}(\text{Sr}-\text{Y})$ .

**Необходимые материалы, реактивы и их приготовление.** 1. Рабочий раствор МИОМФКа. К 50 мл МИОМФК добавляют 6 мл керосина и 1,5 мл толуола.

2. Керосин. Технический продукт фильтруют через несколько слоев фильтровальной бумаги.

3. Раствор аммиака концентрированный.

4. Железо хлорное. Растворяют 70 г  $\text{FeCl}_3 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$  в 1 л воды.

5. Перекись водорода, 30%-ный раствор.

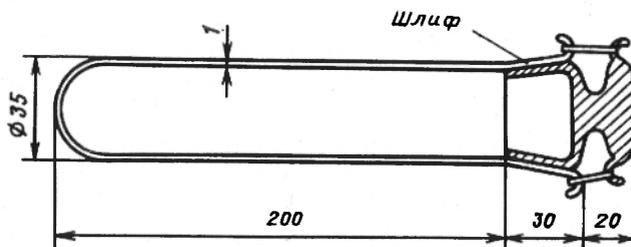


Рис. 3.8. Экстрактор

6. Бумага индикаторная универсальная.
7. Марля.
8. Азотная кислота концентрированная, плотность 1,36.
9. Хлористый кальций. Растворяют 16,5 г  $\text{CaCl}_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$  в воде и доводят объем до 100 мл.
10. Ортофосфорная кислота концентрированная ( $d = 1,7$ ).
11. Градуированный раствор  $^{90}\text{Sr}-\text{Y}$  активностью  $1,5 \cdot 10^4 \frac{\text{расп.}}{\text{мин}}/\text{мл}$ .

Ход анализа. 1. Измеряют объем анализируемой мочи. Посуду, в которой находилась моча, промывают  $\text{HNO}_3$  (1:1) из расчета 10 мл кислоты на 0,5 л мочи. Кислоту выливают в мочу и перемешивают. Отбирают для анализа в термостойкий стакан пробу объемом 510 или 1020 мл.

2. Стакан с содержимым нагревают на электроплите до кипения и кипятят в течение 5 мин.

3. Добавляют в пробу при перемешивании концентрированный  $\text{NH}_4\text{OH}$  до начала выпадения осадка и небольшой избыток сверх того.\*

4. Раствор оставляют стоять не менее 2 ч, лучше на ночь. Максимальное количество прозрачного маточного раствора декантируют и окончательно отделяют осадок центрифугированием. Маточник отбрасывают.

5. Осадок в пробирке растворяют в 10 мл горячей концентрированной  $\text{HNO}_3$  и переносят в стакан на 100 мл. Промывают пробирку 5 мл  $\text{HNO}_3$  и присоединяют смыв к основному раствору.

6. Добавляют 2 мл  $\text{H}_2\text{O}_2$  и медленно нагревают стакан с раствором на электроплитке. Выпаривают раствор досуха и охлаждают.

7. Остаток растворяют в 3 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  и добавляют 50 мл воды. Раствор переливают из стакана в экстрактор.

8. Вносят в экстрактор 0,5 мл рабочего раствора МИОМФК и 0,2 мл керосина. Помещают экстрактор на аппарат для встряхивания на 15 мин. Добавляют 1 мл раствора хлорного железа и встряхивают в течение 15 мин. При этом экстракт отверждается, образуя вязкую массу, которую удаляют с помощью шпателя и отбрасывают.

9. Раствор оставляют в экстракторе на 2 нед (или меньше, если известно, что содержание  $^{90}\text{Sr}$  в пробе значительно) для накопления дочернего  $^{90}\text{Y}$ . Затем его фильтруют в другой экстрактор через марлю, сложенную вчетверо, добавляют 0,3 мл МИОМФК и 0,1 мл керосина. Проводят экстракцию так же, как это описано в п. 8, однако в конце прибавляют 4–5 мл раствора хлорного железа. Встряхивание должно заканчиваться при перевернутом вверх дном экстракторе. После того как твердый экстракт соберется, надо быстро вернуть экстрактор в нормальное положение, и тогда твердая фаза переместится к его горлу. Такая концовка позволяет свести к минимуму прилипание частиц твердого экстракта к стеклянным стенкам.

\*См. сноску на с. 63.

10. Полученный твердый экстракт переносят на подложку с помощью шпателя, отжимают и удаляют свободную жидкость, а затем подсушивают экстракт фильтровальной бумагой.

11. Сразу после этого измеряют скорость счета препарата на радиометрической установке. Активность пробы рассчитывают по формуле, аналогичной приведенным выше. Если накопление  $^{90}\text{Y}$  в пробе после первой экстракции длится менее 2 нед, то в знаменатель формулы следует внести множитель  $[1 - \exp(-\lambda t)]$ , где  $\lambda$  — постоянная распада  $^{90}\text{Y}$ , равная  $3 \cdot 10^{-6} \text{ с}^{-1}$ ;  $t$  — время накопления, с. Далее проводят оценку точности результатов анализа.

Приложение. 1. Градуировку счетной установки производят следующим образом. Добавляют определенный объем градуированного раствора  $^{90}\text{Sr}$  к 50 мл 0,4 моль  $\text{HNO}_3$ . Активность добавленного раствора по  $^{90}\text{Y}$  должна составлять около 1500 расп./мин. Проводят экстракцию  $^{90}\text{Y}$ , как это описано в разделе "Ход анализа", пп. 8, 9. Измеряют скорость счета полученного препарата на радиометрической установке. Рассчитывают эффективность счета препарата с учетом самопоглощения по формуле

$$E = (I - I_{\text{ф}}) / (A \cdot P), \quad (3.11)$$

где  $I$  — скорость счета препарата с фоном, имп./мин;  $I_{\text{ф}}$  — фон установки, имп./мин;  $A$  — активность введенного  $^{90}\text{Y}$ , расп./мин;  $P$  — химический выход  $^{90}\text{Y}$  при экстракции из 0,3 моль  $\text{HNO}_3$ , равный 0,9, доли.

Для постоянного контроля за эффективностью счета установки одновременно с препаратом измеряют заводской эталон  $^{90}\text{Sr}$  ( $^{90}\text{Sr}$ - $^{90}\text{Y}$ ).

2. Если скорость счета выделенного из пробы препарата  $I - I_{\text{ф}}$  составляет более 10 имп./мин·проба, можно идентифицировать  $^{90}\text{Y}$  по его периоду полураспада. Для этого измеряют препарат в тех же условиях через 3, 6 сут и т.д. и строят график зависимости логарифма скорости счета от времени; из полученного графика оценивают период полураспада и сравнивают его со значением  $T$  для  $^{90}\text{Y}$ , равным 64 ч.

Определение в кале. Чувствительность метода 1,1 Бк/проба, а при использовании малофононой установки — 0,4 Бк/проба. Химический выход стронция равен  $(80 \pm 3) \%$ .

Необходимые приборы и оборудование. 1. Печь муфельная.

2. Весы техникохимические.

3. Тигли фарфоровые.

Остальные приборы и оборудование указаны на с. 95.

Необходимые материалы, реактивы и их приготовление. 1. Азотная кислота, концентрированная, 3; 0,2 моль.

Остальные материалы и реактивы указаны на с. 95, 96.

Ход анализа. 1. Кал перемешивают, отбирают около 20 г, взвешивают и помещают в фарфоровый тигель. Осторожно высушивают на плитке и сжигают в муфельной печи при температуре 500–600 °С в течение 2 ч.

2. К охлажденной золе приливают 5 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  и 2 мл  $\text{H}_2\text{O}_2$ . При добавлении этих реактивов следят за тем, чтобы были смочены частицы, прилипшие к стаканам тигля. Содержимое тигля выпаривают на плитке до образования влажных солей.

3. К охлажденному остатку приливают 10 мл 3 моль  $\text{HNO}_3$  и нагревают на плитке приблизительно 10 мин. При этом в тигле останется нерастворимая кремниевая кислота, небольшое количество которой всегда содержится в кале.

4. Нерастворимый остаток отделяют центрифугированием, а раствор переносят в экстрактор. Нерастворимый остаток промывают 2 мл 0,2 моль  $\text{HNO}_3$  и отбрасывают. Промывную жидкость переливают в тот же экстрактор. Доводят водой объем раствора в экстракторе до 80 мл и перемешивают. Проверяют pH раствора с помощью индикаторной бумаги и доводят его аммиаком до 2–5. Далее выполнить п. 8–11, указанные на с. 96, 97.

**Определение в костной ткани.** Метод позволяет определять  $^{90}\text{Sr}$  в золе костной ткани и зубов с чувствительностью 0,11 Бк/проба.

**Необходимые приборы и оборудование.** Колбы плоскодонные вместимостью 2 л. Остальные приборы и оборудование указаны на с. 95.

**Необходимые материалы и реактивы.** 1. МИОМФК.

2. Толуол.

3. Натр едкий, 0,1 моль.

4. Метилловый оранжевый.

5. Калька.

6. Папиросная бумага.

7. Клей канцелярский.

Остальные реактивы и материалы указаны на с. 95, 96.

**Ход анализа.** 1. Навеску золы костной ткани (10–20 г) растворяют при нагревании в концентрированной  $\text{HNO}_3$  из расчета 1,1 мл кислоты на 1 г воды и добавляют еще 33 мл кислоты для создания 0,3–0,4 моль рабочего раствора.

2. Раствор помещают в плоскодонную колбу и доводят его объем водой до 1 л. Для контроля за уровнем кислотности отбирают 1 мл раствора и оттитровывают 0,1 моль  $\text{NaOH}$  в присутствии индикатора метилового оранжевого. Если кислотность отклоняется от необходимой, ее корректируют, добавляя  $\text{HNO}_3$ .

3. В раствор вносят последовательно 2 мл МИОМФКа, 0,75 мл толуола, 0,25 мл керосина и 5 мл раствора  $\text{FeCl}_3$ .

4. Пробу перемещают на аппарате для встряхивания в течение 15 мин. Образующийся твердый экстракт отфильтровывают через двойной слой марли.

5. Готовят препарат для измерения активности на установке с низким фоном. При наличии установки с цилиндрическим счетчиком твердый экстракт наносят на подложку из кальки размером 3×6 см (рабочая площадь) и заклеивают папиросной бумагой. Полученный препарат

обвертывают вокруг счетчика. При работе на установке с торцовым счетчиком твердый экстракт помещают на алюминиевую подложку.

6. Измеряют скорость счета препарата. Для расчета активности пробы используют формулу, аналогичную приведенным выше.

### ТОРИЙ

Природный торий представляет собой практически чистый изотоп с массой 232. Он является родоначальником семейства тория. Всего в настоящее время известно 13 изотопов тория, из них четыре долгоживущие:  $^{228}\text{Th}$  ( $T = 1,91$  года),  $^{229}\text{Th}$  ( $T = 7,34 \cdot 10^3$  лет),  $^{230}\text{Th}$  ( $T = 8,0 \cdot 10^4$  лет) и  $^{232}\text{Th}$  ( $T = 1,45 \cdot 10^{10}$  лет). Все они являются  $\alpha$ -излучателями. Энергия  $\alpha$ -частиц  $^{232}\text{Th}$   $E_\alpha = 4,0$  МэВ. Удельная активность природного тория низка, поэтому для его определения обычно используют фотометрические методы.

**Определение в моче.** Метод позволяет определять природный торий в моче на уровне его естественного содержания (0,5 мкг/500 мл)\* и выше, точность на границе чувствительности равна  $\pm 28\%$  с достоверностью 95%.

Метод является достаточно специфичным: определению не мешают сульфаты, фосфаты, железо, цирконий в количествах, значительно превышающих их естественное содержание в моче. Уран не мешает определению при концентрации, в 1000 раз превышающей концентрацию тория. Химический выход тория составляет в среднем  $(71 \pm 16)\%$  с достоверностью 95%. За три рабочих дня исполнитель может провести три анализа (каждый анализ состоит из двух параллельных проб).

**Принцип метода.** Пробу мочи подвергают минерализации смесью азотной кислоты и перекиси водорода. Торий концентрируют на фосфатах кальция и магния, затем соосаждают с оксалатом кальция. Осадок растворяют в соляной кислоте и определяют торий фотометрически в виде комплекса с арсеназо III. Мешающее влияние кальция исключают внесением соответствующей добавки элемента в раствор сравнения.

**Необходимые приборы и оборудование.** 1. Спектрофотометр или фотокolorиметр.

2. рН-Метр.

3. Пробирки центрифужные на 10 мл.

4. Плитка электрическая.

5. Центрифуга.

6. Весы аналитические.

7. Стаканы химические на 50 и 1000 мл.

8. Пипетки на 1, 5, 10 мл.

\* Естественное содержание тория в суточной моче, по данным МКРЗ, составляет от 0,1 до 2 мкг.

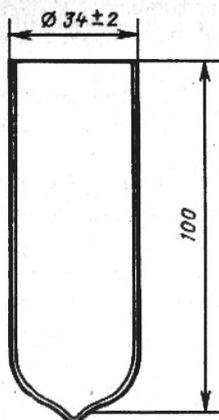


Рис. 3.9. Центрифужная пробирка для отделения осадка оксалата кальция

9. Пробирки центрифужные нестандартные (рис. 3.9).

Необходимые материалы, реактивы и их приготовление. 1. Азотная кислота концентрированная и 1 моль.

2. Соляная кислота 6 моль.

3. Щавелевая кислота. Около 60 г щавелевой кислоты растворяют в 100 мл воды при нагревании.

4. Раствор хлористого кальция, содержащий 15 мг Са в 1 мл. Помещают 3,85 мг углекислого кальция в химический стакан и приливают в него по каплям концентрированную HCl до прекращения выделения углекислого газа. Затем переносят раствор в мерную колбу вместимостью 100 мл и доводят объем водой до метки.

5. Аммиак, концентрированный раствор.

6. Арсенazo III, 0,05%-ный водный раствор: 0,05 г арсенazo растворяют в 100 мл воды. Раствор устойчив в течение месяца. Реактив арсенazo III годен в течение 3 лет с момента выпуска.

7. Азотнокислый торий. Стандартный раствор, содержащий около 1 мг Th/мл. Для приготовления 100 мл раствора берут 0,237 г  $\text{Th}(\text{NO}_3)_4 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$ , растворяют в 1 мл концентрированной HCl, разбавляют водой до 100 мл, перемешивают и проводят весовой анализ, осаждают торий в виде оксалата и прокаливая до двуокиси. Таким образом точно устанавливают титр раствора.

8. Стандартный раствор азотнокислого тория, содержащий 10 мкг Th в 1 мл. Готовят перед употреблением из раствора, содержащего 1 мг Th/мл, разведением его в 100 раз 6 моль HCl.

9. Стандартный раствор азотнокислого тория, содержащий 1 мкг Th в 1 мл. Готовят перед употреблением из раствора, содержащего 10 мкг Th в 1 мл, путем разведения его в 10 раз 6 моль HCl.

10. Бумага индикаторная универсальная.

11. Фильтры беззольные "синяя лента".

12. Соляная кислота концентрированная.

13. Перекись водорода, 30%-ный раствор.

Ход анализа. 1. 500 мл мочи помещают в химический стакан на 1 л, добавляют 30 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  и 10 мл 30%-ной  $\text{H}_2\text{O}_2$ .

2. Стакан с содержимым ставят на электроплитку и доводят раствор до слабого кипения. Приблизительно через 1 ч пробу снимают, охлаж-

дают, при постоянном перемешивании осторожно приливают  $\text{NH}_4\text{OH}$  до образования фосфатов кальция и магния ( $\text{pH} = 8\div 9$ ). Проверяют полноту осаждения. Раствор с осадком оставляют на ночь.

3. Декантируют надосадочную жидкость. Осадок переносят в центрифужную пробирку и отделяют в течение 10–15 мин. Маточник отбрасывают.

4. Осадок растворяют в 10 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  и переносят в стакан, где первоначально находилась проба. Обмывают центрифужную пробирку 5 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  и переносят смыв в тот же стакан. Добавляют 2–3 мл 30%-ной  $\text{H}_2\text{O}_2$  и ставят пробу на плитку, выпаривая ее до сухого белого остатка. Если необходимо, повторяют обработку смесью концентрированной  $\text{HNO}_3$  и 30%-ной  $\text{H}_2\text{O}_2$  до получения желаемого результата. Затем остаток выпаривают с концентрированной  $\text{HCl}$ , смачивая его 2–3 раза кислотой.

5. Остаток растворяют в 30 мл 1 моль  $\text{HCl}$  при нагревании. Приливают 250–350 мл воды.

6. В раствор добавляют 10 мл горячего раствора щавелевой кислоты.

7. Осторожно небольшими порциями приливают аммиак, тщательно перемешивая содержимое стакана. Периодически измеряя с помощью индикаторной бумаги или  $\text{pH}$ -метра, доводят раствор до  $\text{pH} = 2,2\div 2,8$ .

8. Выпавший осадок оксалата кальция оставляют в маточнике на ночь.

9. После отстаивания, не взмучивая осадка, отфильтровывают надосадочную жидкость через фильтр "синяя лента" и отбрасывают. Осадок с небольшим количеством жидкости растворяют в концентрированной  $\text{HCl}$  при нагревании. Полученный прозрачный раствор пропускают через тот же фильтр и собирают в мерный цилиндр на 25 мл. Обмывают водой стакан, где находился осадок, и переносят на фильтр. Доводят водой объем раствора в цилиндре до 15 мл и перемешивают. Объем воды и концентрированной  $\text{HCl}$  рассчитывают заранее так, чтобы общее количество раствора было равным 15 мл, а нормальность его составляла 6 моль\*.

10. Отмеряют 4,6 мл полученного раствора в пробирку, добавляют в нее 0,4 мл арсеназо III и тщательно перемешивают стеклянной палочкой.

11. Измеряют оптическую плотность раствора на фотоколориметре в кюветках с расстоянием между рабочими гранями 10 мм, при красном светофильтре по левому барабану при длине волны 665 нм. В качестве

---

\* Объем концентрированной  $\text{HCl}$   $V$ , который надо взять для растворения осадка оксалата кальция, рассчитывают по формуле

$$V = N_1 \cdot V_1 / N = 15 \cdot 6 / N \text{ мл,}$$

где  $N$  – нормальность концентрированной  $\text{HCl}$ . Объем использованной воды равен

$$V_B = (15 - V) \text{ мл.}$$

раствора сравнения используют раствор, полученный при добавлении в соляную кислоту такого количества кальция (в виде раствора  $\text{CaCl}_2$ ), которое было найдено в исследуемой моче. Об определении кальция в моче см. в Приложении. Количество кальция в растворе сравнения равно количеству кальция в 0,5 л исследуемой мочи, уменьшенному в 3,26 раза ( $15:4,6 = 3,26$ ). Это количество кальция плюс 0,4 мл арсеназо III разбавляют 6 моль  $\text{HCl}$  так, чтобы общий объем полученного раствора сравнения был равен 5 мл.

Измерение оптической плотности проводят спустя 15–30 мин после приготовления растворов. Оптическую плотность исследуемого раствора можно измерять и на спектрофотометре в прямоугольных кюветах при длине волны 680 нм, применяя кислородно-цезиевый фотоэлемент и светофильтр.

12. Количество тория в пробе определяют по градуировочному графику. Градуировочный график позволяет определить до 5 мкг тория в пробе. При грязно-зеленой или зеленой окраске пробы, что свидетельствует о более высоком содержании тория, рекомендуется провести ее разведение. Для разведения готовят 6 моль  $\text{HCl}$  с добавлением 0,05 %-ного арсеназо III из расчета 0,4 мл краски на 4,6 мл  $\text{HCl}$ . Если проба окрашена в грязно-зеленый цвет с примесью фиолетового тона, ее достаточно развести в 2–4 раза до появления фиолетовой окраски. Величину разведения учитывают при расчете результата анализа.

13. Концентрацию тория в моче (в г  $\text{Th/l}$ ) рассчитывают по формуле

$$C = \frac{3,26 (M - M_0)}{V \cdot P \cdot 10^6}, \quad (3.12)$$

где  $M$  — количество  $\text{Th}$  в измеряемой пробе, мкг/проба;  $M_0$  — естественное содержание тория в выделениях людей, не имевших с ним производственного контакта, мкг/проба\*;  $P$  — поправка на химический выход тория, доли;  $V$  — объем мочи, взятый на анализ, л.

**Построение градуировочного графика.** Для определения концентрации тория в пробе строят два градуировочных графика: один для интервала концентраций 0,1–1,0 мкг  $\text{Th}$ /проба; другой для концентраций 1,0–6,0 мкг  $\text{Th}$ /проба. Для приготовления стандартной шкалы, содержащей 0,1–1 мкг  $\text{Th}$  в 5 мл, в несколько пробирок наливают 0; 0,1; 0,2; 0,3; 0,4; 0,5; 0,6; 0,7; 0,8; 0,9; 1 мл стандартного раствора, содержащего 1 мкг тория в 1 мл 6 моль  $\text{HCl}$ . Разбавляют растворы 6 моль  $\text{HCl}$  до общего объема 4,6 мл; приливают 0,4 мл 0,05 % раствора арсеназо III, перемешивают и измеряют оптическую плотность на спектрофотометре или фотокolorиметре по отношению к раствору сравнения, который готовят из 4,6 мл 6 моль  $\text{HCl}$  и 0,4 мл арсеназо III. Аналогичным путем готовят стандартную шкалу, содержащую 1–6 мкг  $\text{Th}$  в 5 мл

\* $M_0$  определяют как среднее для лиц контрольной группы.

Таблица 3.1. Обработка результатов для построения градуировочного графика (форма таблицы)

Номер пробы	Содержание тория, мкг/4,6 мл (x)	Оптическая плотность y	x <sup>2</sup>	y <sup>2</sup>	xy
1					
2					
⋮					
⋮					
n	Σx (Σx) <sup>2</sup>	Σy	Σx <sup>2</sup>	Σy <sup>2</sup>	Σxy

(с интервалом через 1 мкг). Для этого используют стандартный раствор тория, содержащий 10 мкг Th в 1 мл 6 моль HCl.

Для повышения точности построения градуировочного графика готовят и измеряют по 5–10 параллельных проб для каждой концентрации стандартной шкалы и вычисляют среднее арифметическое значение оптической плотности. Для определения параметров градуировочного графика составляют таблицу (см. форму таблицы 3.1) и проводят соответствующие вычисления.

Параметры градуировочного графика определяют по формулам

$$a = \frac{\Sigma y \cdot \Sigma x^2 - \Sigma x \Sigma xy}{n \Sigma x^2 - (\Sigma x)^2}, \quad (3.13)$$

$$b = \frac{n \Sigma xy - \Sigma x \cdot \Sigma y}{n \Sigma x^2 - (\Sigma x)^2}. \quad (3.14)$$

Проводят градуировочную прямую, которую можно описать уравнением  $y = a + bx$ , если отложить по оси абсцисс концентрацию тория в мкг/проба (x), а по оси ординат – оптическую плотность (y), рассчитанную по приведенному выше уравнению. Для построения прямой достаточно рассчитать две точки.

Оценки точности результатов анализа. Ниже, на конкретном примере, показан путь оценки величины случайных ошибок измерения. Проведено два опыта, включающих в себя четыре измерения оптической плотности y. Среднее арифметическое  $y = 0,031$ .

Оптическая плотность	Отклонение от среднего арифметического y, 10 <sup>-3</sup>
0,033 .....	2,2
0,032 .....	1,2
0,030 .....	0,8
0,028 .....	2,8

Среднеквадратическая погрешность среднего арифметического значения оптической плотности анализируемой пробы равна

$$\sigma_y = \pm \sqrt{\frac{(2,2 \cdot 10^{-3})^2 + (1,2 \cdot 10^{-3})^2 + (0,8 \cdot 10^{-3})^2 + (2,8 \cdot 10^{-3})^2}{4 \cdot 3}} =$$

$$= \pm 0,001.$$

Число измерений  $n = 4$ ; число степеней свободы  $n - 1 = 3$ . Так как число измерений невелико ( $< 10$ ), используют критерий Стьюдента  $t_{p, n-1}$ . Согласно этому критерию, погрешность среднего равна  $t_{0,95; 3} \cdot \sigma_y = 3,2 \cdot 0,001 \approx 0,003$ . Окончательный результат измерений оптической плотности  $0,031 \pm 0,003 = 0,028 \div 0,034$  с достоверностью 95%. Соответствующее содержание тория в пробе, найденное по градуировочному графику, равно  $M = (0,40 \pm 0,03)$  мкг с достоверностью 95%.

Результаты анализа фоновых проб мочи следующие:

Оптическая плотность	Отклонение от среднего арифметического $y_{\Phi}, 10^{-3}$
0,007 .....	3,5
0,011 .....	0,5
0,013 .....	2,5
0,011 .....	0,5

Среднее арифметическое  $y_{\Phi} = 0,011$ . Среднеквадратическая погрешность среднего арифметического значения оптической плотности фоновых проб мочи равна

$$\sigma_{\Phi} = \pm \sqrt{\frac{(3,5 \cdot 10^{-3})^2 + (0,5 \cdot 10^{-3})^2 + (2,5 \cdot 10^{-3})^2 + (0,5 \cdot 10^{-3})^2}{4 \cdot 3}} = \pm 0,001.$$

Так как число измерений  $n = 4$ , число степеней свободы  $n - 1 = 3$ , то согласно критерию Стьюдента

$$t_{0,95; 3} \cdot \sigma_{\Phi} = 3,2 \cdot 0,001 = 0,003.$$

Окончательный результат измерений оптической плотности фоновой пробы:  $0,011 \pm 0,003 = 0,008 \div 0,014$  с достоверностью 95%. Содержание тория в фоновой пробе ( $V = 500$  мл: 3,26) по графику соответствует  $M_0 = (0,15 \pm 0,05)$  мкг. Отсюда содержание тория в измеряемой пробе за вычетом фона

$$M - M_0 = (0,40 - 0,15) \pm \sqrt{(0,03)^2 + (0,05)^2} = (0,25 \pm 0,06) \text{ мкг.}$$

Относительная погрешность определения

$$f_{M-M_0} = \pm \frac{0,06 \cdot 100}{0,25} = \pm 24\%.$$

Поправка на химический выход тория равна 0,78. Относительная погрешность определения поправки на химический выход составляет  $f_p = \pm 14\%$  с достоверностью 95%. Относительная погрешность определения концентрации тория равна

$$f_c = \pm \sqrt{f_{M-M_0}^2 + f_p^2} = \pm \sqrt{24^2 + 14^2} = \pm 28\%.$$

**Приложение. Определение концентрации кальция в анализируемой моче.** Кальций, содержащийся в минерализованной пробе мочи, осаждают избытком оксалата аммония из буферного раствора ацетата аммония при  $pH = 4,5 \div 5,0$ . Осадок растворяют в разбавленной серной кислоте и освобожденную щавелевую кислоту определяют перманганатным титрованием. Необходимые приборы и оборудование указаны на с. 99, 100.

**Необходимые материалы, реактивы из их приготовление.** 1. Стандартный раствор кальция с концентрацией 2 мг/мл. Растворяют 5,004 г  $CaCO_3$  в мерной колбе на 1 л, прибавляют воду, содержащую 12 мл концентрированной  $HNO_3$ , и доводят объем до метки. Указанного количества кислоты достаточно для предупреждения образования осадка  $Ca(OH)_2$ . Раствор заливают сверху толуолом для предотвращения образования плесени.

2. Перманганат калия (концентрированный раствор): 6,900 г  $KMnO_4$  растворяют в 1 л воды.

3. Разбавленный раствор  $KMnO_4$ : растворяют 1 часть концентрированного раствора в 9 частях воды.

4. Индикатор метиловый красный. Растворяют 10 мг индикатора в 60 мл 95%-ного этилового спирта и разбавляют водой до 100 мл.

5. Промывной раствор: 5–10 капель  $NH_4OH$  прибавляют к 1 л воды и перемешивают раствор.

6. Серная кислота, разбавленный раствор (1:9).

7. Уксусная кислота, разбавленный раствор (1:4).

8. Аммиак водный, разбавленный раствор (1:4).

Остальные необходимые реактивы указаны на с. 100.

**Ход анализа.** 1. Минерализуют 60 мл мочи смесью 3 мл концентрированной  $HNO_3$  и 1 мл 30%  $H_2O_2$ . Выпаривают раствор досуха и снова обрабатывают смесью кислоты и перекиси до получения остатка белого цвета. Затем растворяют остаток в 50 мл 1 моль  $HNO_3$  при нагревании.

2. Переносят аликвоты по 5 мл в центрифужные стеклянные пробирки (см. рис. 3.9).

3. Прибавляют по 4 мл уксусной кислоты и по 3 мл насыщенного раствора щавелевой кислоты. Перемешивают.

4. Прибавляют по 7–10 капель метилового красного и капля за каплей  $NH_4OH$  1:4 до щелочной реакции по метиловому красному (желтое окрашивание). Если метиловый красный добавить перед внесением насыщенного раствора щавелевой кислоты, может произойти

изменение окраски пробы на коричневую. Если  $\text{NH}_4\text{OH}$  прибавлять слишком быстро, в области приливания может выпасть осадок гидроксида кальция, что недопустимо.

5. Прибавляют несколько капель уксусной кислоты для ослабления кислотности раствора по метиловому красному (оранжевое окрашивание). Оставляют на ночь.

6. Отделяют осадок центрифугированием, маточник отбрасывают.

7. Моют осадок 10 мл промывного раствора аммиака. Помещают на 1 ч в горячую водяную баню.

8. Охлаждают, отделяют осадок центрифугированием. Надосадочную жидкость отбрасывают. Осадок высушивают на воздухе при комнатной температуре.

9. Растворяют осадок в 1 мл  $\text{H}_2\text{SO}_4$ . Раствор подогревают, чтобы облегчить растворение.

10. Титруют полученный раствор разбавленным раствором  $\text{KMnO}_4$  до слабо-розовой окраски. Если проба побурела, то ее отбрасывают и анализ повторяют.

Для более точного определения кальция в моче необходимо провести через анализ не менее двух проб мочи и двух проб, содержащих по 1 мл стандартного раствора кальция. Объем раствора перманганата калия  $A$ , который идет на титрование 1 мл стандартного раствора кальция, эквивалентен 2 мг кальция.  $A/2$  — объем раствора  $\text{KMnO}_4$ , который идет на титрование 1 мг Са, мл.

*Пример.* Пусть на титрование пробы мочи пошло  $x$  мл  $\text{KMnO}_4$ , тогда в 60 мл мочи содержится  $(10 \cdot x : A/2)$  мг Са. В 500 мл мочи (т.е. в объеме, используемом для анализа на Th) содержится  $\frac{10\,000 \cdot x}{60A}$  мг Са.

**Определение в кале.** Метод позволяет определять природный торий в кале с чувствительностью 0,4 мкг Th/проба и выше. Погрешность на границе чувствительности равна 25% с достоверностью 95%. Химический выход тория составляет в среднем  $(82 \pm 10)\%$ . За один рабочий день исполнитель может провести три анализа.

**Принцип метода.** Пробу кала минерализуют серной, азотной, хлорной кислотами. Затем торий осаждают с оксалатом кальция при  $\text{pH} = 2,2 \div 2,8$ . Осадок растворяют в соляной кислоте и определяют торий спектрофотометрически в виде комплекса с арсеназо III.

**Необходимые приборы и оборудование.** 1. Колбы Бунзена на 500 мл.

2. Воронки Бюхнера.

3. Колбы Эрленмейера на 500 мл.

4. Стаканы химические на 300 и 50 мл.

5. Пипетки на 0,2; 1; 2; 5 мл.

Остальные необходимые приборы и оборудование указаны на с. 99.

**Необходимые материалы, реактивы и их приготовление.** 1. Концентрированная серная кислота.

2. Хлорная кислота 4 моль\*.

3. Шавелевая кислота 2 моль.

Остальные необходимые материалы и реактивы указаны на с. 100.

Ход анализа. 1. 10 г кала помещают в стакан на 300 мл, добавляют 15 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$ , 35 мл 4 моль  $\text{HClO}_4$  и тщательно перемешивают.

2. стакан с содержимым ставят на плитку, покрытую асбестированной сеткой, и нагревают в течение 30–40 мин. После исчезновения пены возвращают с помощью стеклянной палочки непрореагировавшие частицы со стенок стакана в кислоту. Палочку из стакана не вынимать!

3. Приливают 15 мл концентрированной  $\text{H}_2\text{SO}_4$  и снова нагревают. При почернении пробы приливают по каплям  $\text{HNO}_3$ . Минерализацию продолжают до тех пор, пока в стакане останется приблизительно 5 мл жидкости. Минерализат должен иметь светло-желтый цвет и содержать нерастворимый остаток кремнезема. Процесс минерализации длится 2,5–3 ч.

4. Дают минерализату остыть и с помощью 550 мл воды переносят в колбу, тщательно ополоснув стакан и палочку водой.

5. Добавляют 10 мл горячего раствора шавелевой кислоты. Осторожно приливают аммиак небольшими порциями (всего около 10–20 мл), периодически измеряя pH с помощью индикаторной бумаги или pH-метра. Доводят его до 2,2–2,8.

6. Вносят в колбу 2 мл раствора  $\text{CaCl}_2$  и перемешивают до начала образования осадка. Если осадок долго не выпадает, можно добавить раствор  $\text{NH}_4\text{OH}$ , но следить, чтобы pH не превышал 2,8.

7. Колбу с содержимым оставляют на несколько часов, лучше на ночь. Затем осадок отфильтровывают под вакуумом через фильтр "синяя лента" и промывают 5 раз разбавленным раствором шавелевой кислоты с pH = 2,5.

8. Осадок растворяют на фильтре в 20 мл 6 моль  $\text{HCl}$ , собирая раствор в стакан на 50 мл. При этом на фильтре остается нерастворившийся осадок кремнезема, который отбрасывают.

9. Отбирают 4,6 мл полученного раствора в пробирку, добавляют 0,4 мл арсеназо III и тщательно перемешивают раствор палочкой.

10. Измерение оптической плотности окрашенного раствора проводят на спектрофотометре или фотокалориметре, как это описано на с. 000. В качестве раствора сравнения используют раствор, полученный при добавлении 1 мл  $\text{CaCl}_2$  и 0,4 мл арсеназо III к 3,6 мл 6 моль  $\text{HCl}$ .

11. Количество тория в пробе определяют по градуировочному графику (см. п. на с. 102).

12. Концентрацию тория в кале (г Th/г) рассчитывают по формуле

---

\*О предосторожностях при работе с хлорной кислотой см. на с. 60.

$$C = \frac{4,35 \cdot (M - M_0)}{K \cdot P \cdot 10^6}, \quad (3.15)$$

где  $M$  — количество тория в измеряемой пробе, мкг/проба;  $M_0$  — естественное содержание тория в выделениях людей, не имевших с ним производственного контакта, мкг/проба;  $K$  — навеска кала, взятая на анализ, г;  $P$  — поправка на химический выход, доли.

### УРАН

Природный уран представляет собой смесь трех изотопов:  $^{238}\text{U}$  (99,285%),  $^{235}\text{U}$  (0,71%) и  $^{234}\text{U}$  (0,005%). Уран-238 является родоначальником семейства урана-радия;  $^{235}\text{U}$  — родоначальником семейства актиния. Все три изотопа, входящие в состав природного урана, — долгоживущие  $\alpha$ -излучатели:

$$^{238}\text{U} : E_{\alpha} = 4,18 \text{ МэВ}, T = 4,51 \cdot 10^9 \text{ лет};$$

$$^{235}\text{U} : E_{\alpha} = 4,40 \text{ МэВ}, T = 7,13 \cdot 10^8 \text{ лет};$$

$$^{234}\text{U} : E_{\alpha} = 4,77 \text{ МэВ}, T = 2,48 \cdot 10^5 \text{ лет}.$$

Всего в настоящее время известно 14 изотопов урана;  $^{235}\text{U}$  способен делиться под действием медленных нейтронов; его, как и  $^{239}\text{Pu}$ , используют для получения ядерной энергии. Обогащение  $^{235}\text{U}$  проводят с помощью таких методов, как газовая диффузия, электромагнитная сепарация и др.

Методы определения природного урана в моче описаны в [17, 35]; определение обогащенного урана в экскрементах и мягких тканях — в [17], а также на с. 73 и 79.

Определение урана обогащенного, плутония и трансплутониевых элементов (ТПЭ) (америций, кюриев, калифорний) в моче. Метод позволяет определять обогащенный уран, плутоний и сумму изотопов америция, кюрия и калифорния, обладающих близкой радиотоксичностью, в пробах мочи при наличии в организме первого — на уровне 0,02 ДСА и остальных на уровне ДСА и выше (табл. 3.2).

Один исполнитель может провести четыре анализа за 5 рабочих дней.

Если известно, что в анализируемой моче присутствуют только ТПЭ или только ТПЭ и плутоний, метод исследования значительно упрощается и ускоряется (см. ниже).

Принцип метода. Уран, плутоний и ТПЭ концентрируют из мочи на осадке фосфатов кальция и магния. Осадок растворяют и проводят экстракцию радионуклидов раствором ди(2-этилгексил)фосфорной кислоты в толуоле. Затем резкстрагируют америций, кюриев и калифорний соляной кислотой и соосаждают с фосфатом висмута. Плутоний и уран, оставшиеся в органической фазе, извлекают раствором карбо-

Таблица 3.2. Химические выходы и коэффициенты очистки нуклидов при анализе мочи

Радионуклид	Химический вывод	Коэффициент очистки		
		от урана	от плутония	от ТПЭ
Плутоний	70 ± 4	70	—	78
Обогащенный уран	67 ± 2	—	33	32
ТПЭ (Am, Cm, Cf)	76 ± 2	76	28	—

ната аммония. Карбонатную фазу разрушают, остаток растворяют в кислоте и выделяют плутоний с фосфатом висмута. Уран восстанавливают до U (IV) и соосаждают с фторидом лантана. Активность  $\alpha$ -излучения всех препаратов измеряют в слое твердого сцинтиллятора.

**Необходимые приборы и оборудование.** 1. pH-метр.

2. Весы аналитические.

3. Весы теххимические.

4. Баня водяная.

5. Набор ареометров.

6. Стаканы химические термостойкие на 50, 100, 1000 мл.

7. Воронки делительные на 250 мл.

8. Колбы мерные на 100, 250, 500, 1000 мл.

Остальные необходимые приборы и оборудование указаны на с. 62.

**Необходимые материалы, реактивы и их приготовление.** 1. Ди (2-этилгексил) фосфорная кислота (Д2ЭГФК), 20 % (по объему) раствор в толуоле. Об очистке Д2ЭГФК см. с. 61.

2. Серная кислота 0,3 моль.

3. Соляная кислота 1, 6, и 9 моль.

4. Азотная кислота концентрированная и 1 моль.

5. Раствор азотнокислого висмута. О приготовлении см. с. 53, п. 8.

6. Раствор однозамещенного фосфата натрия. О приготовлении см. с. 53, п. 9.

7. Раствор аммония углекислого (4 моль): 156 г  $(\text{NH}_4)_2\text{CO}_3$  растворяют в 400 мл 25%-ного раствора аммиака и разбавляют водой до 500 мл.

8. Фтористо-водородная кислота 0,5 и 4 моль.

9. Промывная жидкость. К 5 мл концентрированного  $\text{NH}_4\text{OH}$  добавляют 20 мл раствора  $\text{NaH}_2\text{PO}_4$  и доводят водой объем до 1000 мл

10. Толуол.

Остальные необходимые материалы и реактивы указаны — на с. 62, 63, 74, 75.

**Ход анализа.** 1. 500 мл мочи помещают в стакан, добавляют 10 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  и нагревают до кипения. Кипятят несколько

минут. Затем медленно, при перемешивании добавляют концентрированный раствор  $\text{NH}_4\text{OH}$  до начала выпадения осадка и небольшой избыток сверх того. Оставляют раствор с выпавшим осадком стоять не менее 2 ч или лучше в течение ночи.

2. Декантируют раствор и отделяют осадок окончательно центрифугированием. Жидкую фазу отбрасывают.

3. Осадок растворяют в 10 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  и переносят в стакан, где осаждали фосфаты. Пробирку промывают дважды концентрированной  $\text{HNO}_3$ , используя каждый раз по 5 мл кислоты, и добавляют смыв к основному раствору.

4. Раствор упаривается на электроплитке до объема около 5 мл, добавляют 2 мл  $\text{H}_2\text{O}_2$  и далее, не допуская разбрызгивания, выпаривают до влажных солей. Повторяют операцию обработки остатка концентрированной  $\text{HNO}_3$  и  $\text{H}_2\text{O}_2$  до тех пор, пока остаток станет белым.

5. Приливают в стакан 10 мл воды и выпаривают досуха.

6. Остаток растворяют при нагревании в 100 мл 0,3 моль  $\text{H}_2\text{SO}_4$ . Раствор сливают в стакан на 200 мл и охлаждают.

7. Доводят pH раствора до 2,5 (на pH-метре) с помощью концентрированного  $\text{NH}_4\text{OH}$  (около 5 мл).

8. Раствор переливают в делительную воронку на 250 мл и встряхивают с 30 мл 20%-ного раствора Д2ЭГФК в толуоле в течение 5 мин.

9. После разделения слоев водную фазу переливают в другую воронку и экстрагируют еще раз в течение 5 мин 30 мл Д2ЭГФК. Затем водную фазу отбрасывают, а две органические объединяют в делительной воронке.

10. Для выделения америция, кюрия и калифорния встряхивают объединенную органическую фазу с 30 мл 9 моль  $\text{HCl}$  в течение 5 мин. После разделения слоев водную фазу переливают в другую делительную воронку, а к органической добавляют еще 20 мл 9 моль  $\text{HCl}$  и повторяют реэкстракцию.

11. Водные фазы объединяют и промывают 10 мл Д2ЭГФК, которую сливают с объединенной органической фазой (п. 9) и сохраняют (п. 18).

12. Солянокислый раствор (см. п. 11) переливают в стакан на 100 мл и выпаривают досуха.

13. Остаток обрабатывают концентрированной  $\text{HNO}_3$  и  $\text{H}_2\text{O}_2$  порциями 2 и 0,5 мл соответственно до тех пор, пока он станет белым.

14. Полученный остаток растворяют в 6 мл 1 моль  $\text{HNO}_3$  при нагревании и переливают в центрифужную пробирку. Стакан обмывают 1,5 мл 1 моль  $\text{HNO}_3$  при нагревании и кислоту переносят в ту же пробирку.

15. Добавляют в пробирку 1 мл раствора  $\text{Bi}(\text{NO}_3)_3$  и 5 мл раствора  $\text{NaH}_2\text{PO}_4$ . Выдерживают на горячей водяной бане в течение 10 мин.

16. Осадок отделяют центрифугированием. Промывной раствор сохраняют для дальнейшего анализа (см. п. 28).

17. Промывают осадок 10 мл промывной жидкости и отделяют центрифугированием. Промывные воды отбрасывают.

Далее выполняют пп. 16–19 метода определения калифорния в моче (см. с. 55, 56), что позволяет рассчитать суммарную  $\alpha$ -активность америкия, кюрия и калифорния в суточном количестве мочи.

18. Органическую фазу (см. п. 11) промывают 5 раз водой, используя каждый раз по 30 мл воды. Последняя порция промывной воды должна иметь  $\text{pH} = 4\text{--}5$ . Промывные воды отбрасывают.

19. К органической фазе добавляют 45 мл 4 моль раствора карбоната аммония и резкстрагируют плутоний и уран, энергично встряхивая делительную воронку в течение 10 мин. Отделяют водную фазу.

20. К органической фазе добавляют 25 мл раствора 4 моль  $(\text{NH}_4)_2\text{CO}_3$  и повторяют резкстракцию в течение 10 мин. Органическую фазу отбрасывают.

21. Объединенную водную фазу переливают в стакан на 100 мл и выпаривают досуха.

22. Остаток растворяют в 2 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$  при нагревании, добавляют 1 мл  $\text{H}_2\text{O}_2$  и, не допуская разбрызгивания, выпаривают до влажных солей. Эту операцию повторяют до тех пор, пока остаток станет белым.

23. Полученный остаток растворяют в 6 мл 1 моль  $\text{HNO}_3$  при нагревании и переливают в центрифужную пробирку. Стакан обмывают 1,5 мл 1 моль  $\text{HNO}_3$  при нагревании и кислоту переливают в ту же пробирку.

24. Добавляют в пробирку 1 мл раствора  $\text{Vl}(\text{NO}_3)_3$  и 5 мл раствора  $\text{NaH}_2\text{PO}_4$ . Выдерживают на горячей водяной бане в течение 10 мин.

25. Осадок отделяют центрифугированием. Промывной раствор сохраняют для дальнейшего анализа (см. п. 28).

26. Осадок промывают 10 мл промывной жидкости. Промывной раствор сливают.

27. Проводят пп. 16–19 метода определения калифорния в моче (с. 55, 56), что дает возможность рассчитать активность плутония в суточном количестве мочи. Химический выход плутония принимают равным 0,7.

28. Маточные растворы объединяют (см. пп. 16 и 25), помещают в полиэтиленовую центрифужную пробирку, добавляют при помешивании раствор аммиака до  $\text{pH} = 2,0\text{--}2,5$  по индикаторной бумаге (приблизительно 1 мл).

29. Добавляют каплями 0,2 мл 15%-ного раствора  $\text{TiCl}_3$ . Если цвет выделяющегося при этом осадка не станет отчетливо фиолетовым, то добавляют еще несколько капель. Пробирку оставляют на 15 мин, время от времени осторожно ее встряхивая. Осадок отделяют центрифугированием, маточный раствор отбрасывают.

30. К осадку добавляют 1 мл 6 моль  $\text{HCl}$ . Приливают по каплям при перемешивании 1 мл 4 моль  $\text{HF}$ , а затем 8 мл воды. При этом осадок должен раствориться.

31. В пробирку приливают 2 мл раствора  $\text{La}(\text{NO}_3)_3$  и 1 мл концентрированной  $\text{HF}$ . Перемешивают полиэтиленовой палочкой и оставляют стоять 10 мин. Осадок отделяют центрифугированием, маточник отбрасывают.

32. Осадок промывают сначала 10 мл 0,5 моль  $\text{HF}$ , а затем 10 мл спирта 1:1.

33. Прибавляют к осадку 200 мг светосостава и перемешивают. С помощью 10 мл спирта в несколько приемов переносят смесь в счетную кювету и высушивают при 80–90 °С. Сухой остаток посыпают сверху 200–300 мг светосостава.

34. Измеряют скорость счета выделенного препарата урана и рассчитывают активность радионуклида в суточном количестве мочи по формуле (3.2). Химический выход урана принимают равным 0,67.

Оценку точности результатов анализа проводят так, как это указано на с. 58, 59.

**Приложение.** Если анализируемая моча содержит лишь плутоний и ТПЭ, коэффициент очистки трансплутониевых элементов от плутония может быть увеличен в 7 раз окислением последнего до шестивалентного состояния. При этом ход анализа будет выглядеть следующим образом.

1. Белый осадок, полученный в п. 13 раздела "Ход анализа", растворяют в 5 мл 2 моль  $\text{HNO}_3$  и переносят в центрифужную пробирку. Стакан промывают 5 мл той же кислоты и присоединяют смыв к основному раствору.

2. В пробирку приливают 10 мл насыщенного раствора  $\text{K}_2\text{Cr}_2\text{O}_7$  и ставят на 1 ч на кипящую водяную баню.

3. В пробирку добавляют 1 мл раствора  $\text{Bi}(\text{NO}_3)_3$  и 5 мл раствора  $\text{NaN}_2\text{PO}_4$ . Выдерживают на бане еще 10 мин и отделяют осадок центрифугированием. Маточник отбрасывают.

Далее проделывают п. 17 раздела "Ход анализа".

При этом химический выход ТПЭ понизится до 60%, но и количество плутония, захваченное осадком  $\text{BiPO}_4$ , снизится до 0,3%, а  $K_{04}$  составит около 200.

### ФОСФОР-32

Для оценки доз быстрых нейтронов при аварийном облучении человека можно использовать определение активности  $^{32}\text{P}$  в пробах волос [36]. Фосфор-32 является  $\beta$ -излучателем с максимальной энергией частиц  $E_\beta = 1,71$  МэВ и периодом полураспада  $T = 14,3$  сут.

Содержание серы в человеческих волосах сравнительно постоянно; фосфор в них фактически отсутствует. Это позволяет использовать волосы в качестве порогового детектора при изменении дозы нейтронов с энергией выше 2,5 МэВ, так как при этом происходит реакция  $^{32}\text{S}(n, p)^{32}\text{P}$ .

**Определение в пробах волос.** Метод позволяет определять  $^{32}\text{P}$  в волосах при содержании 9 Бк/г и выше. На пороге чувствительности относительная средняя квадратическая погрешность составляет 30%, если время измерения активности равно 150 мин. Химический выход фосфора составляет  $(80 \pm 3)\%$ . Метод является достаточно селективным. На один анализ (две параллельные пробы) требуется 6–7 ч.

**Принцип метода.** Фосфор выделяют из азотнокислого раствора пробы волос в виде фосфомолибдата аммония. Осадок растворяют в аммиаке и фосфор осаждают магниезальной смесью, наносят на мишень в виде фосфата магния и аммония и высушивают. Активность полученного осадка измеряют на низкофоновой установке.

**Необходимые приборы и оборудование.** 1. Радиометрическая установка с малым фоном.

2. Образцовый источник  $^{90}\text{(Sr-Y)}$ .

3. Весы аналитические.

4. Сушильный шкаф.

5. Центрифуга.

6. Электроплитка.

7. Колбы конические на 100–150 мл.

8. Стаканы химические на 50, 100 мл.

9. Подложки металлические для измерения радиоактивности ( $\phi = 28$  мм, глубина 6,5 мм).

**Необходимые материалы, реактивы и их приготовление.** 1. Шампунь.

2. Этиловый спирт, 96%-ный раствор.

3. Фосфор-носитель, 3,8 мг P/мл. Навеску 1,91 г  $\text{NaH}_2\text{PO}_4 \cdot 2\text{H}_2\text{O}$  растворяют в воде и разбавляют до 100 мл.

4. Азотная кислота концентрированная и 2%-ная.

5. Хлорная кислота 50–70%-ная.

6. Бромфеноловый синий; 0,1 г индикатора растворяют в 20%-ном этиловом спирте и разбавляют водой до 100 мл.

7. Раствор аммиака концентрированный 1:1; 1:2; 1:20.

8. Аммоний молибденовокислый. Растворяют 50 г  $(\text{NH}_4)_6\text{Mo}_7\text{O}_{24} \cdot x \cdot 4\text{H}_2\text{O}$  в воде и разбавляют до 500 мл.

9. Лимонная кислота кристаллическая.

10. Магниезальная смесь. Растворяют 50 г  $\text{MgCl}_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$  и 100 г  $\text{NH}_4\text{Cl}$  в 100 мл воды, прибавляют раствор концентрированного аммиака до запаха, оставляют на ночь и, если выпадает осадок, отделяют его фильтрованием. Затем раствор разбавляют водой до 1 л. Хранят в сосуде с притертой пробкой.

**Ход анализа.** 1. Пробы волос, срезанные с различных частей тела (с головы, груди, рук, ног и т.д.) промывают шампунем, затем водой и спиртом. Высушивают в сушильном шкафу при 40–60 °С.

2. Помещают 1 г волос в коническую колбу, приливают 0,5–1,0 мл фосфора-носителя, 5 мл концентрированной азотной и 5 мл хлорной кислот.

3. Нагревают на слабом огне 20 мин. При этом выделяются бурые пары окислов азота и волосы растворяются.

4. Колбу нагревают на сильном огне до появления белых паров хлорной кислоты. При этом содержимое колбы обесцвечивается. Если затем наблюдается окрашивание раствора, нагревание продолжают до обесцвечивания. При необходимости обрабатывают небольшим дополнительным количеством  $\text{HNO}_3$ .

5. После охлаждения в колбу приливают 15 мл воды, доводят до кипения и кипятят 5 мин, добавляют еще 30 мл воды и 3–5 капель бромфенолового синего (цвет раствора желтый). Затем добавляют в раствор концентрированный  $\text{NH}_4\text{OH}$  до появления сине-фиолетовой окраски.

6. Нагревают до 40–50 °С, добавляют 7,5–15 мл раствора молибдата аммония, перемешивают и приливают 5–10 мл концентрированной  $\text{HNO}_3$ . Снова нагревают раствор при помешивании до 40–50 °С и дают постоять 1–4 ч.

7. Раствор с осадком переносят в центрифужную пробирку, отделяют осадок центрифугированием, раствор отбрасывают. Осадок промывают 2 раза 2%-ной  $\text{HNO}_3$ .

8. Осадок растворяют в минимальном объеме  $\text{NH}_4\text{OH}$  (1:2). К раствору добавляют 5 мл воды и 0,1 г лимонной кислоты. Если полученный раствор непрозрачен, его центрифугируют.

9. Раствор переносят в стакан, прибавляют 5–10 мл магниальной смеси, перемешивают и приливают по каплям  $\text{NH}_4\text{OH}$  (1:1) до тех пор, пока перестанет растворяться образующийся осадок.

10. Добавляют еще 5–10 мл  $\text{NH}_4\text{OH}$  и содержимое стакана переливают в центрифужную пробирку.

11. После центрифугирования осадок фосфата магния и аммония промывают 2–3 раза  $\text{NH}_4\text{OH}$  (1:20) и спиртом, а затем переносят с помощью небольших порций спирта на подложку, на дно которой предварительно кладут кружок из фильтровальной бумаги. Осадок высушивают при 80–100 °С.

12. Измеряют активность осадка на малофоновой установке с торцовым счетчиком.

13. Активность  $^{32}\text{P}$  в волосах рассчитывают по следующей формуле:

$$A = \frac{I - I_{\text{ф}}}{P \cdot \epsilon \exp(-\lambda t)}, \quad (3.16)$$

где  $A$  – активность  $^{32}\text{P}$  в 1 г волос в момент аварии, расп./мин·г;  $I$  – скорость счета выделенного препарата совместно с фоном установки, имп./мин;  $I_{\text{ф}}$  – скорость счета фона установки, имп./мин;  $P$  – химический выход фосфора, равный 0,8, доли;  $\epsilon$  – эффективность счета, доли (см. п. 2 Приложения);  $\exp(-\lambda t)$  – фактор, учитывающий распад  $^{32}\text{P}$  в промежутке между моментом аварии и серединой времени счета препарата;  $\lambda$  – постоянная распада  $^{32}\text{P}$ , равная  $[0,693/(14,3 \cdot 24)] \text{ч}^{-1}$ ;

$t$  — время между моментом аварии и серединой времени счета препарата, ч. Оценку точности результата анализа проводят так, как это описано на с. 58, 59.

Приложение. 1. Калибровку малофоновой установки с торцовым счетчиком для измерения  $\beta$ -излучения производят следующим образом. В осадок фосфата магния и аммония в момент его переноса на подложку\* добавляют определенный объем калиброванного раствора  $^{32}\text{P}$  с общей активностью  $A$ , расп./мин, хорошо перемешивают и высушивают. Измеряют скорость счета препарата и рассчитывают эффективность регистрации  $^{32}\text{P}$  в данных условиях.

2. Для постоянного контроля за эффективностью счета установки одновременно с пробой измеряют заводской эталон  $^{90}(\text{Sr}-\text{Y})$ . Полученное значение скорости счета эталона служит для оценки стабильности эффективности радиометрической установки. Например, сначала эффективность счета была равна 0,26, при этом заводской эталон  $^{90}(\text{Sr}-\text{Y})$  давал 700 имп./мин. В дальнейшем эталон стал давать 500 имп./мин. Это значит, что эффективность счета установки уменьшилась в  $700/500 = 1,4$  раза и стала равной 0,19.

3. Считаая, что в человеческих волосах содержится 5% серы, для нейтронов с энергией более 2,5 МэВ можно определить перенос

$$\Phi = (1,5 \pm 0,2) 10^8 \text{ А нейтр./см}^2. \quad (3.17)$$

Для этих нейтронов керма

$$K = (3,8 \pm 0,5) 10^{-11} \Phi \approx (5 \pm 1) 10^{-3} \text{ А} \cdot \text{Гр}. \quad (3.18)$$

#### **Глава 4. ИНТЕРПРЕТАЦИЯ РЕЗУЛЬТАТОВ АНАЛИЗА БИОЛОГИЧЕСКИХ ПРОБ. ОЦЕНКА СОДЕРЖАНИЯ НУКЛИДА В ОРГАНИЗМЕ И СОЗДАВАЕМОЙ ИМ ДОЗЫ ИЗЛУЧЕНИЯ**

Из материала, приведенного выше, видно, что для прижизненной оценки внутреннего облучения необходимо следующее:

знать время, путь, характер и длительность поступления, а также поведение в организме интересующего нуклида или его соединения; располагать программами сбора биопроб у обследуемых;

выполнить радиохимический анализ соответствующих проб, используя метод, позволяющий надежно определять такое количество нуклида, которое соответствует содержанию его в организме на уровне 10%

\* Подложки, используемые для определения эффективности счета установки и для измерения активности проб, должны быть изготовлены из одного и того же материала и иметь одинаковые размеры и форму.

ДСА. Для этого, в частности, необходимо располагать высокочувствительными измерительными установками;

зная закон выведения нуклида, оценить его содержание в организме и дозу облучения органов преимущественного депонирования; сравнить результаты с установленными нормативами [1].

Для интерпретации результатов анализа экскрементов необходимо понимание метаболизма радионуклидов и их соединений. Радионуклид начинает принимать участие в метаболических процессах с момента, когда он всосался во внеклеточную жидкость. Внеклеточная жидкость является основным носителем, с помощью которого транспортабельные вещества переносятся из одной части организма в другую. Из внеклеточной жидкости часть нуклида удаляется по всем путям в совокупности (через почки, печень, кишечник, кожу и легкие), а часть откладывается в органах и тканях (см. рис. 1.7).

Вскоре после попадания транспортабельного соединения нуклида в организм начинается его перенос из внеклеточной жидкости в орган депонирования. При этом концентрация нуклида во внеклеточной жидкости снижается. Затем начинает преобладать обратный процесс — перенос радионуклида из органа депонирования во внеклеточную жидкость. Такая картина наблюдается для большинства радиоактивных веществ, но не для всех. Например, тритий и соединения полония слабо концентрируются в любой ткани, и их количество во внеклеточной жидкости экспоненциально снижается в течение довольно длительного периода времени.

Как будет видно из дальнейшего, выведение нуклидов, которые довольно равномерно распределяются в организме и быстро из него выводятся, например, трития, описывается экспоненциальным законом. Это значит, что при однократном и даже хроническом поступлении наблюдается постоянное соотношение между скоростью выведения и содержанием радиоактивного вещества и организме на протяжении всего периода работы с ним, каким бы долгим этот период ни был. Остеотропные радионуклиды, т.е. вещества, откладывающиеся в костной ткани (например,  $^{239}\text{Pu}$ ), выводятся из организма очень медленно. Их экскреция удовлетворительно описывается степенным законом, следовательно, отсутствует постоянное соотношение между скоростью выведения нуклида и его содержанием в организме даже после однократного поступления. Это соотношение уменьшается со временем. Тем не менее в течение определенного периода после поглощения нуклида скорость его экскреции с мочой можно грубо приближенно считать постоянной. Тогда приближенную оценку нагрузки радионуклида на организм можно сделать с помощью данных табл. 4.1.

Для оценки содержания радиоактивного вещества в организме обследуемого сначала устанавливают величину суточной экскреции вещества через почки. Поскольку сбор и анализ суточного диуреза представляет определенные трудности, часто вместо этого определяют содержа-

Таблица 4.1. Закономерности выведения некоторых радионуклидов из организма с мочой [17]

Нуклид	Растворимые (транспортабельные) соединения				Нерастворимые (нетранспортабельные) соединения			
	ОПД	А	Б	В	ОПД	А	Б	В
$^3\text{H}$	Все тело	$4,7 \cdot 10^7$	4,2	$1,9 \cdot 10^6$	—	—	—	—
$^{90}\text{Sr}$	Костная ткань	$7,4 \cdot 10^4$	0,1 (30 ÷ 200 сут)	74	Легкие	$2,8 \cdot 10^4$	0,1	28
$^{137}\text{Cs}$	Все тело	$1,2 \cdot 10^6$	0,5 (20 ÷ 100 сут)	$6,0 \cdot 10^3$	— „ —	$7,4 \cdot 10^4$	—	—
$^{210}\text{Pb}$	Костная ткань	$7,0 \cdot 10^3$	0,02 (100 ÷ 200 сут)	1,4	— „ —	$5,9 \cdot 10^2$	—	—
$^{210}\text{Po}$	Селезенка	40,7	0,2	$8,1 \cdot 10^{-2}$	— „ —	$2,7 \cdot 10^2$	—	—
$^{226}\text{Ra}$	Костная ткань	$1,9 \cdot 10^3$	0,01 (100 ÷ 200 сут)	$1,9 \cdot 10^{-1}$	— „ —	$1,3 \cdot 10^2$	—	—
Th природный	То же		0,01 (30 ÷ 100 сут)		— „ —	$1,0 \cdot 10^2$	—	—
U природный	Почки	22,9 (0,92 мг)	0,4 (30 ÷ 50 сут)	$9,2 \cdot 10^{-2}$	Легкие	$3,2 \cdot 10^2$ (13 мг)	0,1–0,2	0,3–0,6
U природный	Костная ткань	$8,9 \cdot 10^2$ (36 мг)	0,4 (30 ÷ 60 сут)	3,6	— „ —	—	—	—
U обогащенный	То же	$8,5 \cdot 10^2$	0,4 (30 ÷ 60 сут)	3,4	— „ —	$3,0 \cdot 10^2$	0,1–0,2	0,3–0,6
$^{239}\text{Pu}$	— „ —	$7,4 \cdot 10^2$	0,01 (30 ÷ 100 сут)	$7,4 \cdot 10^{-2}$	— „ —	$3,0 \cdot 10^2$	0,005	$1,5 \cdot 10^{-2}$
$^{241}\text{Pu}$	— „ —	$1,4 \cdot 10^4$	0,01 (30 ÷ 100 сут)	1,4	— „ —	$3,0 \cdot 10^5$	—	—

Примечание. ОПД – орган преимущественного депонирования нуклида; А – допустимая нагрузка на орган, Бк; Б – приблизительная доля нагрузки на орган, выводимая с мочой за 1 сут, %; В – приблизительная активность нуклида, выводимая с мочой за 1 сут при допустимой нагрузке на орган, Бк. В скобках приведены специфические интервалы времени между сборами проб. Хотя скорость экскреции не изменяется быстро в указанные периоды, выбранные значения все же являются приближенными.

ние креатинина в моче. Креатинин — нормальная составляющая часть мочи, экскретируется на протяжении суток довольно равномерно (см. с. 169). Установление содержания креатинина в анализируемой пробе дает возможность определить объем суточной мочи и далее количество (активность) радионуклида, выводимое через почки за 1 сут.

Главная трудность, возникающая при оценке дозы внутреннего облучения инкорпорированным радионуклидом, состоит в невозможности прямыми приборными методами измерить ее величину. Поэтому вначале определяют активность радионуклида, отложившегося в теле, а затем рассчитывают интегральное энергосвыделение в органе (ткани) с учетом метаболизма радионуклида, периода его полураспада, типа и энергии излучения. Привлечение усредненных параметров метаболизма при этих расчетах иногда приводит к значительным погрешностям. Индивидуальные биологические константы выведения могут в 2–3 раза отличаться от средних и определять погрешность прогноза в целом [37].

Вследствие зависимости процессов обмена от различных физиологических факторов, интенсивность выделения нуклида подвержена определенным колебаниям. Поэтому для оценки содержания в организме определяют концентрацию нуклида в трех–пяти параллельных пробах мочи, собранных за несколько последовательных суток, и вычисляют среднее значение суточной экскреции.

В настоящее время доказано статистически достоверное совпадение результатов прижизненных оценок содержания токсических веществ в организме, полученных путем анализа выделений, с посмертными, полученными при анализах органов и тканей бывших работников соответствующих производств. Ниже описаны методы интерпретации результатов анализа биологических проб, собираемых у персонала, контактирующего с практически наиболее важными радионуклидами, в основном  $\alpha$ -излучателями. Необходимы дальнейшие усилия в целях развития и совершенствования этих методов. Содержание  $\gamma$ -излучателей (например,  $^{137}\text{Cs}$ ) часто устанавливают с помощью прямого (внешнего) измерения человека на установке СИЧ. Интерпретацию полученных данных осуществляют с помощью моделей метаболизма и констант, приведенных в [38]. Более длительный косвенный метод [4, 38] используют для оценки содержания в этом случае значительно реже.

### ВОДОРОД-3 (ТРИТИЙ)

Тритий ( $^3\text{H}$ ) и его оксид проникают в организм человека через легкие и кожу. Оксид трития задерживается организмом практически полностью; относительное поглощение несвязанного трития пренебрежительно мало [39]. Через 1,5–3 ч после поступления  $\geq 90\%$  оксида трития равномерно распределяется в водной фазе организма, а ос-

тальная часть поглощается органической структурой тканей. При этом удельная активность воды тела, крови и мочи оказывается одинаковой, а удельная активность конденсата выдыхаемых паров на 5–15% ниже [39]. Поэтому содержание трития в организме человека можно определить по измерению его концентрации в пробах конденсата выдыхаемых водяных паров или в пробах мочи по формуле

$$q = f_k V_{\text{вф}} C / f_2, \quad (4.1)$$

где  $q$  — содержание трития в организме человека, Бк;  $C$  — концентрация трития в пробе, Бк/л;  $V_{\text{вф}}$  — объем водной фазы организма, л;  $f_k$  — отношение концентрации трития в водной фазе организма к концентрации в пробе;  $f_2$  — отношение содержания трития в водной фазе организма к содержанию во всем организме.

Эквивалентную дозу  $H(T)$  внутреннего облучения организма тритием при  $q = \text{const}$  можно выразить соотношением

$$H(T) = Pt = Kqt, \quad (4.2)$$

где  $t$  — продолжительность облучения;  $P$  — мощность дозы в организме преимущественного депонирования;  $K = P/q$  — коэффициент пропорциональности.

Содержание трития в организме человека в большинстве случаев величина переменная, т.е.  $q = q(t)$ , поэтому доза  $H(T)$  за период времени  $t_n$  в общем виде выражается интегралом

$$H(T)_n = K \int_0^{t_n} q(t) dt. \quad (4.3)$$

Область изменения функции  $q(t)$  на отрезке  $[0, \dots, t_n]$  оси времени в большинстве случаев неизвестна, за исключением точек, соответствующих моментам отбора проб, в которых значение  $q$  определяется из результатов измерения проб по (4.1). Исходя из закономерностей обмена тритием организма с внешней средой, можно также утверждать, что в остальных точках данного отрезка времени функция  $q(t)$  непрерывна. Поэтому определенный интеграл (4.3) можно вычислить только приближенно методом численного интегрирования, например методом трапеций. Для этого отрезок  $[0, \dots, t_n]$  делят на  $n$  частей: точками деления являются моменты отбора проб  $t_i$  ( $i = 0, 1, 2, 3, \dots, n$ ). В каждой точке восстанавливают перпендикуляр, высота которого соответствует значению функции  $q(t)$  в данной точке. Представляют графически функцию  $q(t)$  на интервале  $[0, \dots, t_n]$  в виде ломаной прямой, соединив последовательно отрезками прямых вершины построенных перпендикуляров. Фигура, ограниченная этой ломаной прямой, ординатами  $q_0, q_n$  и осью абсцисс, приближенно равная по площади интегралу в выражении (4.3), будет состоять из  $n$  трапе-

ций, площадь каждой из которых, например на отрезке  $[t_i, t_{i+1}]$ , пропорциональна дозе  $H(T)_i$ :

$$H(T)_i = K \frac{q_i + q_{i+1}}{2} \tau_i, \quad (4.4)$$

где  $\tau_i = t_{i+1} - t_i$  ( $i=0, 1, 2, \dots, n-1$ ). После суммирования по всему интервалу  $[0, \dots, t_n]$  получают

$$H(T)_n = K \sum_{i=1}^{n-1} \frac{q_i + q_{i+1}}{2} \tau_i, \quad (4.5)$$

при  $\tau_i = \text{const}$

$$H(T) = K \cdot \frac{t_n}{n} \left[ \frac{q_0 + q_n}{2} + \sum_{i=1}^{n-1} q_i \right], \quad (4.6)$$

где  $\frac{t_n}{n} = \frac{n\tau_i}{n} = \tau_i$ .

Если принять экспоненциальную модель биологического выведения трития из организма с одним периодом полувыведения  $T_{\text{биол}}$ , то количество трития  $q_0$ , содержащееся в организме в момент  $t = 0$ , будет изменяться с течением времени по закону

$$q = q_0 \exp(-\lambda t), \quad (4.7)$$

где  $\lambda = 0,693/T_{\text{биол}}$ . После подстановки (4.7) в выражение (4.3) и интегрирования получают формулу для вычисления дозы

$$H(T)_n = K q_0 \{ [1 - \exp(-\lambda t_n)] / \lambda \} \quad (4.8)$$

Погрешности вычисленных величин  $q$  и  $H(t)$  складываются из следующих погрешностей: 1) погрешностей измерения концентрации трития в пробах; 2) погрешностей, обусловленных расхождением постоянных величин, коэффициентов в расчетных формулах с данными контролируемых людей; 3) погрешностей, получающихся вследствие несовершенства принятой модели экспоненциального выведения трития из организма; 4) погрешностей, вызванных приближенным характером формул для оценки дозы  $H(t)$ .

Если погрешности п. 1 можно вычислить с достаточной надежностью, то для остальных погрешностей можно определить только предельные значения или оценить их качественно. Поэтому в данной методике дается оценочное, приближенное определение дозы внутреннего облучения человека, обусловленного тритием. По этой же причине при выводе расчетных формул в (4.1) принято  $f_K = f_2 = 1$ .

Расчетное соотношение для определения содержания трития в организме человека  $q$ , Бк, получают, подставляя в (4.1) объем водной фазы  $V_{вф} = 43$  л [48]:

$$q = 43 \cdot C, \quad (4.9)$$

где  $C$  — концентрация трития в пробе конденсата выдыхаемых паров или в пробе мочи, Бк/л.

Чувствительность метода определяют наименьшим значением измеримой концентрации трития в пробе. Если для используемой установки это значение составляет  $2 \cdot 10^3$  Бк/л, то по (4.9) получают Бк на организм,  $q_{мин} = 8,6 \cdot 10^4$ .

Относительную среднеквадратическую погрешность определения содержания трития в организме человека вычисляют по формуле

$$\delta q = \pm \delta C \cdot 100\%, \quad (4.10)$$

где  $\delta C$  — относительная погрешность измерения концентрации трития в пробе конденсата выдыхаемых паров или в пробе мочи.

Дозу  $H(t)$  внутреннего облучения человека тритием можно оценить, используя формулы (4.5), (4.6) и (4.8). Коэффициент  $K$  в этих формулах определяется из отношения  $K = P/q = P_{пд}/q_{пд}$ . Для окиси трития содержание в организме, соответствующее ПДП для персонала, составляет, Бк,  $q_{пд} = 4,4 \cdot 10^7$  [1]. Этому содержанию соответствует мощность дозы в критическом органе — тканях тела —  $P_{пд} = 0,05$  Зв/год  $= 1,4 \times 10^{-4}$  Зв/сут. В этом случае коэффициент Зв/(сут·Бк)  $K = 3,1 \cdot 10^{-12}$ . Вместо величины  $q$  подставляют ее значение из (4.9).

Дозу  $H(T)$ , Зв, за период времени  $t_n$ , сут, для лиц, работающих с тритием и регулярно контролируемых, можно оценить по (4.5) или (4.6), которые после подстановки значения  $q$  из (4.9) и коэффициента  $K$  принимают вид

$$H(T)_n = 1,3 \cdot 10^{-10} \sum_{i=0}^{n-1} \frac{C_i + C_{i+1}}{2} \tau_i, \quad (4.11)$$

для  $\tau_i = \text{const}$

$$H(T)_n = 1,3 \cdot 10^{-10} \frac{t_n}{n} \left[ \frac{C_0 + C_n}{2} + \sum_{i=1}^{n-1} C_i \right], \quad (4.12)$$

где  $C_{i+1} \geq C_i \exp(-\lambda \tau_i)$ ,  $t_n = \sum_{i=0}^n \tau_i$ .

Если тритий содержится в организме человека и вновь не поступает, например в случае отпуска, болезни и т.п., дозу, Зв, за время  $t_{ост}$  вычисляют по (4.13):

$$H(T)_{\text{ост}} = 1,3 \cdot 10^{-10} C_0 [1 - \exp(-\lambda t_{\text{ост}})] / \lambda, \quad (4.13)$$

где  $C_0 = C$  при  $t_{\text{ост}} = 0$ . При  $T_{\text{биол}} = 10$  сут  $\lambda = 0,069$  сут $^{-1}$ . Формулу (4.13) можно использовать также для оценки дозы  $H(T)_{\text{ост}}$  при коротких работах разового характера, например при работах в аварийных ситуациях, когда обнаружено значительное содержание трития в организме.

Для определения дозы, Зв, которую получит организм за время полного выведения трития, т.е. при  $t_{\text{ост}} \geq 5T_{\text{биол}}$ , в (4.13) подставляют  $t_{\text{ост}} = 5T_{\text{биол}} = 50$  сут,  $\lambda = 0,069$  сут $^{-1}$  и получают

$$H(T)_{\text{ост}} = 1,8 \cdot 10^{-9} C_0. \quad (4.14)$$

Если пробы отбирают ежедневно перед работой с тритием, то вычисление дозы за  $i$ -е сутки можно проводить по двум формулам: дозу за рабочее время ( $\tau_p$ ) определять по (4.11), а дозу за остальное время суток, когда тритий в организм не поступает, — по (4.13). Концентрацию трития  $C_i^{(к)}$ , Бк/л, в организме в конце рабочего дня (смены), необходимую при таком способе вычисления, рассчитывают (а не измеряют) по формуле

$$C_i^{(к)} = C_{i+1} \exp(\lambda \tau_{\text{ост}}), \quad (4.15)$$

где  $C_{i+1}$  — концентрация трития в пробе, отобранной перед началом следующего рабочего дня, Бк/л;  $\tau_{\text{ост}} = 1 - \tau_p$  — доля суток. Если объединяют обе указанные формулы, вводя в них значение  $C_i^{(к)}$ , получают формулу для вычисления дозы, Зв, за  $i$ -е сутки:

$$H(T)_i = K_1 C_i + K_2 C_{i+1}, \quad (4.16)$$

где  $K_1 = 0,7 \cdot 10^{-10} \tau_p$ , Зв/(л · сут);  $K_2 = 1,3 \cdot 10^{-10} [\exp(\lambda \tau_{\text{ост}}) \frac{\tau_p}{2} + \frac{1 - \exp(-\lambda \tau_{\text{ост}})}{\lambda \cdot \exp(-\lambda \tau_{\text{ост}})]$ , Зв/(л · сут);  $\tau_p$  — доля суток.

Дозу  $H(T)_n$ , Зв, за  $n$  суток определяют по формуле

$$H(T)_n = K_1 C_0 + (K_1 + K_2) \sum_{i=0}^{n-2} C_{i+1} + K_2 C_n. \quad (4.17)$$

Для восьмичасового рабочего дня

$$H(T)_n = 2,3 \cdot 10^{-11} C_0 + 1,3 \cdot 10^{-10} \sum_{i=0}^{n-2} C_{i+1} + 1,1 \cdot 10^{-10} C_n. \quad (4.18)$$

Приближенный характер формул (4.6), (4.11) и (4.18) обусловлен неизвестностью области изменения функции  $q(t)$  на отрезке времени

$(t_i; t_{i+1})$ , что, в свою очередь, вызвано незнанием скорости поступления трития в организм в промежутке времени  $(t_i; t_{i+1})$ . Поэтому для оценки максимальных погрешностей, возможных при вычислении дозы  $H(T)$  по указанным формулам, рассматривают какой-либо промежуток времени  $\tau_i$  между  $i$ -й и  $(i+1)$ -й пробами. Концентрация трития в этих пробах —  $C_i$  и  $C_{i+1}$  соответственно. Из формулы (4.11) следует, что

$$H(T)_i = 1,3 \cdot 10^{-10} [(C_i + C_{i+1})/2] \tau_i. \quad (4.19)$$

Возможны два случая распределения поступающего в организм трития в промежутке времени  $\tau_i$ , дающих максимальные погрешности определения дозы  $H(T)_i$  по (4.19).

*Первый случай.* Весь тритий поступил в организм в начале рассматриваемого промежутка времени, сразу же после отбора  $i$ -й пробы. При этом дозу облучения  $H(T)_i$ , Зв, можно вычислить по формуле

$$H(T)'_i = 1,3 \cdot 10^{-10} C_{i+1} \frac{1 - \exp(-\lambda \tau_i)}{\lambda \exp(-\lambda \tau_i)}. \quad (4.20)$$

*Второй случай.* Весь тритий поступил в конце последнего рабочего дня накануне отбора пробы  $(i+1)$ . Если время от момента поступления трития до отбора пробы  $(i+1)$  составляло 16 ч, то доза  $H(T)_i$  выразится соотношением

$$H(T)''_i = 1,3 \cdot 10^{-10} \left[ C_i \frac{1 - \exp(-\lambda \tau_i)}{\lambda} + 0,68 (C_{i+1} - C_i \exp(-\lambda \tau_i)) \right]. \quad (4.21)$$

Максимальные относительные погрешности вычисляют из соотношений

$$\xi'_i = 1 - (H(T)_i / H(T)'_i), \quad (4.22)$$

$$\xi''_i = 1 - (H(T)_i / H(T)''_i). \quad (4.23)$$

Величины  $\xi'_i$  и  $\xi''_i$  для различных значений отношения  $C_i/C_{i+1}$  и  $\tau_i$  приведены в табл. 4.2. В графах 2 и 6 таблицы даны соответственно предельные погрешности  $\xi'_i$  и  $\xi''_i$  суточной дозы  $H(T)_i$ , вычисленной по (4.18), а в графах 3 и 7 — те же погрешности для дозы, рассчитанной по (4.11).

Погрешности  $\xi'_i$  и  $\xi''_i$ , приведенные в табл. 4.2, имеют разные знаки, за исключением погрешностей в графах 3 и 7, и уменьшаются по абсолютной величине с уменьшением промежутка времени  $\tau_i$  и с увеличением отношения  $C_i/C_{i+1}$ . При  $C_i/C_{i+1} = 0$  указанные погрешности имеют максимальные значения. Погрешности результатов, вычис-

Таблица 4.2. Зависимость  $\xi'_i$  и  $\xi''_i$  от отношения  $C_i/C_{i+1}$

$C_i/C_{i+1}$	$\xi'_i$ для $\tau_i$ , сут				$\xi''_i$ для $\tau_i$ , сут			
	1	1	7	14	1	1	7	14
1	2	3	4	5	6	7	8	9
0	0,17	0,52	0,61	0,7	-0,26	0,28	-4,1	-9,2
0,5	0,09	0,28	0,42	0,56	-0,11	0,15	-0,52	-1
1	0,01	-0,04	0,2	0,41	-0,015	-0,02	-0,21	-0,49

ленных по (4.18), меньше по абсолютной величине погрешностей результатов, вычисленных по (4.11).

В реальных условиях распределение поступающего в организм трития в промежутках между взятием проб может иметь самый разнообразный характер, поэтому и погрешности  $\xi'_i$  и  $\xi''_i$  могут иметь различные значения как по величине, так и по знаку. При большом числе проб за контролируемый период времени  $t_n$  появление любой из этих погрешностей равновероятно. При этом среднее значение отношения  $C_i/C_{i+1}$  у контролируемых при постоянной работе с тритием будет стремиться к единице, что, как видно из табл. 4.2, ведет к значительному снижению погрешности  $\xi'_i$  и особенно  $\xi''_i$ , даже при больших  $\tau_i$ ; при  $C_i/C_{i+1} = 1$  эти погрешности приблизительно равны по значению и противоположны по знаку. Поэтому при возрастании  $n$  погрешность вычисления дозы  $H(T)_n$ , вызванная приближенным характером применяемых формул, будет уменьшаться, стремясь в пределе к нулю.

Анализируя данные табл. 4.2, можно дать следующие рекомендации, которых необходимо придерживаться при проведении дозиметрического контроля людей, работающих с тритием, для увеличения точности определения дозы внутреннего облучения организма.

1. Следует помнить, что чем больше количество отобранных проб в периоде времени, за который вычисляется доза  $H(T)$ , тем меньше погрешность.

2. Необходимо по возможности уменьшить промежуток времени между отбором проб.

3. При ежесуточном отборе проб вычислять дозу  $H(T)$  по (4.17) или (4.18); при  $\tau_i > 1$  сут вычислять  $H(T)$  по (4.11) и (4.12).

4. Если необходимо определить за какой-либо период времени  $t_{\text{ост}}$  дозу  $H(T)_{\text{ост}}$  внутреннего облучения, обусловленную тритием, находящимся в организме к началу этого периода, без учета дозы трития, поступившего в организм в течение указанного периода, то вычисление проводят по (4.13). Если  $t_{\text{ост}} \geq 5T = 50$  сут, то дозу  $D(T)_{\text{ост}}$  вычисляют по (4.14).

## ПЛУТОНИЙ

### Радиационный контроль в условиях аварийной ситуации.

I. *Общие положения.* При контакте с плутонием и его соединениями эти вещества могут проникать в организм через органы дыхания, рот, а также кожу и открытые раны. Скорость проникновения плутония ингаляционным путем удовлетворительно описывается легочной моделью МКРЗ, приведенной на рис. 1.1. При пероральном пути проникновения растворимых соединений плутония в организм значение доли нуклида, переходящей из ЖКТ в кровь, равно  $3 \cdot 10^{-5}$ , а для диоксида плутония и других малорастворимых соединений этот коэффициент равен  $1 \cdot 10^{-6}$ .

При проникновении во внеклеточную жидкость организма соединения плутония (кроме очень стабильных комплексов, образующихся с биологически неактивными лигандами) распределяются в различных органах депонирования следующим образом: в скелете оседает 45 % радиоактивного изотопа, в печени — 45 %, а в остальных тканях и экскрементах — 10%. Период полувыведения плутония из скелета человека — 100 лет, из печени — 40 лет.

Попадание радиоактивных веществ в организм человека при аварии, как правило, не приводит к таким большим дозам облучения, при которых возникает риск острого поражения. Если есть основания для предположения о значительном поступлении радионуклида в организм, следует как можно скорее принять предупредительные меры в целях предотвращения его дальнейшего отложения и концентрирования в различных органах, а также увеличения интенсивности выведения радионуклида из организма. Потенциальную опасность внутреннего загрязнения следует оценивать с помощью самых простых и быстрых процедур индивидуального дозиметрического контроля — измерения мазков со слизистой оболочки носа и радиоактивности ран. Более точные процедуры радиационного контроля, такие, как измерение радиоактивности всего тела и анализ мочи, могут оказаться необходимыми на более поздней стадии обследования. Если при расчете нагрузки радионуклида на организм будет установлено значительное загрязнение ( $\geq 0,3 \text{ ДС}_A$  [1]), следует провести прогностическую оценку эквивалентной дозы.

II. *Сбор биологических проб и измерения.* 1. Сразу после аварии берут на измерение мазки из преддверия носа и устанавливают, имело ли место ингаляционное поступление нуклида.

2. Проводят измерения пострадавшего на СИЧ: через несколько часов после аварии, на 5, 10, 20, 40, 70-е сутки. Окончание измерений лимитируется чувствительностью метода.

3. Собирают в течение  $\geq 100$  сут и анализируют пробы мочи и кала: в первые сутки после аварии — каждые сутки; спустя 15–20 сут — через 5–10 сут.

III. Сбор и измерение проб воздуха. 1. В аварийной зоне отбирают пробы воздуха и оценивают среднее значение АМАД содержащихся в нем аэрозольных частиц.

2. Проводят альфа-спектрометрию проб воздуха, чтобы установить нуклидный (возможен америций) и изотопный состав аэрозолей и долю активности, приходящуюся на каждый радионуклид.

3. Определяют активность аэрозолей, приходящуюся на  $\alpha$ - и  $\beta$ -излучатели ( $^{241}\text{Pu}$ ).

4. Устанавливают класс транспортабельности соединений, образующих аэрозоли [18].

IV. Дозиметрические оценки нагрузки плутония на легкие после однократного острого ингаляционного поступления его нетранспортабельных соединений. На рис. 1.2 показано отложение аэрозольных частиц в различных отделах дыхательного тракта в зависимости от их диаметра и в соответствии с моделью МКРЗ, которая применяется при оценке нагрузки на легкие. На рис. 1.1 (см. с. 13) приведены параметры модели очищения трех отделов дыхательного тракта. В соответствии с этой моделью для соединений класса Г:

$$A_{\text{Н-Г}}(t) = 0,01 A_{\text{Н-Г}}^0 \exp\left(\frac{-0,693t}{0,01}\right) + 0,99 A_{\text{Н-Г}}^0 \exp\left(\frac{-0,693t}{0,40}\right);$$

уходит в кровь уходит в ЖКТ

(4.24)

$$A_{\text{Т-Б}}(t) = 0,01 A_{\text{Т-Б}}^0 \exp\left(-\frac{0,693t}{0,01}\right) + 0,99 A_{\text{Т-Б}}^0 \exp\left(-\frac{0,693t}{0,2}\right);$$

уходит в кровь уходит в ЖКТ

(4.25)

$$A_{\text{Л}}(t) = 0,05 A_{\text{Л}}^0 \exp\left(-\frac{0,693t}{500}\right) + 0,4 A_{\text{Л}}^0 \exp\left(-\frac{0,693t}{1}\right) + 0,4 A_{\text{Л}}^0 \exp\left(-\frac{0,693t}{500}\right) + 0,15 A_{\text{Л}}^0 \exp\left(-\frac{0,693t}{500}\right);$$

уходит в кровь уходит в ЖКТ уходит в ЖКТ уходит в лимфу

(4.26)

где  $A_{\text{Н-Г}}(t)$  — активность, содержащаяся в носоглоточной области в момент  $t$ ;  $A_{\text{Н-Г}}^0$  — первоначальное отложение в носоглоточной области;  $A_{\text{Т-Б}}(t)$  — активность, содержащаяся в трахеобронхиальной области в момент  $t$ ;  $A_{\text{Т-Б}}^0$  — первоначальное отложение в трахеобронхиальной области;  $A_{\text{Л}}(t)$  — активность, содержащаяся в легких в момент  $t$ ;  $A_{\text{Л}}^0$  — первоначальное отложение в легких;  $t$  — время, прошедшее после ингаляционного поступления, сут.

*Пример* [40]. Пострадавший работал с  $PuO_2$ , прокаленной при высокой температуре. Произошел взрыв перчаточного бокса. Измерения показали следующее:

1. Среднее значение АМАД аэрозолей, содержащихся в воздухе аварийной зоны, равно 10 мкм, транспортабельность соединений — класс Г.

2. Суммарная активность, экскретированная с калом за первые 4 сут после аварии, составляет  $5 \cdot 10^3$  Бк.

3. За эти же сутки с мочой выводится незначительная часть активности, так что  $A_{\text{кал}}/A_{\text{моча}} \approx 10^4$ , поэтому ею пренебрегают при оценке поступления.

4. Введение ДТПА (диэтилентриаминпентауксусной кислоты) в организм пострадавшего не оказало влияния на экстракцию нуклида с мочой.

*Расчет первоначальной нагрузки плутония на легкие.* В соответствии с рис. 1.2 аэрозольные частицы с АМАД, равным 10 мкм, после их ингаляционного поступления откладываются в различных отделах дыхательного тракта следующим образом:

$$A_{\text{н-г}}^0 = 0,87 A_{\text{п}}; \quad (4.27)$$

$$A_{\text{т-б}}^0 = 0,08 A_{\text{п}}; \quad (4.28)$$

$$A_{\text{л}}^0 = 0,05 A_{\text{п}}. \quad (4.29)$$

где  $A_{\text{п}}$  — активность, поступившая в дыхательные пути.

В соответствии с (4.24) — (4.29) из дыхательных путей в ЖКТ выводится

$$\begin{aligned} A_{\text{ЖКТ}}(t) = & 0,87 A_{\text{п}} 0,99 \left[ 1 - \exp \left( - \frac{0,693 t}{0,40} \right) \right] + \\ & + 0,08 A_{\text{п}} 0,99 \left[ 1 - \exp \left( - \frac{0,693 t}{0,20} \right) \right] + 0,05 A_{\text{п}} 0,4 \left[ 1 - \right. \\ & \left. - \exp \left( - \frac{0,693 t}{1} \right) + 1 - \exp \left( - \frac{0,693 t}{500} \right) \right]. \end{aligned} \quad (4.30)$$

За 4 сут в ЖКТ выведется активность

$$\begin{aligned} A_{\text{ЖКТ}}(4) = & 0,87 A_{\text{п}} 0,99 \left[ 1 - \exp \left( - \frac{0,693 \cdot 4}{0,40} \right) \right] + \\ & + 0,08 A_{\text{п}} 0,99 \left[ 1 - \exp \left( - \frac{0,693 \cdot 4}{0,20} \right) \right] + 0,05 A_{\text{п}} 0,4 \left[ 1 - \right. \\ & \left. - \exp \left( - \frac{0,693 \cdot 4}{1} \right) + 1 - \exp \left( - \frac{0,693 \cdot 4}{500} \right) \right] = \\ & = 0,87 \cdot 0,99 A_{\text{п}} + 0,08 \cdot 0,99 A_{\text{п}} + 0,05 \cdot 0,38 A_{\text{п}} = 0,96 A_{\text{п}}. \end{aligned}$$

Скорость выведения нетранспортабельных соединений плутония из ЖКТ с калом характеризуется  $T_6 \leq 1$  сут. Поэтому можно принять, что скорость выведения активности из дыхательных путей в ЖКТ одновременно является и скоростью выведения плутония с калом.

По условию, за первые 4 сут через ЖКТ вывелось  $5 \cdot 10^3$  Бк. Отсюда  $0,96 A_{\text{п}} = 5 \cdot 10^3$  Бк, а поступившее в дыхательные пути количество плутония равно  $A_{\text{п}} = \frac{(5 \cdot 10^3)}{0,96} = 5,2 \cdot 10^3$  Бк. Из этого количества в собственно легких первоначально откладывается  $A_{\text{л}}^0 = 0,05 \cdot 5,2 \cdot 10^3 \approx 260$  Бк.

Таким образом, грубая оценка первоначальной нагрузки плутония на собственнo легкие дает значение 260 Бк. Этот результат сравнивают с результатом измерения количества плутония в легких на СИЧ.

*Расчет долговременной нагрузки плутония на легкие.* Как следует из рис. 1.1 временная зависимость удержания активности в альвеолярной части легких имеет долгозадерживаемый компонент с биологическим периодом полувыведения, равным 500 сут, а временная зависимость удержания активности в носоглоточном и трахеобронхиальном отделах респираторного тракта таких компонент не имеет. Поэтому для повышения точности оценки долговременной нагрузки нуклида на легкие следует использовать результаты анализов выделений через ЖКТ, собранных спустя несколько десятков сут<sup>6</sup>к после поступления. При этом биологический период полувыведения плутония из легких через ЖКТ желательно установить исследователям самостоятельно, путем наблюдения за суточной фекальной экскрецией плутония у обследуемого в течение длительного времени. Экскрецию за первые 10 сут (быстровыводимые фракции из отделов респираторного тракта) принимать во внимание не следует.

Как видно из (4.26), долгозадерживаемая фракция в легких составляет  $0,05 + 0,4 + 0,15 = 0,6$  от  $A_{\text{л}}^0$ . Обозначим эту фракцию через  $A_{\text{л}}^{\text{д.з}}$ . Тогда из легких в ЖКТ выводится  $(0,4/0,6) A_{\text{л}}^{\text{д.з}} = 0,67 \cdot A_{\text{л}}^{\text{д.з}}$  с биологическим периодом приблизительно 500 сут.

Пусть установленное значение  $T_6 = 500$  сут; активность суточного кала спустя 100 сут после аварии равна  $2 \cdot 10^{-2}$  Бк/сут. Скорость выведения активности с калом при больших  $t$  описывается выражением

$$\frac{dA}{dt_{\text{ЖКТ}}}(t) = 0,67 A_{\text{л}}^{\text{д.з}} \frac{0,693}{T_6} \exp\left(-\frac{0,693t}{T_6}\right), \quad (4.31)$$

или при  $t = 100$  сут и  $T_6 = 500$  сут

$$\begin{aligned} \frac{dA}{dt_{\text{ЖКТ}}}(100) &= 0,67 A_{\text{л}}^{\text{д.з}} \frac{0,693}{500} \exp\left(-\frac{0,693 \cdot 100}{500}\right) = \\ &= 0,00080 A_{\text{л}}^{\text{д.з}} = 2 \cdot 10^{-2} \text{ Бк/сут.} \end{aligned}$$

Отсюда  $A_{\text{л}}^{\text{д.3}} = 2 \cdot 10^{-2} / 0,000808 = 25 \text{ Бк}^*$ .

Содержание активности в легких описывается уравнением

$$A_{\text{л}}(t) = A_{\text{л}}^{\text{д.3}} \exp\left(-\frac{0,693 t}{T_6}\right).$$

Через 100 суток в легких останется

$$A_{\text{л}}^{\text{д.3}}(100) = 25 \exp\left(-\frac{0,693 \cdot 100}{500}\right) = 22 \text{ Бк/легкие.}$$

*Оценка дозовой нагрузки  $^{239}\text{Pu}$  на легкие.* При оценке дозовой нагрузки на легкие следует учитывать лишь долговременную нагрузку нуклида, создающую подавляющую часть общей дозы.

Дозу на легкие, Зв, рассчитывают по уравнению

$$D(t) = A_{\text{л}}^{\text{д.3}} \cdot 8,64 \cdot 10^4 \cdot 0,1 \cdot 1,6 \cdot 10^{-10} \int_0^t \exp\left(-\frac{0,693 \tau}{T_6}\right) d\tau,$$

где  $A_{\text{л}}^{\text{д.3}}$  — долгозадерживаемая доля активности, первоначально отложившейся в легких, Бк;  $8,64 \cdot 10^4$  — число секунд в сутках;  $0,1$  — энергия, передаваемая ткани легких при каждом акте распада содержащегося в них  $^{239}\text{Pu}$  (с учетом коэффициента качества), МэВ/(г·распад);  $1,6 \cdot 10^{-10}$  — коэффициент перехода от МэВ/г к Зв.

Приведенное выше уравнение можно записать в следующем виде:

$$D(t) = A_{\text{л}}^{\text{д.3}} \cdot 1,38 \cdot 10^{-6} \frac{T_6}{0,693} \left[ 1 - \exp\left(-\frac{0,693 t}{T_6}\right) \right]. \quad (4.32)$$

В нашем примере  $T_6 = 500$  сут,  $A_{\text{л}}^{\text{д.3}} = 25$  Бк, откуда доза на легкие за год

$$\begin{aligned} D(365) &= 25 \cdot 1,38 \cdot 10^{-6} \frac{500}{0,693} \left[ 1 - \exp\left(-\frac{0,693 \cdot 365}{500}\right) \right] = \\ &= 9,9 \cdot 10^{-3} \text{ Зв/год} \approx 10^{-2} \text{ Зв/год, т.е. около } 7\% \text{ ПДД [1].} \end{aligned}$$

*V. Оценка нагрузки плутония на организм после однократного ост-рого поступления различных соединений.* Как следует из рис. 1.1, при поступлении в дыхательные пути даже нетранспортабельных соедине-

\*Значение  $A_{\text{л}}^{\text{д.3}}$  может быть получено также из значения  $A_{\text{л}}^0$ , рассчитанного ранее (см. с. 128).  $A_{\text{л}}^0 = 260$  Бк,  $A_{\text{л}}^{\text{д.3}} = 260 \cdot 0,6 \approx 156$  Бк, где  $0,6$  — доля нуклида, задерживаемая в легких с  $T_6 = 500$  сут. Расхождение между двумя оценками  $A_{\text{л}}^{\text{д.3}}$  (156 и 25 Бк) можно объяснить особенностями метаболизма и конкретно-го человека. При этом первая оценка (156 Бк) менее точна, так как для ее получения были использованы две модели, а вторая (25 Бк) получена из одной модели.

ний плутония часть активности проникает во внеклеточную жидкость. При работе с транспортабельными соединениями плутония и повреждении кожи нуклид также может попасть в кровь через рану. Оценить содержание нуклида в организме можно по выделению его с мочой. Химическая форма соединения, в которое входит нуклид (нитрат, цитрат и т.д.), и путь его поступления в организм не оказывают существенного влияния на точность обсуждаемой оценки. Для такой оценки используют метод Лангхема [41], который предложил уравнения, описывающие выведение плутония после его острого однократного поступления в организм:

$$y_u(t) = 0,002t^{-0,74}; \quad (4.33)$$

$$y_{u+f}(t) = 0,0079t^{-0,94}, \quad (4.34)$$

где  $y_u(t)$  и  $y_{u+f}(t)$  — доли поступившего в кровь количества плутония, выводимые в течение суток с мочой (4.33) и с мочой + калом (4.34);  $t$  — время, сут, прошедшее после внутривенного введения нуклида.

Лангхем указывает, что погрешности в константах приведенных выражений (4.33) и (4.34) могут быть порядка 10%. При увеличении  $t$  погрешности определения  $y_u(t)$  и  $y_{u+f}(t)$  возрастают.

Если плутоний выводится с мочой и калом, то, проинтегрировав  $y_{u+f}(t)$  в интервале  $[0,5; t + 0,5]$ , получим все количество нуклида, выведенное за  $t$  сут. (Пределы интегрирования  $[0,5; t + 0,5]$  взяты, согласно рекомендации Лангхема, как область определения функции.) Вычитание относительной величины экскреции из величины поступления, принятого за единицу, даст долю плутония,  $R(t)$ , оставшуюся в организме через  $t$  сут после инъекции.

По определению,

$$y_u(t) = U(t)/Q_E, \quad (4.35)$$

где  $U(t)$  — количество плутония, выводимое с мочой в течение  $t$ -х сут;  $Q_E$  — первоначальное содержание плутония в организме.

Из (4.33) и (4.35) получаем

$$Q_E = 500U(t) \cdot t^{0,74}. \quad (4.36)$$

Таким образом, измерив количество плутония, выведенное с мочой в течение 24 ч на  $t$ -е сутки, можно определить первоначальное содержание плутония в организме человека после его острого однократного поступления. Количество нуклида, оставшееся в организме на  $t$ -е сутки после однократного острого поступления,  $Q_R(t)$ , вычисляют по формуле

$$Q_R(t) = Q_E R(t), \quad (4.37)$$

или

$$Q_R(t) = Q_E(1 - 0,0079 \int_{0,5}^{t+0,5} x^{-0,94} dx). \quad (4.38)$$

Формула (4.38) преобразуется к виду

$$Q_R(t) = Q_E[1,13 - 0,13(t + 0,5)^{0,06}]. \quad (4.39)$$

Из (4.39) и (4.36) получаем формулу, удобную для вычисления:

$$Q_R(t) = 500 U(t) t^{0,74} [1,13 - 0,13(t + 0,5)^{0,06}], \quad (4.40)$$

где  $U(t)$  — содержание плутония в суточном количестве мочи к моменту контрольного определения (контрольное определение рекомендуется проводить не ранее чем на 5-е сутки после аварийного поступления). Принимают, что инъекция плутония происходит в момент  $t = 0$ . Метод, предложенный Лангхемом для оценки содержания плутония в организме\* в случае его острого однократного поступления, достаточно прост и легко может быть реализован с помощью микрокалькулятора, а также на ЭВМ. Метод оперативного определения плутония в организме в отдаленный период после аварии (например, на 100-е сутки) необходим для сравнения сформировавшейся нагрузки нуклида на тело с ДСА и для оценки величины поглощенной дозы за год.

Таким образом, выполнив приблизительно через 5 сут после аварии 3–4 контрольных анализа мочи, собранной в последовательные сутки, можно предварительно оценить первоначальную нагрузку плутония на организм, усреднив значения  $Q_E$ , полученные по (4.36). Оценку нагрузки на организм в любой момент времени проводят по (4.39).

Метод Лангхема разработан для случая однократного поступления нуклида в кровь. В рассматриваемом примере к такому однократному поступлению можно отнести ту часть активности, которая всасывается в кровь с  $T_{1/2} = 0,01$  сут, т.е. в соответствии с уравнениями (4.24)–(4.29):

$$0,01 A_{H-\Gamma}^0 + 0,01 A_{T-6}^0 = 0,01 \cdot 0,87 A_{\Pi} + 0,01 \cdot 0,08 A_{\Pi} \approx 0,010 A_{\Pi}.$$

С большим периодом (500–1000 сут) в кровь поступает

$$0,05 A_{\Pi}^0 + 0,15 \cdot 0,9 A_{\Pi}^0 = 0,19 A_{\Pi}^0 = 0,19 \cdot 0,05 A_{\Pi} = 0,009 A_{\Pi}.$$

Значит, приблизительно половина активности поступает в кровь сразу, а вторая половина — в течение длительного периода.

---

\*Метод предназначен для определения плутония, находящегося в кровяном русле и выделяемого почками. Он не дает представления о фактическом содержании нуклида в легких, так как не учитывает нетранспортабельный плутоний.

*Пример.* Пусть активность суточной мочи пострадавшего спустя 10 сут после ингаляционного аварийного поступления составляет  $1,5 \cdot 10^{-2}$  Бк/сут. По (4.36) определим количество плутония, попавшего в кровь сразу после аварии:

$$Q_E = 500 \cdot 1,5 \cdot 10^{-2} \cdot 10^{0,74} = 41 \text{ Бк}^*.$$

Еще около 37 Бк поступает в кровь с большим периодом (см. с. 131), при этом часть активности (в нашем примере 10 Бк) переходит непосредственно из легких в кровь с периодом 500 сут, а часть (27 Бк) переходит с периодом 500 сут в лимфу, а оттуда с периодом 1000 сут — в кровь.

Итак, количество нуклида (Бк), поступившее в кровь (в систему) в момент  $t$ , в нашем примере описывается уравнением

$$Q(t) = 41 + 10 \left[ 1 - \exp \left( - \frac{0,693 t}{500} \right) \right] + 27 \left[ 1 + \frac{\frac{0,693}{500} \exp \left( - \frac{0,693 t}{1000} \right) - \frac{0,693}{1000} \exp \left( - \frac{0,693 t}{500} \right)}{\frac{0,693}{1000} - \frac{0,693}{500}} \right] = 41 + 10 \left[ 1 - \exp \left( - \frac{0,693 t}{500} \right) \right] + 27 \left[ 1 - \exp \left( - \frac{0,693 t}{500} \right) - 2 \exp \left( - \frac{0,693 t}{1000} \right) \right]. \quad (4.41)$$

Это уравнение не учитывает незначительное выведение нуклида из организма с мочой и калом.

По (4.41) было подсчитано количество радионуклида, попадающее в кровь в различные периоды после аварийного поступления. Результаты расчета приведены в табл. 4.3.

Из табл. 4.3 видно, что приблизительно до 1000-х суток имеет место почти равномерное поступление плутония из органов дыхания в кровь в количестве около 0,014 Бк/сут, изменяющее общее содержание нуклида в системе (в крови)  $Q(t)$ . Исходя из этих данных, определили количество плутония в суточной моче, обусловленное как мгновенным поступлением его в кровь из органов дыхания (41 Бк), так и

\* Установленное по анализу кала первоначальное поступление нуклида в дыхательную систему  $A_{\text{Д}}$  равно  $5,2 \cdot 10^3$  Бк (см. с. 128), причем быстро в кровь поступает около 0,01  $A_{\text{Д}}$ , т.е. 52 Бк. Это значение в  $52/41 \approx 1,3$  раза больше полученного по анализу мочи. Такое совпадение данных, полученных по двум моделям расчетов для реального случая, можно считать удовлетворительным.

**Таблица 4.3.** Изменение со временем активности плутония, поступившего в кровь

Время, прошедшее после аварии, сут	$Q(t)$ , Бк	Среднесуточное систематическое поступление в кровь, Бк
0	41	—
1	$41 + 1,4 \cdot 10^{-2} + 1,3 \cdot 10^{-5} = 41,014$	0,014
10	$41 + 0,14 + 1,3 \cdot 10^{-3} = 41,141$	0,014
100	$41 + 1,3 + 0,12 = 42,42$	0,014
300	$41 + 3,4 + 0,95 = 45,35$	0,015
700	$41 + 6,2 + 4,0 = 51,2$	0,015
1000	$41 + 7,5 + 6,7 = 55,2$	0,014
2000	$41 + 9,4 + 15,2 = 65,6$	0,012

равномерным ежесуточным поступлением 0,014 Бк из того же депо. Результаты даны в табл. 4.4.

Как видно из табл. 4.4, в период до 200–300 сут. после аварии основная доля активности суточной мочи обусловлена мгновенным поступлением плутония в кровь из органов дыхания. Поэтому при определении нагрузки нуклида на организм приблизительно в первые 200 сут. после аварии можно использовать формулу (4.39), описывающую содержание плутония в теле при его однократном поступлении в кровь.

VI. *Оценка дозовой нагрузки плутония-239 на костную ткань и печень.* При оценке дозовой нагрузки принято, что 45% плутония от общего его содержания в организме откладывается в костной ткани, а

**Таблица 4.4.** Изменение со временем активности суточной мочи

Время, прошедшее после аварии, сут	Активность суточной мочи, Бк	
	обусловленная мгновенным поступлением из органов дыхания в кровь 41 Бк Pu	обусловленная систематическим поступлением из органов дыхания в кровь 0,014 Бк Pu/сут
1	$8,2 \cdot 10^{-2}$	—
10	$1,5 \cdot 10^{-2}$	$8,8 \cdot 10^{-5}$
100	$2,7 \cdot 10^{-3}$	$3,2 \cdot 10^{-4}$
200	$1,6 \cdot 10^{-3}$	$3,2 \cdot 10^{-4}$
300	$1,2 \cdot 10^{-3}$	$3,7 \cdot 10^{-4}$
700	$6,4 \cdot 10^{-4}$	$4,8 \cdot 10^{-4}$
1000	$4,9 \cdot 10^{-4}$	$5,4 \cdot 10^{-4}$

45 % – в печени [42]. Выведением плутония из этих органов можно пренебречь, так как  $T_6$  для кости и для печени равны соответственно 100 и 40 лет [18].

Отсюда содержание Pu в кости (или в печени) в момент  $t$ :

$$Q_{\text{кост}}(t) = Q_{\text{печень}}(t) = 0,45 Q_E [1,13 - 0,13(t + 0,5)]^{0,06}. \quad (4.42)$$

Согласно публикации 30 МКРЗ [42], при каждом акте распада  $^{239}\text{Pu}$ , содержащегося в костной ткани, на ее поверхности выделяется энергия  $2,1 \cdot 10^{-1}$  МэВ/(г·расп.), для печени эта энергия составляет  $5,8 \cdot 10^{-2}$  МэВ/(г·расп.). Поэтому дозу, Зв, на поверхность кости можно вычислить по формуле

$$D_{\text{пов.кости}} = 0,45 Q_E 8,64 \cdot 10^4 \cdot 0,21 \cdot 1,6 \cdot 10^{-10} \times \int_0^t [1,13 - 0,13\tau + 0,5]^{0,06} d\tau, \quad (4.43)$$

где  $Q_E$  – первоначальное поступление плутония в кровь, Бк, определяемое по (4.36); 0,45 – доля изотопа, откладывающаяся в кости; 0,21 – энергия, выделяющаяся в кости при каждом акте распада нуклида, МэВ/(г·расп.);  $t$  – время, прошедшее с момента аварии, сут. (Смысл остальных сомножителей указана на с. 129.)

После преобразования получим

$$D_{\text{пов.кости}} = 1,3 \cdot 10^{-6} Q_E \{ 1,13t - 0,12 [(t + 0,5)^{1,06} - 0,48] \}. \quad (4.44)$$

Аналогично доза, Зв, на печень вычисляется по формуле

$$D_{\text{печень}} = 0,45 Q_E \cdot 8,64 \cdot 10^4 \cdot 0,58 \cdot 1,6 \cdot 10^{-10} \int_0^t [1,13 - 0,13(\tau + 0,5)]^{0,06} d\tau = 3,6 \cdot 10^{-7} Q_E \{ 1,13t - 0,12 [(t + 0,5)^{1,06} - 0,48] \}, \quad (4.45)$$

где  $Q_E$  – первоначальное содержание плутония в крови, Бк, определяемое по (4.36).

*Пример.*  $Q_E = 41$  Бк. По формуле (4.44) вычисляем дозу на кость за первый год после аварии:

$$D_{\text{пов.кости}}(365) = 1,3 \cdot 10^{-6} \cdot 41 \{ 1,13 \cdot 365 - 0,12 [(365,5)^{1,06} - 0,48] \} = 0,019 \text{ Зв},$$

т.е. около 6% ПДД [1].

По формуле (4.45) вычисляем дозу на печень за первый год после аварии:

$$D_{\text{печень}}(365) = 3,6 \cdot 10^{-7} \cdot 41 \{ 1,13 \cdot 365 - 0,12 [(365,5)^{1,06} - 0,48] \} = 5 \cdot 10^{-3} \text{ Зв, т.е. около } 3\% \text{ ПДД [1].}$$

VII. *Об оценки нагрузки плутония на организм в случае терапевтического применения ДТПА.* Если для снижения дозы, создаваемой плутонием, попавшим в организм при аварии, проведены терапевтические мероприятия, изменяющие его метаболическое поведение, например введена ДТПА (диэтилентриаминапентауксусная кислота), то в оценку содержания нуклида в теле должны быть внесены соответствующие поправки.

При однократном поступлении в организм ограниченно транспортальных соединений, например нитрата плутония в рану, ДТПА дает максимальный терапевтический эффект при незамедленном ее введении. В день внутривенного введения ДТПА скорость экскреции плутония с мочой увеличивается в 60–100 раз. С помощью ранней ДТПА-терапии можно удалить плутоний из организма на 50–60 %, т.е. понизить нагрузку вдвое (по другим данным – даже втрое). С этой целью вводят ДТПА в организм несколько раз. Разработаны различные режимы такого лечения; приведены уравнения выведения плутония из организма с мочой при одно- и многократной ДТПА-терапии [43, 44]. В этом случае раннюю ориентировочную оценку первоначального содержания плутония можно получить, разделив результат анализа мочи, собранной в день введения ДТПА, на 50 и затем применив уравнение Лангхемма (4.36)\*. После введения ДТПА скорость экскреции плутония с мочой остается слегка повышенной в течение приблизительно 100 сут.

Внутривенное или ингаляционное введение ДТПА после ингаляции  $\text{PuO}_2$  лишь слабо увеличивает скорость экстракции нуклида с мочой – обычно менее чем на 10%. В этом случае не наблюдают также периода продолжительностью 100–140 сут, в течение которого выведение плутония оставалось бы повышенным. Лишь в день ДТПА-терапии уринарная экскреция, как отмечено выше, имеет тенденцию к слабому повышению.

Применение метода анализа мочи для оценки удержания плутония при его хроническом ингаляционном поступлении описано в [45–47].

#### полоний-210 [48]

Изотоп  $^{210}\text{Po}$  является одним из наиболее токсичных радиоактивных веществ, испускающих  $\alpha$ -излучение. Период его полувыведения из организма в результате процессов жизнедеятельности составляет 50 сут,

\* Более точную оценку первоначального содержания плутония в теле можно получить, если удастся проанализировать мочу, взятую после аварии ( $t > 0,5$  сут), но до введения в организм ДТПА.

что с учетом радиоактивного распада соответствует эффективному периоду полувыведения 37 сут. Эффективный период полувыведения  $^{210}\text{Po}$  из таких важных органов, как почки, селезенка, гонады, находится в пределах 40–50 сут. Таким образом, очистка организма от  $^{210}\text{Po}$  происходит относительно быстро.

Единственным способом измерения содержания  $^{210}\text{Po}$  в организме, используемым в настоящее время, являются анализы мочи и кала. Выведение нуклида с мочой и калом изменяется в широких пределах, что предъявляет определенные требования к частоте проведения анализов.

В производственных условиях  $^{210}\text{Po}$  поступает в организм в основном через органы дыхания. Полная доза облучения с момента поступления до выведения  $^{210}\text{Po}$  из организма для таких органов, как печень, почки, селезенка, гонады, в зависимости от дисперсности вдыхаемых аэрозолей составляет  $(2,1 \pm 0,6) \cdot 10^{-6}$  Зв/Бк нуклида, а для легких доза может колебаться в пределах  $(3-300) \cdot 10^{-7}$  Зв/Бк. Значительная доля аэрозолей  $^{210}\text{Po}$  может задерживаться в легких на длительный срок, являясь источником их поступления в остальные органы. Период биологического полувыведения из легких этой доли  $^{210}\text{Po}$  составляет 30 сут, а сама доля существенно зависит от дисперсности вдыхаемых аэрозолей. Радиохимические анализы проб выделения дают возможность количественно оценить только тот  $^{210}\text{Po}$ , который содержится во всем организме, кроме легких. Поэтому, с одной стороны, затруднительна оценка дозы облучения самих легких, а с другой — остальных органов с момента анализа выделений до полного выведения нуклида из организма, которое может продолжаться в течение 90–180 сут, в зависимости от условий поступления  $^{210}\text{Po}$ .

При установлении периодичности контроля за содержанием  $^{210}\text{Po}$  в организме рекомендуется разделить всех контролируемых лиц в зависимости от характера работы на две группы: а) лица, чаще одного раза в неделю посещающие основные рабочие помещения, в которых проводятся работы с  $^{210}\text{Po}$ ; б) лица, посещающие основные помещения эпизодически, реже одного раза в неделю.

Работники первой группы сдают пробы мочи и кала на анализ не реже чем через две календарные недели. Лица второй группы сдают те же пробы на анализ не позднее 2 нед после каждого посещения основных рабочих помещений и в дальнейшем через каждые 2 нед, если суточное выведение  $^{210}\text{Po}$  с мочой превосходит 10 расп./ (мин·сут) или удельное содержание нуклида в кале превосходит 100 расп./ (мин·кг).

Работника помещают в стационар для проведения более детального обследования, если по данным дозиметрического контроля, единичного анализа выделений или по другим соображениям есть основание считать, что в его организм произошло поступление  $^{210}\text{Po}$ , превышающее следующие значения:  $3,7 \cdot 10^3$  Бк — при вдыхании аэрозолей и паровой фазы  $^{210}\text{Po}$ ;  $3,7 \cdot 10^4$  Бк — через ЖКТ;  $2,6 \cdot 10^3$  Бк — непосредственно в кровь (например, через рану).

Например, предположение о возможном вдыхании  $3,7 \cdot 10^3$  Бк  $^{210}\text{Po}$  будет оправданным, если известно, что работник, защищенный респиратором типа "Лепесток-200", находился в течение 10 мин в помещении с концентрацией аэрозолей  $^{210}\text{Po}$  в зоне дыхания более  $1,9 \times 10^5$  Бк/м<sup>3</sup> или в течение другого времени — в помещении с концентрацией, рассчитанной по пропорции из приведенного соотношения: во сколько раз больше время пребывания, во столько раз меньше граничное значение концентрации, свидетельствующее о возможности вдыхания  $3,7 \cdot 10^3$  Бк  $^{210}\text{Po}$ .

Из представленных на анализ порций мочи и кала выделяют  $^{210}\text{Po}$  по методикам, описанным на с. 83 — 89. Если анализировалась не точная порция мочи, а меньшее количество, то в исследуемой пробе определяют содержание креатинина (см. с. 169), что позволяет оценить суточное выведение радионуклида через почки.

На основании данных о суточном выведении радионуклида с мочой определяют содержание  $^{210}\text{Po}$  в организме (за исключением легких) в день сдачи мочи на анализ:

$$C = 8,3 \cdot A, \quad (4.46)$$

где  $C$  — содержание  $^{210}\text{Po}$  в организме, Бк;  $A$  — суточное выведение  $^{210}\text{Po}$  с мочой, расп./(мин·сут), найденное по (3.9); 8,3 — коэффициент, рассчитанный с учетом того, что суточное выведение  $^{210}\text{Po}$  с мочой составляет 0,2% содержания изотопа в организме независимо от момента поступления в организм.

Мощность эквивалентной дозы внутреннего облучения печени (Зв/сут), почек, селезенки и гонад в день анализа вычисляется по формуле

$$P = 3,6 \cdot 10^{-6} A. \quad (4.47)$$

Индивидуальная эквивалентная доза, Зв, облучения органов (кроме легких) за двухнедельный промежуток времени между анализами является основной величиной, подлежащей дальнейшему учету наравне с дозой внешнего излучения; ее вычисляют по формуле

$$H_i = 2,6 \cdot 10^{-5} (A_{i-1} + A_i), \quad (4.48)$$

где  $i$  — номер очередного анализа, проведенного спустя 2 нед после анализа  $(i - 1)$ .

Дозу внутреннего облучения легких в отсутствие дополнительной информации принимают в 5 раз больше, чем рассчитанная по (4.48) для других органов. В исключительных случаях, когда допущено отклонение от двухнедельного интервала между обследованиями, коэффициент в (4.48) должен быть умножен на  $\tau/14$ , где  $\tau$  — фактический интервал времени, для которого найдена доза  $H_i$ , сут.

Дозу внутреннего облучения,  $Z_v$ , с момента последнего анализа до полного выведения  $^{210}\text{Po}$  из организма оценивают по формуле

$$H_i^\infty = 8,6 H_i, \quad (4.49)$$

где  $H_i$  — доза, вычисляемая во всех случаях по (4.48).

Значения индивидуальной дозы облучения, полученные по (4.48), последовательно суммируют с начала календарного года и вместе с оценкой остаточной дозы по (4.49), а также со значением дозы внешнего излучения используют для регулирования режима труда контролируемого лица в соответствии с требованиями НРБ-76/87. Значения индивидуальной дозы внутреннего облучения органов, кроме легких, просуммированные на протяжении календарного года, записывают отдельно от дозы внешнего излучения в виде двух значащих цифр (в зивертах) в годовые карточки индивидуального учета облучения. Записывают любые значения дозы внутреннего облучения, независимо от доли, которую они составляют по сравнению с годовым допустимым значением.

Если содержание  $^{210}\text{Po}$  в массе кала 1 кг превосходит более чем в 100 раз содержание этого изотопа в 1 л мочи, то оценивают возможное однократное вдыхание  $^{210}\text{Po}$  (Бк) по формуле

$$A = 4,1 \cdot 10^{-2} q_{\text{кал}}, \quad (4.50)$$

где  $q_{\text{кал}}$  — активность  $^{210}\text{Po}$  в 1 кг кала, расп./ (мин · кг).

При проведении детальных обследований в условиях стационара обязательно отбирают суточные пробы мочи (содержание  $^{210}\text{Po}$  и креатинина определяют в каждой суточной порции); суточные пробы кала (содержание  $^{210}\text{Po}$  определяют в каждой порции); пробы крови объемом 0,5–1,0 мл.

Нижнюю оценку количества  $^{210}\text{Po}$ , поступившего в организм, Бк, получают по содержанию изотопа в крови:

$$C = 8,3 \cdot 10^2 q, \quad (4.51)$$

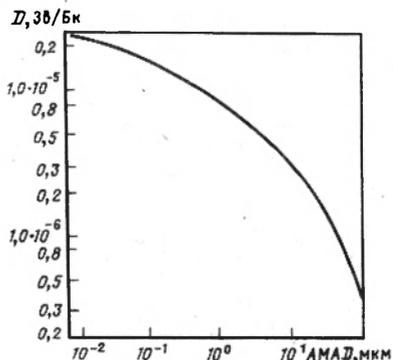
где  $q$  — содержание  $^{210}\text{Po}$  в 1 мл крови, расп./ (мин · мл);  $8,3 \cdot 10^2$  — коэффициент, который найден исходя из общего количества крови ( $5 \cdot 10^3$  мл) и предположения, что количество  $^{210}\text{Po}$  в организме, кроме легких, в 10 раз превосходит содержание нуклида в крови.

Количество  $^{210}\text{Po}$ , поступившего в органы дыхания, Бк, оценивают по результатам анализов кала в соответствии с формулой

$$A_0 = 3 \cdot 10^{-2} Q_k, \quad (4.52)$$

где  $Q_k$  — суммарное количество  $^{210}\text{Po}$ , выделенное с калом за первые 3–4 сут после вдыхания, расп./мин;  $3 \cdot 10^{-2}$  — округленный коэффициент, полученный на основании предположения, что в результате быст-

Рис. 4.1. Зависимость полной дозы облучения легких от дисперсности вдыхаемых аэрозолей  $^{210}\text{Po}$



рых процессов очистки органов в ЖКТ попадает  $55 \pm 33\%$  поступившего  $^{210}\text{Po}$ .

Оперативную оценку полной дозы внутреннего облучения с момента вдыхания до полного выведения  $^{210}\text{Po}$  получают с учетом того, что

1 Бк вдыхаемого  $^{210}\text{Po}$  соответствует  $(2,1 \pm 0,6) \cdot 10^{-6}$  Зв для всех органов, кроме легких. Полную дозу облучения легких оценивают после уточнения дисперсности вдыхаемых аэрозолей  $^{210}\text{Po}$  в соответствии с кривой, приведенной на рис. 4.1.

Медианный по активности аэродинамический диаметр аэрозолей  $^{210}\text{Po}$ , как правило, не превосходит  $5 \div 10$  мкм. При неизвестном значении АМАД дозу облучения легких принимают равной  $1,1 \cdot 10^{-5}$  Зв/Бк.

Для длительного индивидуального учета полной эквивалентной дозы внутреннего облучения органов (кроме легких), обусловленной однократным поступлением  $^{210}\text{Po}$ , расчет проводят по результатам анализа мочи за 4–5 сут, собираемой в условиях стационара спустя 2 мес после поступления, при условии, что за это время не было дополнительного поступления изотопа:

$$H_0^\infty = 6 \cdot 10^{-4} \bar{A} \text{ Зв}, \quad (4.53)$$

где  $\bar{A}$ , расп./ (мин · сут) — среднеарифметическое за 4–5 сут суточное выведение  $^{210}\text{Po}$  с мочой спустя 2 мес, после однократного поступления;  $6 \cdot 10^{-4}$  Зв · сут / (расп./мин) — коэффициент, который практически не зависит от пути поступления, если анализы проводят в пределах 50–70 сут после поступления.

Результат расчета по (4.53) заносят в карточку индивидуального учета, а также в журнал (карточку) учета случаев больших однократных поступлений. Следует отметить, что независимо от программы дополнительных измерений плановые анализы продолжают проводить как обычно, если только для этого нет объективных препятствий. Полную дозу облучения, обусловленную однократным поступлением, оценивают в соответствии с (4.48) суммированием значений на протяжении 3–6 мес, пока обнаруживается носительство  $^{210}\text{Po}$ . Полученный результат также заносят в карточку учета. Индивидуальную дозу внутреннего облучения рассчитывают с учетом дозы внешнего излучения, при этом основной хронологической единицей является календарный год.

Применительно к внутреннему облучению карточка учета должна содержать следующие пункты: а) суммарная за календарный год доза внутреннего облучения; б) среднегодовая удельная активность кала, найденная по результатам анализов, проводимых через 2 календарные недели (за исключением случаев однократного поступления с расширенной программой анализов); в) полная доза внутреннего облучения, обусловленного однократным поступлением; г) примечание, в котором записывают общее число однократных поступлений  $^{210}\text{Po}$ , приведших к необходимости расширенных биофизических анализов, и другие сведения, главным образом уточняющие специфику результатов расчета по (4.48) и (4.53), а также записи по указанному выше пункту в). Учет всех случаев однократного поступления  $^{210}\text{Po}$ , приведших к необходимости расширенных анализов, проводят в журнале специальной формы, в котором должны быть отражены следующие моменты: 1) источник однократного поступления с описанием таких характеристик, как физико-химическая форма поступившего  $^{210}\text{Po}$ , время, в течение которого происходило поступление, и другие сведения, уточняющие характер поступления (дисперсность аэрозолей, вентиляция и т.п.); 2) условия, которые характеризуют возможное количество  $^{210}\text{Po}$  в воздухе уровня загрязнения тела, средства индивидуальной защиты; 3) результаты анализов, их хронология, лечебно-профилактические мероприятия.

#### СТРОНЦИЙ-85, 89, 90

Одним из опасных продуктов деления является  $^{90}\text{Sr}$ , поэтому контроль за его содержанием в организме, осуществляемый при производственном контакте с изотопом, является важной задачей радиационной гигиены [49]. Определенный интерес в этом плане представляют также два других радиоизотопа:  $^{89}\text{Sr}$  и  $^{85}\text{Sr}$ .

Для прижизненной оценки содержания  $^{90}\text{Sr}$  в организме иногда используют прямое (внешнее) измерение человека на спектрометре тормозного излучения. Однако этот прибор является малодоступным, дорогостоящим и нуждается в обслуживании высококвалифицированными специалистами, вследствие чего при решении указанной выше задачи гораздо чаще применяют метод радиохимического анализа выделений. Данный метод позволяет определять  $^{90}\text{Sr}$ , выводимый из организма с мочой, при его содержании в теле на уровне 0,04 допустимого (ДСА), а при использовании малофоновой радиометрической установки — на уровне 0,01 ДСА. Допустимому содержанию стронция в организме соответствует ежесуточное выведение с мочой 740 Бк  $^{90}\text{Sr}$  [около 1500 расп./(мин·500 мл мочи)] в интервале 30–200 сут после поступления изотопа.

В моче людей, не имеющих производственного контакта со  $^{90}\text{Sr}$ , содержание этого изотопа составляет приблизительно 0,04 Бк/сут. объем и обусловлено глобальными выпадениями [50].

В настоящее время известны аналитический вид и численные параметры функций, связывающих содержание радиоактивного стронция в выделениях (выраженное в долях от поступившего в организм количества) со временем, прошедшим с момента однократного поступления или от начала хронического поступления. Эти функции получены в результате изучения метаболизма стронция у человека и используются при интерпретации результатов анализов выделений для оценки содержания радионуклида в организме и создаваемой им тканевой дозы.

**Метаболизм стронция.** Поведение радиоизотопов стронция, попавших в организм человека, изучено подробно. После однократного поступления через рот около 0,3, а после ингаляционного — около 0,4 поступившего стронция абсорбируется во внеклеточную жидкость и приблизительно половина этого количества откладывается в костной ткани — стронций относится к группе остеотропных веществ [19]. При хроническом поступлении транспортабельных соединений стронция доля радиоизотопа, отлагающаяся в кости, составляет 99% его общего количества, присутствующего в организме\*. В других органах и тканях стронций откладывается в ничтожных количествах. Таким образом, в случае поступления в организм  $^{90}\text{Sr}$  облучению подвергается практически только костная ткань.

Первичной фиксирующей стронций субстанцией являются, по-видимому, мукополисахариды. Продиффундировав через органический матрикс кости, стронций обменивается с кальцием на ее поверхности. Дальнейшее внедрение происходит при перестройке кости и рекристаллизации ее минерала. Наибольшее число реактивных участков, сильно поглощающих стронций с образованием "горячих пятен", находится в губчатой кости: Этот тип кости присутствует в основном в тазовых, челюстных костях, ребрах, костях черепа, позвонках. Подобным образом накапливают стронций и зоны роста длинных костей. При резорбции кости происходит удаление из нее фиксированного стронция.

После отложения в костной ткани начинает преобладать обратный процесс — перенос стронция из кости во внеклеточную жидкость и далее — в почки. Стронций выводится из костной ткани медленно, но вследствие неодинаковых скоростей распада эффективные периоды полувыведения его изотопов различны (табл. 4.5).

Ни химическая форма соединения, ни путь поступления в организм существенно не влияют на картину экскреции стронция с мочой. По некоторым данным эта картина имеет один и тот же вид после ингаляции растворимого хлорида стронция и нерастворимого карбоната, по крайней мере в интервале 10–100 сут, следующих за поступлением [10, 51].

\* В дальнейшем речь будет идти лишь о транспортабельных соединениях стронция, к которым относится большинство его солей (исключение представляет  $\text{SrTiO}_3$ , слабо абсорбирующийся из ЖКТ и медленно удаляющийся из легких [38]).

Таблица 4.5. Некоторые радиобиологические и гигиенические данные для стронция

Радио-изотоп	Растворимость соединения	Орган преимущественного депонирования	Допустимое содержание изотопа в критическом органе ДСА, Бк	$T_6$ , сут	$T_{эф}$ , сут	Группа радиационной опасности
$^{90}\text{Sr}$	р	Кость	$7,4 \cdot 10^4$	$1,8 \cdot 10^4$	$6,4 \cdot 10^3$ (18 лет)	Б
	нр	Легкие, ЖКТ (НТК)	$2,8 \cdot 10^4$			
$^{89}\text{Sr}$	р	Кость	$1,4 \cdot 10^5$	$1,8 \cdot 10^4$	50,4	В
	нр	Легкие, ЖКТ (НТК)	$5,6 \cdot 10^4$			
$^{85}\text{Sr}$	р	Все тело	$2,2 \cdot 10^6$	$1,8 \cdot 10^4$	64,8	В
	нр	Легкие, ЖКТ (НТК)	$1,9 \cdot 10^5$			

Отношение экскреции стронция с мочой к его экскреции с калом лежит в пределах 3–10, составляя в среднем около 6 [4]. Большие колебания скорости экскреции стронция с мочой наблюдаются от суток к суткам у одного и того же человека.

Экскреция, соответствующая выведению из костной ткани, описывается комбинацией экспоненциальной и степенной функций. Отсюда следует, что даже после однократного поступления стронция не наблюдается постоянного соотношения между скоростью его выведения и содержанием в организме. Тем не менее в течение определенного периода после однократного поступления нуклида скорость его экскреции с мочой грубо приближенно можно считать постоянной. В интервале 30–200 сут приблизительная доля нагрузки стронция на организм, выводимая с мочой за сутки, составляет около 0,1% и позволяет оценивать эту нагрузку [14].

Критические части скелета, получающие наибольшие дозы внутреннего облучения, локализованы главным образом в губчатой кости. Тот факт, что в ней находится кроветворный костный мозг, еще более увеличивает опасность радиационного поражения. Непрерывное облучение костного мозга  $^{90}\text{Sr}$ – $^{90}\text{Y}$  может вызвать недостаточность костномозгового кроветворения, развитие злокачественных опухолей и лейкозов. Наибольшему риску радиационного поражения подвержены способные к делению клетки, покрывающие костные поверхности – остеобласты, их предшественники – преостеобласты, а также остеокласты [52].

Биологическое действие в случае интоксикации  $^{90}\text{Sr}$  обусловлено его  $\beta$ -частицами, имеющими пробег 0,8 мм в кости и 1,4 мм в костном

Таблица 4.6. Характеристики радиоактивного распада изотопов стронция

Радиоизотоп	T, сут	Вид излучения	Энергия, МэВ	Выход, %	Дочерний продукт	T, сут	Энергия, МэВ	Выход, %
$^{85}\text{Sr}$	65	К-захват	—	100	$^{85m}\text{Rb}$	0,049	$E_\gamma = 0,513$	100
$^{89}\text{Sr}$	51	$\beta^-$	1,46 (макс.)	100	—	—	—	—
$^{90}\text{Sr}$	$10^4$ (28,6 года)	$\beta^-$	0,54 (макс.)	100	$^{90}\text{Y}$	2,68	$E_\beta = 2,25$	100

мозге, и  $\beta$ -частицами дочернего  $^{90}\text{Y}$ , которые имеют соответствующие пробеги 4,3 и 7,8 мм. Для персонала предельно допустимая доза облучения костной ткани составляет 0,30 Зв/год, красного костного мозга — 0,05 Зв/год. Процесс инкорпорации  $^{90}\text{Sr}$  почти достигает равновесия за 50 лет (около 90%), так как эффективный период полувыведения этого нуклида из организма составляет около 18 лет.

Некоторые радиобиологические и физические характеристики основных радиоизотопов стронция даны в табл. 4.5 и 4.6.

Оценки поступления и содержания радиоизотопов стронция в организм человека. Расчет тканевых доз. 1. *Однократное поступление стронция в организм.* Оценка первоначально поступившего в организм количества стронция проводится на основании результатов измерения содержания нуклида в суточном объеме мочи, собранной через известное время после поступления, по формуле

$$Q_0 = \frac{q_u(\tau)}{Y_u(\tau)} \cdot 100, \quad (4.54)$$

где  $Q_0$  — величина первоначального однократного поступления стронция в организм, Бк;  $q_u(\tau)$  — содержание стронция в суточном количестве мочи, собранной на  $\tau$ -е сутки, Бк (среднее значение, полученное в результате анализа двух параллельных проб мочи и перехода к суточному объему с помощью креатининового показателя);  $Y_u(\tau)$  — значение функции выведения стронция с мочой на  $\tau$ -е сутки при однократном поступлении, % [53]. Эта величина определяется по кривым рис. 4.2 или вычисляется по формуле

$$\begin{aligned} Y_u(\tau) = & \exp(-\lambda\tau) \{ 0,080 \exp(-0,25\tau) + \\ & + 0,065(\tau + 0,2)^{-1,18} [0,555 \exp(-0,000065\tau) + 0,455 \exp(-0,00026\tau)] + \\ & + 0,360(\tau + 0,2)^{-0,18} [0,000036 \exp(-0,000065\tau) + \\ & + 0,00012 \exp(-0,00026\tau)] \} 100, \end{aligned} \quad (4.55)$$

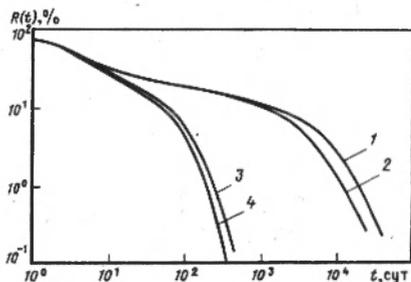
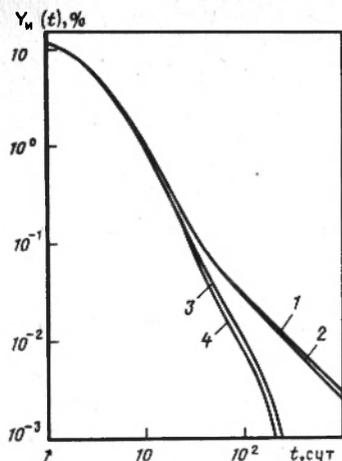


Рис. 4.2. Зависимость функции выведения стронция с мочой от времени после однократного поступления изотопа в кровь, % поступившего количества:

1 – стабильный стронций; 2 –  $^{90}\text{Sr}$ ; 3 –  $^{85}\text{Sr}$ ; 4 –  $^{89}\text{Sr}$

Рис. 4.3. Зависимость функции удержания стронция в организме от времени после однократного поступления в кровь, % поступившего количества:

1 – стабильный стронций; 2 –  $^{90}\text{Sr}$ ; 3 –  $^{85}\text{Sr}$ ; 4 –  $^{89}\text{Sr}$

где  $\lambda$  – постоянная радиоактивного распада,  $\text{сут}^{-1}$ ;  $\lambda = 0,11$  для  $^{85}\text{Sr}$ ;  $\lambda = 0,014$  для  $^{89}\text{Sr}$ ;  $\lambda = 6,6 \cdot 10^{-5}$  для  $^{90}\text{Sr}$ .

Содержание стронция в организме на любой момент  $t$  после однократного поступления оценивается по формуле

$$Q(t) = Q_0 R(t) / 100, \quad (4.56)$$

где  $Q(t)$  – содержание стронция в организме на  $t$ -е сутки после поступления, Бк;  $Q_0$  – величина первоначального поступления в организм, определяемая по (4.54), Бк;  $R(t)$  – значение функции удержания стронция в организме на  $t$ -е сутки, определяемое по рис. 4.3 или по формуле

$$\begin{aligned} R(t) = & \exp(-\lambda t) \{ 0,4 \exp(-0,25t) + \\ & + 0,45 (t + 0,2)^{-0,18} [0,555 \exp(-0,000065t) + \\ & + 0,445 \exp(-0,00026t)] \} \cdot 100. \end{aligned} \quad (4.57)$$

Если при профилактических наблюдениях за персоналом установлено, что содержание радиоактивного стронция у отдельных лиц больше или равно  $0,3 \text{ ДС}_A$ , для этих лиц необходимо рассчитать дозы внутрен-

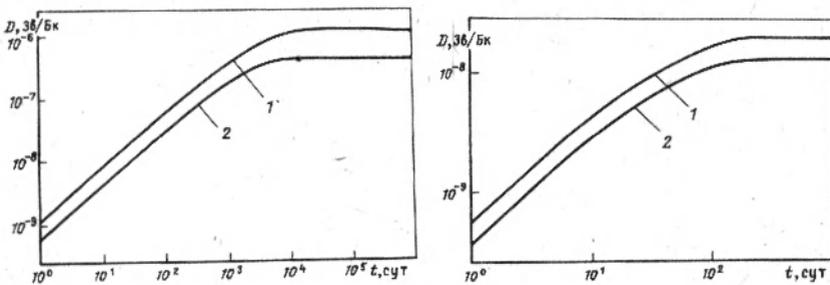


Рис. 4.4. Зависимость дозы на поверхности кости и красного костного мозга от времени при однократном поступлении в кровь 1 Бк  $^{90}\text{Sr}$ :

1 – поверхность кости; 2 – красный костный мозг

Рис. 4.5. Зависимость дозы на поверхности кости и красного костного мозга от времени при однократном поступлении в кровь 1 Бк  $^{89}\text{Sr}$ :

1 – поверхность кости; 2 – красный костный мозг

него облучения. То же необходимо проделать и для лиц из населения, у которых обнаружено повышенное содержание радиоактивного стронция. Органом преимущественного депонирования  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{89}\text{Sr}$  является костная ткань, а  $^{85}\text{Sr}$  – все тело (см. табл. 4.5).

Вычисление тканевой дозы излучения в любой момент после однократного поступления радионуклида производится по формуле

$$D_Q(t) = Q_0 D(t), \quad (4.58)$$

где  $D_Q(t)$  – доза на орган или все тело в момент времени  $t$  после однократного поступления стронция, Зв;  $Q_0$  – величина первоначального поступления, определяемая по (4.54), Бк;  $D(t)$  – доза на орган или все тело в момент  $t$  после однократного поступления 1 Бк Sr, Зв/Бк.

Значение  $D(t)$ , Зв/Бк, в случае поступления  $^{90}\text{Sr}$  для поверхностного слоя кости и красного костного мозга определяется по рис. 4.4 или по формулам

$$D_{\text{пов.кости}}(t) = 7,91 \cdot 10^{-7} \int_{2,6 \cdot 10^{-5}}^{(t+0,2) 1,3 \cdot 10^{-4}} y^{-0,18} \exp(-y) dy + 4,62 \cdot 10^{-7} \int_{6,5 \cdot 10^{-5}}^{(t+0,2) 3,26 \cdot 10^{-4}} y^{-0,18} \exp(-y) dy; \quad (4.59)$$

$$D_{\text{к.к.мозг}}(t) = 4,40 \cdot 10^{-7} \int_{6,5 \cdot 10^{-5}}^{(t+0,2) 3,26 \cdot 10^{-4}} y^{-0,18} \exp(-y) dy. \quad (4.60)$$

\*Орган преимущественного депонирования – критический орган.

Значение  $D(t)$ , Зв/Бк, для поверхностного слоя кости и красного костного мозга в случае поступления  $^{89}\text{Sr}$  определяется по рис. 4.5 или по формулам

$$D_{\text{пов.кости}}(t) = 8,57 \cdot 10^{-9} \int_{2,7 \cdot 10^{-3}}^{0,0137(t+0,2)} y^{-0,18} \exp(-y) dy + \\ + 1,11 \cdot 10^{-8} \int_{2,8 \cdot 10^{-3}}^{0,0139(t+0,2)} y^{-0,18} \exp(-y) dy; \quad (4.61)$$

$$D_{\text{к.к.мозг}}(t) = 1,30 \cdot 10^{-8} \int_{2,8 \cdot 10^{-3}}^{0,0139(t+0,2)} y^{-0,18} \exp(-y) dy. \quad (4.62)$$

В формулы (4.59) – (4.62), а также и в некоторые другие, применяемые в случае хронического поступления стронция в организм (см. ниже), входит определенный интеграл вида  $I = \int_A^B y^{-0,18} \exp(-y) dy$ , значения которого могут быть получены из графика (рис. 4.6), где приведена зависимость  $I(t) = \int_0^t y^{-0,18} \exp(-y) dy$ . Напомним, что  $\int_A^B f(y) dy = \int_0^B f(y) dy - \int_0^A f(y) dy$ . Значение  $D(t)$ , Зв/Бк, для всего тела в случае поступления в организм  $^{85}\text{Sr}$  определяется по рис. 4.7 или по формуле

$$D(t) = 1,0 \cdot 10^{-10} [1 - \exp(-0,26t)] + \\ + 1,19 \cdot 10^{-9} \int_{0,0022}^{0,011(t+0,2)} y^{-0,18} \exp(-y) dy. \quad (4.63)$$

2. *Хроническое поступление стронция в организм.* На практике может иметь место и хроническое поступление нуклида в организм в течение ограниченного периода времени. Если отдельные поступления не слишком различаются по величине и не слишком разбросаны во времени, можно применить модель, описывающую хроническое равномерное поступление. Для этого необходимо знать динамику равномерного поступления, т.е. длительность поступления  $T$  и время  $\tau$ , прошедшее от начала поступления до момента проведения анализа мочи.

Активность нуклида, поступившего за время  $T$  в организм, проводят по формуле

$$qT = \frac{q_{\mu}(\tau)}{Y_{\text{хрон}}(\tau)} 100, \quad (4.64)$$

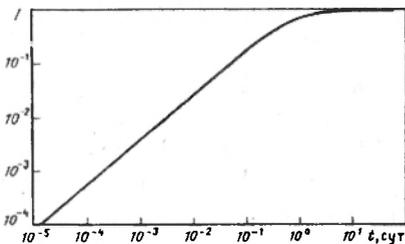


Рис. 4.6. Зависимость интеграла вида  $\int_0^t y^{-0,18} \exp(-y) dy$  от параметра  $t$

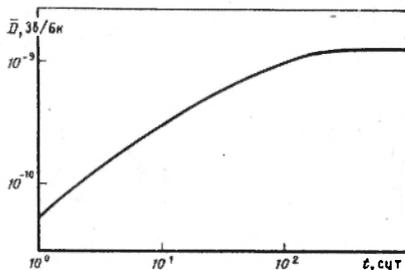


Рис. 4.7. Зависимость дозы на тело от времени при однократном поступлении в кровь 1 Бк  $^{85}\text{Sr}$

где  $q$  — суточное поступление активности в организм, Бк/сут;  $T$  — длительность поступления, сут;  $q_u(\tau)$  — активность суточной мочи, собранной на  $\tau$ -е сутки после начала поступления,  $\tau \geq T$ , Бк;  $Y_{\text{хрон}}(\tau)$  — значение функции выведения стронция с мочой на  $\tau$ -е сутки после хронического равномерного поступления, %.

Значение функции выведения  $Y_{\text{хрон}}(\tau)$  в случае  $\tau = T$  может быть получено из графика (рис. 4.8). В общем случае при  $\tau \geq T$  оно вычисляется по (4.65) — (4.69).

Для  $^{90}\text{Sr}$  значение  $Y_{\text{хрон}}(\tau)$ , %, вычисляется по формуле

$$Y_{\text{хрон}}(\tau) = 100 \left\{ \frac{0,32}{T} [\exp(-0,25(\tau - T)) - \exp(-0,25\tau)] + \frac{0,20}{T} [(\tau - T + 0,2)^{-0,18} \exp(-0,00013(\tau - T)) - (\tau + 0,2)^{-0,18} \times \right.$$

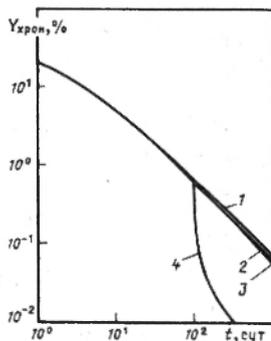


Рис. 4.8. Зависимость функции выведения стронция с мочой от времени при хроническом поступлении, % поступившего в кровь количества:

1 —  $^{90}\text{Sr}$ ; 2 —  $^{85}\text{Sr}$ ; 3 —  $^{89}\text{Sr}$ ; 4 —  $^{90}\text{Sr}$  при  $T = 100$  сут

$$\begin{aligned} & \times \exp(-0,00013 \tau)] + \frac{0,161}{T} [(\tau - T + 0,2)^{-0,18} \exp(-0,00033(\tau - T)) - \\ & - (\tau + 0,2)^{-0,18} \exp(-0,00033 \tau)] - \frac{0,026}{T} \int_{0,00013(\tau - T + 0,2)}^{0,00013(\tau + 0,2)} y^{-0,18} \times \\ & \times \exp(-y) dy - \frac{0,007}{T} \int_{0,00033(\tau - T + 0,2)}^{0,00033(\tau + 0,2)} y^{-0,18} \exp(-y) dy \} . \quad (4.65) \end{aligned}$$

Для  $^{89}\text{Sr}$  значение  $Y_{\text{хрон}}(\tau)$ , %, вычисляется по формуле

$$\begin{aligned} Y_{\text{хрон}}(\tau) = 100 \left\{ \frac{0,30}{T} [\exp(-0,26(\tau - T)) - \exp(-0,26 \tau)] + \right. \\ \left. + \frac{0,36}{T} [(\tau - T + 0,2)^{-0,18} \exp(-0,014(\tau - T)) - (\tau + 0,2)^{-0,18} \times \right. \\ \left. \times \exp(-0,014 \tau)] - \frac{0,17}{T} \int_{0,014(\tau - T + 0,2)}^{0,014(\tau + 0,2)} y^{-0,18} \exp(-y) dy \right\} . \quad (4.66) \end{aligned}$$

Для  $^{85}\text{Sr}$  значение  $Y_{\text{хрон}}(\tau)$ , %, вычисляется по формуле

$$\begin{aligned} Y_{\text{хрон}}(\tau) = 100 \left\{ \frac{0,31}{T} [\exp(-0,26(\tau - T)) - \exp(-0,26 \tau)] + \right. \\ \left. + \frac{0,36}{T} [(\tau - T + 0,2) \exp(-0,011(\tau - T)) - (\tau + 0,2) \exp(-0,011 \tau)] - \right. \\ \left. - \frac{0,16}{T} \int_{0,011(\tau + T + 0,2)}^{0,011(\tau + 0,2)} y^{-0,18} \exp(-y) dy \right\} . \quad (4.67) \end{aligned}$$

В эти формулы входит интеграл вида  $\int_A^B y^{-0,18} \exp(-y) dy$ , значения которого можно получить из графика рис. 4.6.

Содержание стронция в организме  $Q_{\text{хрон}}(t)$  в интересующий нас момент  $t$  при хроническом равномерном его поступлении в течение  $T$  сут, Бк, оценивают по формуле

$$Q_{\text{хрон}}(t) = \frac{qTR_{\text{хрон}}(t)}{100} = q_u(t) \frac{R_{\text{хрон}}(t)}{Y_{\text{хрон}}(\tau)} , \quad (4.68)$$

где значение  $qT$  определяется по (4.64);  $R_{\text{хрон}}(t)$  — функция удержания в момент  $t$  при хроническом поступлении, %.

Значение функции удержания  ${}^{90}\text{Sr}$  определяется по формуле:

$$R_{\text{хрон}}(t) = \frac{100}{T} \left\{ 1,60 \exp(-0,25t) [\exp(0,25T) - 1] + \right. \\ \left. + 381,75 \int_{0,00013(t-T+0,2)}^{0,00013(t+0,2)} y^{-0,18} \exp(-y) dy + \right. \\ \left. + 144,67 \int_{0,00033(t-T+0,2)}^{0,00033(t+0,2)} y^{-0,18} \exp(-y) dy \right\}. \quad (4.69)$$

Для  ${}^{89}\text{Sr}$

$$R_{\text{хрон}}(t) = \frac{100}{T} \left\{ 1,52 \exp(-0,26t) [\exp(0,26T) - 1] + \right. \\ \left. + 15,16 \int_{0,014(t-T+0,2)}^{0,014(t+0,2)} y^{-0,18} \exp(-y) dy \right\}. \quad (4.70)$$

Для  ${}^{85}\text{Sr}$

$$R_{\text{хрон}}(t) = \frac{100}{T} \left\{ 1,53 \exp(-0,26t) [\exp(0,26T) - 1] + \right. \\ \left. + 18,41 \int_{0,011(t-T+0,2)}^{0,011(t+0,2)} y^{-0,18} \exp(-y) dy \right\}. \quad (4.71)$$

Для случая  $t = T$  значение  $R_{\text{хрон}}(t)$  можно определить по графикам рис. 4.9.

В соответствии с (4.68) содержание стронция в организме в момент взятия суточного количества мочи на анализ ( $t = \tau$ ) определяется с помощью отношения  $R_{\text{хрон}}(\tau)/Y_{\text{хрон}}(\tau)$ . Величина этого отношения для  ${}^{90}\text{Sr}$  при различной длительности равномерного хронического поступления  $T$  и времени после прекращения поступления ( $\tau - T$ ) приведена в табл. 4.7.

Тканевая доза излучения при хроническом поступлении радиоактивного стронция в любой момент  $t$  после начала поступления вычисляются по формуле

$$D_{qT}(t) = qTD(t), \quad (4.72)$$

где  $D_{qT}(t)$  – доза на орган или все тело в момент времени после начала хронического равномерного поступления, Зв;  $q$  – ежесуточное поступление стронция в организм, Бк/сут;  $T$  – длительность поступления

Таблица 4.7. Отношение  $R_{\text{хрон}}(T)/Y_{\text{хрон}}(T)$  для случая равномерного хронич

Время после прекращения поступления $T-t$ , сут	$T$ , сут								
	1	3	6	10	15	20	25	30	40
0	3,9	5,6	7,2	8,8	11	13	14	15	20
1	7,6	8,6	10	13	15	18	20	22	28
3	12	12	15	18	23	26	29	33	40
6	18	20	24	29	37	42	47	55	65
10	40	43	45	53	64	74	83	90	110
15	71	76	71	100	120	130	130	140	170
20	120	130	40	140	160	170	180	190	210
25	150	160	70	180	200	210	220	230	250
30	170	200	210	220	230	230	250	260	300
40	270	270	270	280	300	310	330	340	350
50	330	330	330	340	360	370	380	390	410
60	410	410	410	420	420	430	450	470	480
80	540	540	550	550	550	550	550	580	590
100	690	690	690	690	690	690	690	690	700
150	930	930	930	930	940	950	960	970	970
200	1100	1100	1100	1100	1200	1200	1200	1200	1200
300	1600	1600	1600	1600	1600	1600	1600	1700	1700
500	2300	2300	2300	2300	2300	2300	2300	2300	2300
700	3200	3200	3200	3200	3200	3200	3200	3200	3200
1000	4000	4000	4000	4000	4000	4000	4000	4000	4000

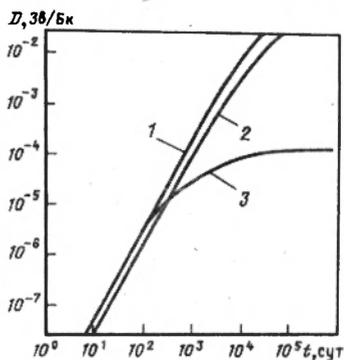
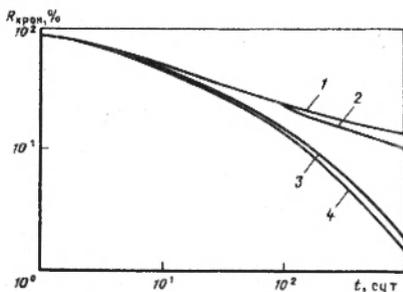


Рис. 4.9. Зависимость функции удержания стронция в организме от времени при хроническом равномерном поступлении в кровь, % поступившего количества:

1 —  $^{90}\text{Sr}$ ; 2 —  $^{90}\text{Sr}$  при  $T=100$  сут; 3 —  $^{85}\text{Sr}$ ; 4 —  $^{89}\text{Sr}$

Рис. 4.10. Зависимость поверхностной дозы кости и красного костного мозга от времени при хроническом равномерном поступлении 1 Бк  $^{90}\text{Sr}$  в 1 сут:

1 — поверхность кости; 2 — красный костный мозг; 3 — поверхность кости при поступлении в течение  $T=100$  сут

ческого поступления  $^{90}\text{Sr}$  в течение времени  $T$

$T$ , сут										
50	60	80	100	150	200	300	400	500	700	1000
22	26	31	37	49	61	82	98	120	150	190
32	36	45	52	70	83	120	140	160	200	270
48	53	68	75	100	120	160	200	240	300	380
76	86	110	120	160	190	250	280	360	440	560
120	140	160	190	230	280	360	450	510	620	780
180	200	230	260	310	380	470	570	630	790	970
230	260	280	310	380	450	530	660	730	900	1100
260	300	340	360	430	500	600	720	810	990	1200
310	340	370	400	470	530	670	760	870	1000	1200
380	400	430	470	550	680	740	860	970	1100	1300
440	470	490	530	610	690	820	930	1100	1200	1400
490	520	540	580	690	740	880	980	1100	1300	1500
600	630	640	690	810	870	990	1100	1200	1400	1600
710	740	770	800	910	990	1100	1200	1300	1500	1800
970	980	980	1000	1100	1300	1300	1500	1600	1800	2100
1200	1200	1200	1300	1400	1500	1600	1800	1800	2000	2300
1700	1700	1700	1700	1800	1800	2000	2100	2200	2400	2700
2300	2300	2400	2400	2400	2400	2600	2600	2900	2900	3200
3200	3200	3200	3200	3200	3200	3200	3300	3400	3400	3600
4000	4000	4000	4000	4000	4000	4000	4000	4000	4000	4100

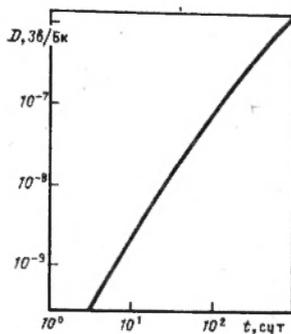
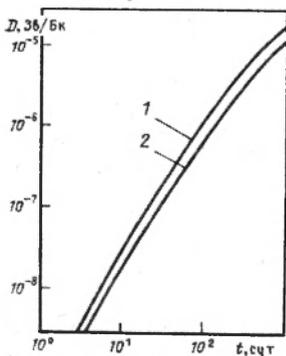


Рис. 4.11. Зависимость поверхностной дозы кости и красного костного мозга от времени при хроническом равномерном поступлении в кровь 1 Бк  $^{89}\text{Sr}$  в 1 сут:

1 – поверхность кости; 2 – красный костный мозг

Рис. 4.12. Зависимость дозы тела, Зв, от времени при хроническом равномерном поступлении в кровь 1 Бк  $^{85}\text{Sr}$  в 1 сут

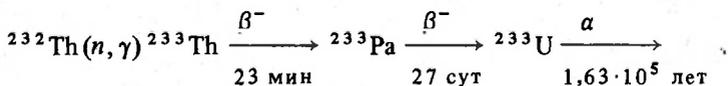
ния, сут;  $q \cdot T$  определяется по (4.64);  $D(t)$  – доза на орган или все тело в момент  $t$  при хроническом равномерном поступлении 1 Бк в сутки, Зв/Бк.

Для вычисления  $D(t)$  в случае хронического равномерного поступления изотопа не удалось получить простой формулы. При  $t = T$  можно определить значения  $D(t)$  по графикам рис. 4.10–4.12. По этим же графикам можно определить зависимость  $D(t)$  при  $t > T$  для конкретных значений  $T$  методом вычитания из  $D(t_i)$  величины  $D(t_i - T)$ . На рис. 4.10 приведен пример для  $T = 100$  сут.

### ТОРИЙ ПРИРОДНЫЙ

В настоящее время торий широко применяется во многих отраслях промышленности – в авиационной и ракетной индустрии (в виде сплавов с магнием), в высоковакуумной и осветительной технике. Соединения тория используют в оптической и металлургической промышленности. В химии торий нашел применение как катализатор. Главным сырьем для его получения является минерал монацит, состоящий из фосфатов редких земель, фосфата и силиката тория.

Хотя ядро тория само не способно делиться под действием медленных нейтронов, при облучении оно превращается в  $^{233}\text{U}$ , который, подобно  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ , может служить ядерным горючим [54]:



Итак, в отличие от урана, вовлечение тория в ядерную энергетику возможно только через ядерное превращение тория в  $^{233}\text{U}$  с необходимыми процессами соответствующей химической переработки облученного сырья. Торий надо облучить в реакторе нейтронами до экономически выгодных накоплений  $^{233}\text{U}$ , который надо выделить, и на его основе создать ядерное горючее для реакторов. Поэтому торий – потенциальный источник ядерной энергетики. В мире сохраняется постоянный интерес к изучению возможности использования тория в ядерной энергетике, но промышленная эксплуатация ториевых реакторов на основе  $^{233}\text{U}$ , вероятно, будет осуществлена не ранее 2000 г. [55, 56].

Содержание тория в земной коре в 5 раз превышает содержание урана. Торий – элемент, обладающий относительно малой химической токсичностью. Опыт, накопленный в промышленности, показывает, что опасность, создаваемая естественным торием, не больше, чем от естественного урана. Несмотря на это торий, подобно плутонию, принадлежит к нуклидам с высокой радиотоксичностью.

Естественный торий представляет собой практически чистый изотоп  $^{232}\text{Th}$ , его содержание (по массе) в природной смеси изотопов 100%.

Рис. 4.13. Накопление и распад  $^{228}\text{Th}$  и  $^{228}\text{Ra}$  в ториевой фракции естественного тория после разделения Th и Ra:  
 1 -  $^{228}\text{Th}$ ; 2 -  $^{228}\text{Ra}$



Всего известно 13 радионуклидов тория, из них четыре долгоживущие (см. с. 99).

Радиобиологическое действие тория определяется высокой удельной активностью продуктов его распада. При достижении радиоактивного равновесия один распад  $^{232}\text{Th}$  сопровождается выходом 6 $\alpha$ -, 4 $\beta$ -частиц и 2,9  $\gamma$ -квантов. Степень радиационной опасности тория для здоровья человека зависит от положения радиоактивного равновесия в ториевом ряду. Естественный торий состоит из смеси равных по активности  $^{232}\text{Th}$  и  $^{228}\text{Th}$ , принадлежащих к радиоактивному семейству 4п.

После выделения из пробы  $^{228}\text{Th}$  (совместно с  $^{232}\text{Th}$ ), его количество будет распадаться приблизительно до половины первоначально присутствовавшего, прежде чем начнет возрастать до равновесного уровня (рис. 4.13). Таким образом, реальный состав любой пробы, содержащей естественный торий, зависит от ее "химической истории". Это обстоятельство влияет также на дозу облучения, получаемую при внутреннем загрязнении организма естественным торием.

Большинство ториевых минералов содержит в своем составе уран.  $^{230}\text{Th}$  (ионий) является продуктом распада урана. Изотопы тория с массами 230 и 228 образуются также в высокообогащенном и облученном нейтронами уране [57, 58].

Метаболизм тория. По данным МКРЗ для "условного человека", торий ежедневно поступает в организм с пищей и жидкостями в количестве 3 мкг. Из-за низкой степени всасываемости в ЖКТ фекальное выведение тория (2,9 мкг/сут) сильно превышает его выведение с мочой (0,1 мкг/сут). В легких человека содержится 9 мкг тория, в минеральной части кости 30 мкг. Торий откладывается преимущественно на эндостальных поверхностях костного минерала вблизи кровеносной ткани и связывается в основном с мукополисахаридами, а также с альбуминами и глобулинами. Очень медленно он распределяется по объему компактной кости при ее резорбции и образовании [42]. Мощность годовой поглощенной дозы костными клетками, создаваемая изотопами тория с массами 230 и 232, составляет в сумме  $1,5 \times 10^{-5}$  Зв/год (данные НКДАР ООН) и  $5,3 \cdot 10^{-5}$  Зв/год (данные [59] для населения РСФСР).

Таблица 4.8. Некоторые радиобиологические и гигиенические данные для изотопов тория [1, 19, 60]

Радио-изотоп	Раствори-мость со-единения	Орган пре-имуществен-ного депони-рования	Допустимое со-держание изото-па в органе ДСА, Бк	$T_{0,5\beta}$	$T_{0,5\alpha}$	Группа ра-диацион-ной опас-ности
$^{228}\text{Th}$	р	Кость	210	$7,3 \cdot 10^4$	693	А
	nr	Легкие	63			
$^{230}\text{Th}$	р	Кость	850	$7,3 \cdot 10^4$	$7,3 \cdot 10^4$	А
	nr	Легкие	310			
$^{232}\text{Th}$	р	Кость	780	$7,3 \cdot 10^4$	$7,3 \cdot 10^4$	Г
	nr	Легкие	320			
Th при-родный	р	Кость	370 (89 мг)	—	—	Г
	nr	Легкие	100 (13 мг)			

Поведение тория в организме подобно поведению других актинидов. При очень низких концентрациях он может находиться в теле в виде ионов, при более высоких — в виде истинных и псевдоколлоидов. Большинство соединений тория гидролизуются при физиологических значениях рН, но комплексы — цитрат, тартрат, бикарбонат — устойчивы в среде организма.

Характер распределения тория в организме зависит от химических свойств его соединений: растворимости в тканевых жидкостях, констант устойчивости комплексов, концентрации элемента. Торий и его дочерние продукты распределяются в теле по-разному, поэтому при поступлении равновесной смеси нуклидов во всех органах и тканях радиоактивное равновесие существенно нарушается. Выведение радионуклидов ряда тория из организма в большинстве случаев хорошо описывается экспоненциальными уравнениями.

Органом преимущественного депонирования для транспортабельных соединений природного тория является костная ткань, для нетранспортабельных — легкие. Допустимая нагрузка естественного тория на органы для лиц из персонала, рекомендованная МКРЗ, составляет  $3,7 \cdot 10^2$  Бк (89 мг) для случая, когда органом преимущественного депонирования является костная ткань [60], и  $10^2$  Бк (13 мг), когда органом преимущественного депонирования являются легкие [1] (табл. 4.8).

Согласно МКРЗ, окись и гидроокись тория относятся к соединениям класса транспортабельности Г, а все другие соединения — к классу Н. На собаках получена следующая модель метаболизма тория. Из всего количества элемента, поступившего в переходную камеру\*, 0,7 перемещается

\*Переходная камера — камера, введенная для математического удобства в большинстве моделей метаболизма, чтобы учесть задержку между началом поступления радиоактивного вещества в жидкости тела и отложением его в тех или иных тканях [42].

в костную ткань, где задерживается с периодом полувыведения  $T_6 = 8000$  сут ( $T_6$  для костной ткани человека равен  $22\,000 - 36\,500$  сут [18, 55]),  $0,04$  перемещается в печень, из которой выведение происходит с  $T_6 = 700$  сут;  $0,16$  равномерно распределяется по всем другим органам и тканям и удаляется из них с  $T_6 = 700$  сут;  $0,10$  непосредственно выводится из организма с  $T_6 = 0,5$  сут.

Долю тория, всасывающуюся из ЖКТ во внеклеточную жидкость, принимают равной  $2 \cdot 10^{-4}$  для всех его соединений, относящихся к классам транспортабельности Г и Н. Доля, выводимая из внеклеточной жидкости с мочой, составляет  $1,0$ , с фекалиями — около  $0,01$  от суммарной экскреции.

После ингаляции нерастворимого  $\text{ThO}_2$  диоксид на годы задерживается в легких и в легочных лимфоузлах и лишь в незначительной степени — в печени и селезенке. При этом в лимфоузлах концентрация тория в несколько десятков раз больше, чем в легких. Значение биологического периода  $T_6$  медленной очистки легких человека составляет для транспортабельных соединений тория 4 г. Диоксид выводится в первые 5–10 сут после поступления преимущественно с калом.

Для описания распределения тория в органах дыхания и его выведения применяют модель МКРЗ [18]. При введении в органы дыхания транспортабельного соединения тория наибольшая доза приходится на легкие, доза в 2 раза меньшая — на перибронхиальные лимфатические узлы и в 100 раз меньшая — на почки и костную ткань.

При поступлении в кровь нетранспортабельных соединений они концентрируются преимущественно в печени; при поступлении транспортабельных — в скелете. Поражение костной ткани выражается в виде некрозов, патологических переломов, опухолей. Опухоли кости возникают при введении  $^{228}\text{Th}$  в дозах значительно меньших, чем при поступлении  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{228}\text{Ra}$ ,  $^{226}\text{Ra}$ .

Скорость выведения тория из крови (главным образом, в скелет) зависит от его концентрации: микроколичества удаляются быстрее. При концентрации  $0,1$  мг  $\text{Th}/\text{мл}$  элемент ассоциируется с белками плазмы крови (до  $90\%$  с глобулином), только  $7\%$  тория находится в небелковой части плазмы. Вероятно, основной формой переноса тория (по аналогии с плутонием IV) является его соединение с трансферрином плазмы крови.

Скорость суточного выведения природного тория из организма с мочой\* (орган преимущественного депонирования — костная ткань) составляет  $0,01\%$  содержания в теле, если имеет место хроническое поступление нуклида и пробы собирают через 30–100 сут. Следовательно, одному допустимому содержанию естественного тория в скелете соответствует содержание в суточной моче, равное  $8,9$  мкг  $\text{Th}$  или

\* Можно предполагать, что торий, подобно  $\text{Pu}$ ,  $\text{Am}$  и  $\text{Cm}$ , связан в моче человека с цитратом и выводится из организма в виде цитратного комплекса.

4,4 расп./мин (2,2 расп./мин обусловлено  $^{232}\text{Th}$  и 2,2 расп./мин —  $^{228}\text{Th}$ ). В норме с мочой ежедневно выводится 0,1–2 мкг тория [61].

Некоторые считают, что количество тория, выводимое с мочой при хронической ингаляции его нерастворимых соединений, так мало, что едва ли может быть обнаружено существующими методами. Тем не менее при изучении состояния здоровья людей (21 чел), работавших в течение 7–8 лет на производстве по извлечению тория и редкоземельных элементов из монацитовых руд, было установлено, что концентрация тория в моче обследуемых составляет около 10 мкг/л, т.е. по крайней мере в отдельных случаях была вполне определяемой величиной [62].

Выделение тория с калом при ингаляционном поступлении нерастворимых соединений тория значительно. Этот факт показывает, что важен анализ кала для наблюдений за поступлением тория персоналу.

Модели кинетики метаболизма радионуклидов ряда  $^{232}\text{Th}$ . Количественный анализ закономерностей обмена генетически связанных радионуклидов ториевого ряда ( $^{232}, ^{228}\text{Th}$ ,  $^{228}, ^{224}\text{Ra}$ ,  $^{220}\text{Tn}$ ,  $^{212}\text{Pb}$ ,  $^{212}\text{Bi}$ ) в организме человека необходим для расчета их накопления и прогнозирования дозовых нагрузок на внутренние органы. Сначала на основании качественного анализа экспериментальных данных, полученных на животных, строят структурные модели транспорта радионуклидов в теле. При этом организм моделируется совокупностью камер, связанных транспортными коммуникациями и характеризующихся набором соответствующих метаболических констант. Константы выражают вероятность перехода вещества из одной камеры в другую в единицу времени, т.е. являются кинетическими константами. Модели транспорта радионуклидов описываются системами дифференциальных уравнений с постоянными коэффициентами.

Эксперименты с животными показывают, что метаболические процессы удержания и выведения радиоактивных веществ организмом описываются экспоненциальным законом. Параметры экспоненциальных уравнений ( $A$ ,  $\lambda$ ) зависят от кинетических констант ( $K$ ) транспорта радионуклида по внутренним коммуникациям организма. Сравнивая решения дифференциальных уравнений с эмпирическими кривыми удержания и выведения (позволяющими получить наборы параметров  $A$ ,  $\lambda$ ), рассчитывают значения кинетических констант ( $K$ ), которые и определяют скорость метаболизма радионуклидов, т.е. скорость их транспорта по внутренним коммуникациям.

Камерное моделирование транспорта радионуклидов в организме позволяет исследовать вопрос о том, какие камеры ответственны за максимальные дозы в различные моменты времени после проникновения радионуклида в кровь. Особый интерес представляют модели клиренса легких от тория и продуктов его распада, поскольку ингаляционный путь поступления радиоактивных веществ в организм в практическом отношении наиболее важен.

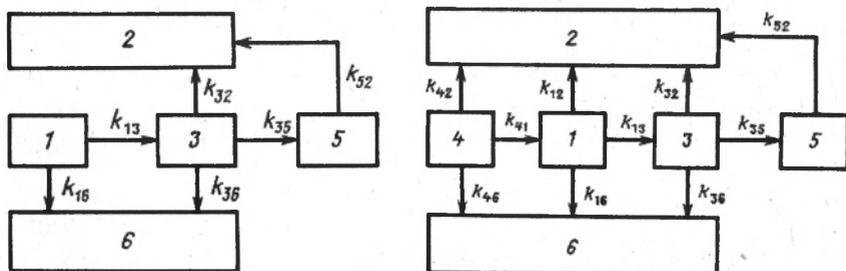


Рис. 4.14. Двухкамерная модель клиренса пульмонального отдела дыхательного тракта от нерастворимой пыли:

1 и 3 – быстро и медленно выводящиеся фракции пыли из пульмонального отдела; 2 – кровь; 5 – лимфатические узлы; 6 – ЖКТ

Рис. 4.15. Трехкамерная модель клиренса пульмональной области легких от растворимой пыли:

4 – камера, обозначающая долю нуклида, выводящуюся из пульмонального отдела с промежуточной скоростью. Остальные обозначения см. на рис. 4.14

Как уже отмечалось, задержка пылевых частиц в органах дыхания и их распределение по отделам дыхательного тракта хорошо описываются в случае тория и продуктов его распада моделью, предложенной МКРЗ. Клиренс (очистка) легких от нерастворимой пыли (класс Г) соответствует двухфазной функции удержания, причем доминирующим механизмом клиренса является фагоцитоз\* (рис. 4.14).

Пыль, осевшая в просвете альвеолярных ходов и легочных альвеол (камера 1), подвергается фагоцитозу как со стороны подвижных макрофагов, обеспечивающих быструю фазу клиренса в ЖКТ (камера 6), так и со стороны плоских клеток альвеолярного эпителия и гистцитов альвеолярных перегородок, обладающих фагоцитарной активностью (камера 3) и обеспечивающих медленную фазу клиренса в ЖКТ и лимфу (камера 5). Камера 2 представляет кровь, коммуникации 3–2 и 5–2 отражают всасывание радионуклидов в диффундирующей форме в кровь из легких и лимфатических узлов.

Кинетика клиренса пульмональной области легких от растворимых пылей тория дана в виде трехкамерной модели (рис. 4.15). Трехкамерная модель отличается от модели клиренса для нерастворимой пыли (рис. 4.14) тем, что в нее введены дополнительная коммуникация  $k_{12}$ , отражающая наблюдаемый в эксперименте относительно быстрый

\* Фагоцитоз – поглощение аэрозольных частиц макрофагами, последующее их удаление мерцательным эпителием в глотку, проглатывание и выведение через ЖКТ. Макрофаги – клетки, ответственные за клиренс легких. Они поглощают и переваривают посторонние частицы, попавшие в дыхательные пути.

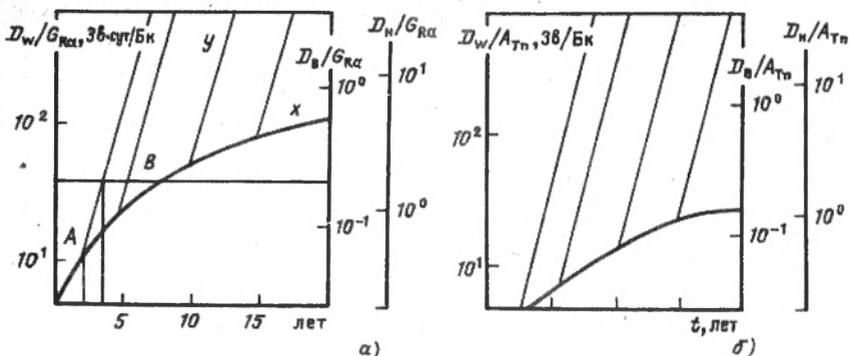


Рис. 4.16. Дозовоэксреторные (а) и дозовоэксгаляционные (б) зависимости для прогнозирования нагрузки от инкорпорированных труднорастворимых торий-содержащих пылей

компонент всасывания, и камера 4, в которой часть нуклида удерживается в течение 1–2 нед.

Эти модельные представления и найденные на их основе соотношения, связывающие содержание радионуклидов ториевого ряда в выделениях и в выдыхаемом воздухе с их содержанием в организме, используют для развития методов косвенной дозиметрии радионуклидов, инкорпорированных в результате производственного контакта с ними.

Методы восстановления дозовой нагрузки при инкорпорации природного тория и продуктов его распада [55]. Оценка индивидуальной дозовой нагрузки от инкорпорированных радионуклидов ториевого ряда — сложная проблема дозиметрии внутреннего облучения. Методы прямой дозиметрии радионуклидов ториевого ряда не обладают нужной чувствительностью [4], поэтому используют методы косвенной дозиметрии, основанные на анализе выделений и выдыхаемого воздуха. Расчеты показывают, что прогнозирование индивидуальной дозовой нагрузки в случае однократного, ограниченного во времени и хронического ингаляционного поступлений рассматриваемых нуклидов в растворимой форме и в форме диоксида тория с наибольшей чувствительностью осуществляется на основании данных радиометрии торона в выдыхаемом воздухе\* и  $^{224}\text{Ra}$  в выделениях [55, 63, 64]. Для интерпретации полученной информации рассчитаны дозовоэксгаляционные и дозовоэксреторные зависимости (рис. 4.16), позволяющие по данным измерения содержания торона в выдыхаемом воздухе и  $^{224}\text{Ra}$  в кале оценить дозовую нагрузку на легкие  $D_H$ , на лимфоузлы  $D_W$  и на ске-

\*Торон ( $^{220}\text{Rn}$ ), являясь инертным газом, диффундирует из тканей в кровяное русло, переносится с током крови в легкие и выдыхается. Доля торона, достигающая крови (иначе — коэффициент эманирования, коэффициент эксгаляции) сильно зависит от распределения  $^{224}\text{Ra}$  в организме.

лет  $D_B$ , которая сформируется за 50 лет производственного контакта с торийсодержащими пылями.

Зависимости, изображенные на рис. 4.16, относятся к пыли с масс-медианным аэродинамическим диаметром (ММАД), равным 1 мкм, коэффициентом эминирования торона  $w = 10\%$  и скоростью переноса  $^{224}\text{Ra}$  из пыли, осевшей в легких, в кровь  $f = 0,03 \text{ сут}^{-1}$ . Для других торийсодержащих пылей, характеризующихся  $w_1$  и  $f_1$ , полученная из рис. 4.16 доза должна быть изменена в  $(w/w_1)$  и в  $(f/f_1)$  раз. Вариабельность коэффициента эминирования  $w$  лежит в пределах 30% при данном типе отложения тория.

Прогнозирование дозовой нагрузки на основе зависимостей, приведенных на рис. 4.16, осуществляется следующим образом.

1. Из анализа профмаршрута рабочего и сырья, в контакте с которым он работал, выявляются адекватность возможного типа инкорпорирования рассматриваемому в настоящей методике, длительность контакта  $t_x$  и интервал времени  $t_y$  от момента прекращения работы до момента обследования, а также равновесность радиоактивного тория  $\alpha_3$  и мезотория I  $\alpha_2$  по отношению к  $^{232}\text{Th}$  в сырье.

2. На кривой  $X$  (см. рис. 4.16) находим точку  $A$ , соответствующую  $t_x$ , из которой проводим линию, конгруэнтную линии семейства  $y$ . На этой линии находим точку  $B$ , соответствующую моменту  $t_x + t_y$ , отложенному от начала координат.

Прямая, проведенная через точку  $B$  параллельно оси абсцисс, пересекает ось ординат в точках, соответствующих дозовой нагрузке  $D^{\text{равнов.}}$  на легкие  $D_H$ , на лимфоузлы  $D_W$  и на скелет  $D_B$  за 50 лет от начала контакта при условии, что уровень суточной экскреции  $^{224}\text{Ra}$  с калом,  $G_{\text{Ra}}$ , или равновесной активности торона в выдыхаемом воздухе,  $A_{\text{Tп}}$ , (см. рис. 4.16) равен 1 Бк, и пыль, поступающая в легкие, — равновесная ( $\alpha_1 = \alpha_2 = 1$ ).

Если обследование проводят в процессе контакта с торием ( $t_y = 0$ ), то прямую, параллельную оси абсцисс, проводят через точку  $A$ .

3. Найденные по методикам анализа выделений и радиометрии выдыхаемого воздуха величины  $G_{\text{Ra}}$  и  $A_{\text{Tп}}$  у данного обследуемого, выраженные в беккерелях, показывают во сколько раз надо изменить полученную дозу (см. п. 2), чтобы она соответствовала уровню экскреции  $^{224}\text{Ra}$  и эксгалации торона у данного человека.

4. Если пыль неравновесная ( $\alpha_2 \neq \alpha_3 \neq 1$ ), то соответствующая доза  $D_H$ , например, на легкие выражается через полученную в п. 2 величину  $D^{\text{равн}}$  по формуле

$$D^{\text{неравн}} = D^{\text{равн}}(\beta_1 + \alpha_2\beta_2 + \alpha_3\beta_3), \quad (4.73)$$

в которой  $\beta_1, \beta_2, \beta_3$  определяют по табл. 4.9.

В табл. 4.1 приведена скорость суточной экскреции с мочой тория, отложившегося в костной ткани человека (0,01% содержания в теле)

**Таблица 4.9. Коэффициенты для расчета дозы  $D_{\text{нерав}}$  при ингаляционном поступлении неравновесной пыли**

Доза	$\beta_1$	$\beta_2$	$\beta_3$
$D_H$	0,25	0	0,75
$D_W$	0,23	0	0,77
$D_B$	0	1	0

при хроническом поступлении нуклида и частоте сбора проб 30–100 сут. Следовательно, при указанных выше условиях прижизненная оценка содержания тория в организме (точнее, в костной ткани) может быть осуществлена определением его концентрации в моче. Для определения тория в моче используют обычно методы фотометрии или флуоресценции (радиометрия непригодна для определения естественного тория в биопробах вследствие его низкой удельной активности). Граница чувствительности описанных методов лежит в области 2,3–2,9 мкг Тh/сут. объем мочи и позволяет определить около 0,3 ДСА в теле ( $2,6 \text{ мкг} \cdot 10^{-4} = 26 \text{ мг/организм}$ ;  $26/89 \approx 0,3 \text{ ДСА}$ ). Фотометрический метод оценки содержания естественного тория в моче дан на с. 99.

#### УРАН ПРИРОДНЫЙ И ОБОГАЩЕННЫЙ

**Метаболизм урана.** В производственных условиях соединения естественного и обогащенного урана проникают в тело человека главным образом через органы дыхания. Возможно также поступление урана через ЖКТ, но при этом в кровяное русло всасывается лишь около 5% транспортабельных и 0,2% нетранспортабельных соединений от поглощенного количества. Инкорпорация через кожу опасна при повреждении последней или при использовании органических веществ, растворяющих кожные жиры и повышающих проницаемость кожного покрова по отношению к урану.

Количество урана, задержавшееся в организме в результате ингаляции, зависит от размеров частиц аэрозолей, их химического состава, плотности и некоторых других факторов. Связь между скоростью очистки легких и указанными свойствами аэрозолей приведена МКРЗ в модели легких, охарактеризованной в [3, 14].

Соединения урана, попавшие в кровь, быстро разносятся по всему организму. При ингаляции транспортабельных соединений урана или при их резорбции из ЖКТ возникает опасность химического повреждения почек. Уран осаждает белки организма и вступает в химические реакции с некоторыми ферментами, подавляя их активность, что приводит к нарушению обмена веществ. В этом случае органом преимущественного депонирования являются почки, из которых уран выводится

довольно быстро ( $T_6 = 15$  сут). Интенсивность излучения естественно-го урана слишком низка, чтобы причинить серьезный вред клеткам костного мозга. Для обогащенного урана, содержащего более 8,5%  $^{235}\text{U}$ , в качестве критического органа выступает скелет, и возникает риск радиационного повреждения клеток костного мозга. Уран выводится из кости с  $T_6 = 300$  сут [19]. В случае ингаляции нетранспортабельных и ограниченно транспортабельных соединений естественного и обогащенного урана органом преимущественного депонирования являются легкие. Для таких соединений  $T_6 = 150 \div 360$  сут. Из легких часть урана со временем переходит в кровь и далее в костную ткань и в почки, другая часть в фагоцитированной форме проникает в легочные лимфатические узлы, где остается надолго.

Транспортабельные соединения урана легко удаляются из легких в течение нескольких суток, при этом в моче обнаруживают относительно высокое содержание урана.

Четырехвалентный уран, попавший в организм, окисляется до шестивалентного состояния. Уран образует устойчивые комплексы с белками и с ионами бикарбоната. Соотношение этих двух комплексов в крови сохраняется почти постоянным, так как они находятся в химическом равновесии друг с другом (40% белкового и 60% бикарбонатного комплексов) [65].

Выведение урана из организма зависит от пути его поступления. При заглатывании большая часть урана выделяется с калом и лишь незначительная — с мочой. После ингаляции транспортабельных соединений основное количество быстро выводится с мочой. После ингаляции нетранспортабельного соединения урана заметная его доля выводится с калом. Недавнее поступление нетранспортабельных соединений легче обнаружить при анализе кала, чем при анализе мочи. После однократного попадания в организм скорость выведения урана с мочой и калом быстро уменьшается, однако спустя несколько суток выведение с мочой становится доминирующим.

Из крови уран выводится почками и удаляется с мочой. Согласно данным МКРЗ, при однократном поступлении транспортабельных соединений урана в кровь выведение за первые сутки составляет 80% введенного количества. Если  $t > 1$  сут, то

$$Y_s(t) = 0,1 \cdot t^{-1,5}, \quad (4.74)$$

где  $Y_s(t)$  — доля первоначального содержания урана в организме, выводимая в единицу времени через время  $t$  после однократного поступления во внеклеточную жидкость.

Выведение урана с мочой после однократного поступления в организм его нетранспортабельных соединений приблизительно можно представить с помощью табл. 4.10, из которой следует, что уровень экскреции относительно постоянен в течение первых 100 сут. С мочой выво-

Таблица 4.10. Скорость экскреции урана с мочой после отложения в легких 1 Бк его нетранспортабельного соединения

Время, прошедшее после поглощения, сут	Скорость выведения, Бк/сут	
	U <sub>3</sub> O <sub>8</sub> *	UO <sub>2</sub> **
7	2,1 · 10 <sup>-3</sup>	8,8 · 10 <sup>-4</sup>
14	2,1 · 10 <sup>-3</sup>	8,9 · 10 <sup>-4</sup>
30	2,0 · 10 <sup>-3</sup>	8,8 · 10 <sup>-4</sup>
90	1,5 · 10 <sup>-3</sup>	8,0 · 10 <sup>-4</sup>
180	1,0 · 10 <sup>-3</sup>	6,7 · 10 <sup>-4</sup>
360	0,4 · 10 <sup>-3</sup>	4,8 · 10 <sup>-4</sup>

\* T<sub>б</sub> = 150 сут.

\*\* T<sub>б</sub> = 360 сут.

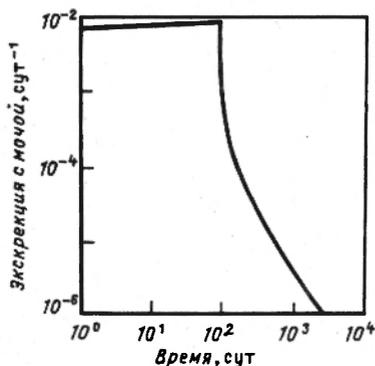


Рис. 4.17. Суточное выведение урана с мочой при равномерном хроническом поглощении его транспортабельных соединений в течение T = 100 сут

дится 0,2% урана, содержащегося в легких, в случае U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> и 0,1% – в случае UO<sub>2</sub>.

Хроническое поступление транспортабельных соединений урана приводит к почти постоянной скорости его выведения с мочой [16]. На рис. 4.17 приведена зависимость суточного выведения урана от времени при равномерном хроническом поступлении во внеклеточную жидкость. При этом суточное выведение с мочой описывается степенными функциями

$$Y_c(t) = \frac{1}{T} (1 - 0,2 \cdot t^{-0,5}) \quad \text{для } t \leq T, \quad (4.75)$$

и

$$Y_c(t) = \frac{0,2}{T} [(t - T)^{-0,5} - t^{-0,5}] \quad \text{для } t > T + 1, \quad (4.76)$$

где  $Y_c(t)$  — доля общего хронического поступления во внеклеточную жидкость, выводимая с мочой за сутки;  $t$  — время, прошедшее от начала поступления до момента, в который рассчитывают выведение урана, сут;  $T$  — период, в течение которого происходит хроническое поступление, сут.

Нарушение обмена веществ при болезнях почек может приводить к изменению скорости выведения урана с мочой. Например, при ацидозе содержание бикарбонатов в крови падает так сильно, что в организме предпочтительно образуется комплекс урана с протеинами, который долгое время остается в теле, т.е. не поступает в мочу. Поэтому пробы мочи с  $pH < 5,5$  не должны использоваться для оценки инкорпорации урана.

Оценка содержания урана в организме. Оценка содержания урана в организме на основании анализа проб мочи имеет важное практическое значение. Для правильной оценки величины инкорпорации необходимо заботиться о предотвращении случайного загрязнения проб ураном во время их сбора и анализа. Важно также иметь представление о скорости экскреции урана с мочой у людей, не имеющих производственного контакта с этим элементом. По литературным данным, скорость экскреции колеблется от 0,03 до 0,4 мкг U/d, достигая в отдельных случаях 2–7 мкг/d, и зависит от географического района проживания человека [13].

Способ оценки содержания урана в организме посредством анализа мочи — единственный, когда в теле содержатся малые количества этого вещества. При хронической инкорпорации пробы мочи, собранные в конце недели (в пятницу после работы), содержат больше урана, чем пробы, собранные в начале недели (в понедельник после работы), так как после перерыва в работе в пробы попадает главным образом уран, выводимый из скелета, в то время как основное количество элемента, поглощенного почками, выводится в конце недели. Поэтому пробы, собранные в начале недели, дают возможность точнее оценить содержание урана в организме. Пробы, взятые после возвращения обследуемых лиц из отпусков, являются наилучшими.

Следует отдать предпочтение определению содержания урана *in vivo* с помощью СИЧ, особенно в случае ингаляции его нетранспортабельных соединений. Этот метод мог бы явиться дополнением к анализу выделений [66]. Однако чувствительность таких измерений невысока по сравнению с допустимым содержанием радонуклида в организме.

Имеются данные, характеризующие отношение содержания урана в грудной клетке и в суточной моче. В случае  $UO_2$  среднее значение указанного отношения равно 1100 (колеблется в диапазоне 560–1690). Оно увеличивается с ростом стажа работы, поскольку скорость выведения урана с мочой уменьшается более быстро, чем содержание урана в грудной клетке (со временем возрастает количество урана, фикси-

рованного в легочных лимфоузлах). Для работников с профессиональным стажем более 10–20 лет это отношение составляет около 2800. Таким образом, если используют лишь результаты анализов мочи и не проводят одновременно измерения *in vivo*, действительная нагрузка транспортабельных соединений урана на легкие может быть недооценена [67]. Известны также результаты долгосрочных наблюдений экскреции урана с мочой после прекращения производственного контакта с его нетранспортабельными соединениями. В этом случае получены значения упомянутого выше отношения от 110 до 5700. Эта вариабельность делает оценку содержания нетранспортабельного урана в организме только по данным анализа экскретов в некоторых случаях трудной и даже почти невозможной. Тем не менее в период между 30-ми и 60-ми сутками после выведения из условий контакта с  $U_3O_8$  для пересчета суточного выведения урана с мочой на значение его приближительной задержки в легких рекомендуется использовать фактор 500.

По данным [67], суточная экскреция от 20 до 50 мкг урана с мочой соответствует содержанию в легких 30 мг естественного нетранспортабельного урана. Приблизительно то же отношение концентрации урана в моче и в организме можно получить, исходя из следующих соображений. Для нетранспортабельных соединений допустимая нагрузка на легкие равна 320 Бк, или 13 мг [1]. Если принять, что в суточной пробе мочи содержится 0,1% допустимого содержания урана в легких, то концентрация в моче составит 10 мкг/л для естественного урана и 0,21 Бк/л для обогащенного.

Нередко для расчета количества урана, содержащегося в организме и в критических органах, используют среднесуточное содержание вещества в моче, полученное по результатам анализа трех-четырёх последовательных суточных проб, собранных спустя 30–60 сут после прекращения контакта (отпуск, санаторное лечение и т.п.) для исключения так называемого транзитного выведения. Содержание урана в организме в момент сбора пробы мочи рассчитывают по формуле

$$Q_{(t+T)} = C_{\text{ср}} \cdot 100/K, \quad (4.77)$$

где  $Q_{(t+T)}$  — содержание урана в организме, мкг или Бк;  $C_{\text{ср}}$  — среднесуточное содержание урана в моче, мкг/сут или Бк/сут;  $K$  — коэффициент выведения урана с мочой, равный 0,1 и 0,2% для  $UO_2$  и  $U_3O_8$ . Для растворимых соединений [ $UO_2(NO_3)_2$ ,  $UO_2F_2$ ]  $K = 0,4\%$ . По данным [68], для указанных выше растворимых соединений урана значение  $T_6 = 100$  сут. Содержание урана в организме к моменту прекращения производственного контакта с ним рассчитывают, используя формулу

$$Q(t) = Q_{(t+T)} \exp(0,693\tau/T_{3\phi}), \quad (4.78)$$

где  $\tau$  — время, прошедшее после прекращения работы с ураном, сут;

$T_{\text{эф}}$  — эффективный период полувыведения урана из организма, сут.

Умножив содержание урана в теле на его долю  $f$  в органе преимущественного депонирования, рассчитывают количество вещества в последнем. По данным МКРЗ, значение  $f$  для костной ткани равно 0,85, для почек — 0,065, для легких — 1.

*Расчет дозы внутреннего облучения органов преимущественного депонирования.* Оценка накопления урана в органах, полученная по скорости его выделения с мочой, дает возможность рассчитать дозы на эти органы, что имеет большое значение для прогнозирования результатов радиационного воздействия урана. Дозы внутреннего облучения рекомендуется определять для лиц, у которых содержание урана в органе преимущественного депонирования  $\geq 0,3$  допустимого, а также при наличии патологических изменений в организме, причины которых предположительно расцениваются как профессиональное воздействие радиоактивного фактора.

При допущении, что условия труда остаются практически неизменными и попадание аэрозолей урана через органы дыхания более или менее постоянно, доза внутреннего облучения органов преимущественного депонирования может быть определена по формуле

$$D = 1,4 \cdot 10^{-5} \Sigma (E \cdot \text{КК} \cdot \text{КР}) \frac{q}{m} \left\{ t - \frac{T_{\text{эф}}}{0,693} \left[ 1 - \exp \left( - \frac{0,693 t}{T_{\text{эф}}} \right) \right] \right\} \frac{1}{1 - \exp \left( - \frac{0,693 t}{T_{\text{эф}}} \right)}, \quad (4.79)$$

где  $D$  — доза, Зв, полученная критическим органом;  $1,4 \cdot 10^{-5}$  — коэффициент, учитывающий переход от расп./сут к Бк и от МэВ/г к Зв;  $\Sigma (E \cdot \text{КК} \cdot \text{КР}) = \epsilon$  — эффективная поглощенная энергия на распад, МэВ/расп.;  $E$  — энергия, поглощаемая органом при одном акте распада радиоактивного изотопа, МэВ; КК — величина, определяющая зависимость биологического эффекта облучения организма от вида ионизирующего излучения, КК = 20; КР — коэффициент, учитывающий неравномерность распределения изотопа в органе преимущественного депонирования, КР = 5.

В случае природного урана  $\Sigma (E \cdot \text{КК} \cdot \text{КР}) = 90$  для легких и почек и 450 для костей. Для урана с разными коэффициентами обогащения  $\Sigma (E \cdot \text{КК} \cdot \text{КР})$  может изменяться, но для практических расчетов используют указанные выше значения;  $q$  — содержание урана в органе преимущественного депонирования в момент прекращения контакта, Бк;  $m$  — масса этого органа, г;  $t$  — время контакта, сут;  $T_{\text{эф}}$  — эффективный период полувыведения урана из органа, сут.

Доза внутреннего облучения, Зв, костной ткани после соответствующих подстановок конкретных величин может быть записана в виде

$$D_{\text{кости}} = 9,2 \cdot 10^{-7} q \{ t - 434 [1 - \exp(-0,0023t)] \} \times \\ \times \frac{1}{1 - \exp(-0,0023t)}. \quad (4.80)$$

При стаже работы свыше 3 лет доза внутреннего облучения костной ткани может быть оценена по упрощенной формуле

$$D_{\text{кости}} \approx 9,2 \cdot 10^{-7} q (t - 400). \quad (4.81)$$

Доза внутреннего облучения легких в любой момент времени определяется из соотношения

$$D_{\text{легкие}} = 1,2 \cdot 10^{-6} q \{ t - 550 [1 - \exp(-0,0018t)] \} \times \\ \times \frac{1}{1 - \exp(-0,0018t)}. \quad (4.82)$$

При стаже свыше 3 лет формула упрощается:

$$D_{\text{легкие}} = 1,2 \cdot 10^{-6} q (t - 530). \quad (4.83)$$

В случае относительно большого интервала времени  $\tau$  между прекращением контакта с ураном и моментом анализа мочи к дозе, полученной за время контакта, следует добавить дозу, полученную за время  $\tau$ :

$$D_{\tau} = 2 \cdot 10^{-5} \Sigma (E \cdot \text{КК} \cdot \text{КР}) \frac{q}{m} T_{\text{эф}} \left[ 1 - \exp \left( - \frac{0,693 \tau}{T_{\text{эф}}} \right) \right], \quad (4.84)$$

где  $\tau$  — время с момента прекращения контакта до момента анализа мочи.

**Примеры расчета доз.** 1. Работающий имел контакт с растворимыми соединениями обогащенного урана в течение 10 лет. Содержание урана в костях, рассчитанное к моменту прекращения контакта с ураном, равно  $2,2 \cdot 10^3$  Бк. Доза облучения органа преимущественного депонирования (костной ткани)

$$D = 9,2 \cdot 10^{-7} \cdot 2,2 \cdot 10^3 \cdot (3650 - 400) = 6,6 \text{ Зв.}$$

Это больше предельно допустимой дозы, которая при стаже 10 лет составляет  $0,3 \text{ Зв} \cdot 10 = 3 \text{ Зв}$ .

2. Работающий имел контакт с нерастворимыми соединениями урана в течение 10 лет; содержание урана в легких, рассчитанное к моменту прекращения контакта с ураном, составляет  $1,1 \cdot 10^3$  Бк. Доза внутреннего облучения легких

$$D = 1,2 \cdot 10^{-6} \cdot 1,1 \cdot 10^3 (3650 - 530) = 4,1 \text{ Зв,}$$

что больше предельно допустимой дозы на легкие, которая при стаже 10 лет составляет  $0,15 \text{ Зв} \cdot 10 = 1,5 \text{ Зв}$ .

Расчет доз внутреннего облучения органов преимущественного депонирования при изменяющихся условиях работы более сложен. В этих случаях необходимо учитывать переменное содержание урана в органах и дозу рассчитывать по отдельным этапам работы, соответствующим одинаковым условиям труда и уровням выделения урана с мочой, с последующим нахождением суммарной дозы. Предлагаются упрощенные формулы расчета дозы, выведенные с учетом основных формул для различного ежегодного содержания урана в органах.

Если в конце каждого года у работающего с *нерастворимыми соединениями урана* было определено в легких содержание нуклида  $q_1, q_2, q_3, \dots, q_n$ , Бк, то соответствующие дозы облучения легких могут быть рассчитаны из следующих соотношений:

$$\left. \begin{aligned} \text{К концу 1-го года работы } D_1 &= 1,3 \cdot 10^{-4} q_1; \\ \text{К концу 2-го года работы } D_2 &= 10^{-4} q_1 + 1,3 \cdot 10^{-4} q_2; \\ \text{К концу 3-го года работы } D_3 &= 10^{-4} q_2 + 1,3 \cdot 10^{-4} q_3; \\ \text{К концу 4-го года работы } D_4 &= 10^{-4} q_3 + 1,3 \cdot 10^{-4} q_4; \\ \text{К концу } n\text{-го года работы } D_n &= 10^{-4} q_{n-1} + 1,3 \cdot 10^{-4} q_n. \end{aligned} \right\} \quad (4.85)$$

Суммарная доза за  $n$  лет работы

$$D = 2,5 \cdot 10^{-4} (q_1 + q_2 + q_3 + \dots + q_n) + 2,0 \cdot 10^{-4} (q_1 + q_2 + \dots + q_{n-1}). \quad (4.86)$$

*Пример.* Работающий имел контакт с *нерастворимыми соединениями урана* в течение 5 лет. Содержание урана в легких, определенное по анализам мочи согласно инструкции, составляло ежегодно соответственно  $1,1 \cdot 10^3$ ;  $7,4 \cdot 10^2$ ;  $5,6 \cdot 10^2$ ;  $7,4 \cdot 10^2$  и  $3,7 \cdot 10^2$  Бк. Тогда доза облучения легких

$$\begin{aligned} D_1 &= 1,3 \cdot 10^{-4} \cdot 1,1 \cdot 10^3 = 0,14 \text{ Зв}; \\ D_2 &= 1 \cdot 10^{-4} \cdot 1,1 \cdot 10^3 + 1,3 \cdot 10^{-4} \cdot 7,4 \cdot 10^2 = 0,21 \text{ Зв}; \\ D_3 &= 1 \cdot 10^{-4} \cdot 7,4 \cdot 10^2 + 1,3 \cdot 10^{-4} \cdot 5,6 \cdot 10^2 = 0,15 \text{ Зв}; \\ D_4 &= 1 \cdot 10^{-4} \cdot 5,6 \cdot 10^2 + 1,3 \cdot 10^{-4} \cdot 7,4 \cdot 10^2 = 0,15 \text{ Зв}; \\ D_5 &= 1 \cdot 10^{-4} \cdot 7,4 \cdot 10^2 + 1,3 \cdot 10^{-4} \cdot 3,7 \cdot 10^2 = 0,12 \text{ Зв}. \end{aligned}$$

Суммарная доза за 5 лет  $D = 0,77 \text{ Зв}$ .

В случае работы с *растворимыми соединениями обогащенного урана* дозы внутреннего облучения костной ткани за каждый год работы могут быть рассчитаны по следующим формулам:

$$\left. \begin{aligned}
 &\text{К концу 1-го года работы } D_1 = 9,2 \cdot 10^{-5} q_1; \\
 &\text{К концу 2-го года работы } D_2 = 7 \cdot 10^{-5} q_2 + 9,2 \cdot 10^{-5} q_1; \\
 &\text{К концу 3-го года работы } D_3 = 7 \cdot 10^{-5} q_3 + 9,2 \cdot 10^{-5} q_2; \\
 &\text{К концу 4-го года работы } D_4 = 7,0 \cdot 10^{-5} q_4 + 9,2 \cdot 10^{-5} q_3; \\
 &\text{К концу } n\text{-го года работы } D_n = 7,0 \cdot 10^{-5} q_n + 9,2 \cdot 10^{-5} q_{n-1}.
 \end{aligned} \right\} (4.87)$$

где  $q_1, q_2, q_3$  и т.д. — содержание урана в костях, Бк. Суммарная доза, Зв, за  $n$  лет работы

$$\begin{aligned}
 D &= 1,8 \cdot 10^{-4} (q_1 + q_2 + q_3 + \dots + q_n) + \\
 &+ 1,4 \cdot 10^{-4} (q_1 + q_2 + q_3 + \dots + q_{n-1}).
 \end{aligned} \quad (4.88)$$

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Нормы радиационной безопасности НРБ-76/87 и основные санитарные правила ОСП-72/87. М.: Энергоатомиздат, 1988.
2. Методы радиохимического анализа. Женева: ВОЗ, 1967.
3. Inhalation risk from radioactive contamination (Rep. Panel. Vienna, 1970), Technical Reports Series N 142. Vienna: IAEA, 1973.
4. Evaluation of Radiation doses to body tissues from internal contamination due to occupational exposure. Publication 10. Recommendation of the International Commission of Radiological Protection. Oxford: Pergamon Press, 1968.
5. Человек. Медико-биологические данные. Публикация 23 МКРЗ: Пер. с англ. М.: Медицина, 1977.
6. Осанов Д.П. Дозиметрия и радиационная биофизика кожи. М.: Энергоатомиздат, 1983.
7. Саноцкий И.В. Программа ООН по окружающей среде//Профилактическая токсикология. М.: Центр международных проектов ГКНТ, 1984. Т. 1. С. 223.
8. Task group on lung dynamic (Committee 2). Deposition and retention models for internal dosimetry of the human respiratory tract//Health Physics. 1966. V. 12, N 2. P. 173-207.
9. Оценка поступления  $Pu$  в организм профессиональных работников на усредненной концентрации аэрозолей/А.Ф. Лызлов, Е.И. Вострухов, Л.В. Мельников, Е.К. Василенко//Дозиметрический и радиометрический контроль при работе с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений. М.: Энергоиздат, 1981. Т. 2. С. 106-108.
10. Lister V.A. Early assessment of the seriousness of lung contamination by insoluble alpha and beta emitting materials after inhalation exposure//Proceedings of the first international congress of radiation protection. Rome, Italy. Oxford: Pergamon Press. 1968. Part. 2. P. 1191-1198.
11. Directory of Whole-Body Radioactive Monitors. Vienna: IAEA, 1970.
12. Eakins J.D., Knight M.S. The results of a years experience of a new programme for plutonium-239 urine sampling and analysis//AERE-M 2005. Harwell, Berkshire, 1968. P. 1-4.
13. Wing J.E. Background urinary uranium levels in humans//Health Physics. 1965. V. 11. N 8. P. 731.
14. Jackson S., Dolphin G.W. The estimation of internal radiation dose from metabolic and urinary excretion data for a number of important radionuclides//Ibid. 1966. V. 12, N 4. P. 481-500.
15. Dolphin G.W. Some problem in interpretation of bioassay data assessment of radioactive contamination in man//Proc. Symp. Stockholm, 1871. Vienna: IAEA, 1972. P. 425-435.
16. The assessment of internal contamination resulting from recurrent of prolonged uptakes. ICRP Publication 10A//A Report by Committee of the International Commission on Radiological Protection. Oxford: Pergamon Press, 1971.
17. Голутвина М.М., Садикова Н.М. Контроль за содержанием радиоактивных веществ в организме человека. М.: Атомиздат, 1979.

18. Metabolism of compounds plutonium and other actinides. ICRP Publication 19. Oxford, Pergamon Press, 1972.
19. Моисеев А.А., Иванов В.И. Справочник по дозиметрии и радиационной гигиене. — 3-е изд., перераб. и доп. М.: Энергоатомиздат, 1984.
20. HASL procedures manual/Ed. by John H. Harley. N.Y., 1977.
21. Коробков В.И., Лукьянов В.Б. Методы приготовления препаратов и обработка результатов измерений радиоактивности. М.: Атомиздат, 1973.
22. Блинов А.П., Крылов А.Н., Родионова В.И. Чувствительный метод определения альфа-активности плутония с помощью неорганических сцинтилляторов// Труды IV научно-технической конференции по дозиметрии и радиометрии ионизирующих излучений/Под ред. В.А. Князева. М.: Атомиздат, 1972. Разд. V. С. 40–44.
23. Kaschukeev N., Donev J., Kossov N. Uranbestimmung in biologischen Proben mittels Festkorperspurdetektor//Isotopenpraxis. 1977. Bd 3, Heft 9. S. 325–327.
24. Телушкина Е.Л. Тритий во внешней среде вблизи предприятий ядерного топливного цикла//Гигиена и санитария. 1983. № 3. С. 62–65.
25. Контроль содержания трития в организме и оценка дозы внутреннего облучения тритием/В.М. Зыков, В.К. Гаевой, А.А. Куколкин, В.И. Гришмановский// Дозиметрический и радиометрический контроль при работе с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений. М.: Энергоиздат, 1981. Т. 2. С. 128–136.
26. Балонов М.И., Купряшин Ю.Н. Исследование содержания трития в организме работающих//Труды IV научно-технической конференции по дозиметрии и радиометрии ионизирующих излучений. М.: Атомиздат, 1972. Разд. 2. С. 10–12.
27. Относительные измерения объемной активности окиси трития в водных пробах/А.И. Антошкин, В.К. Гаевой, В.И. Гришмановский и др.//Дозиметрический и радиометрический контроль при работе с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений. М.: Энергоиздат, 1981. Т. 2. С. 176–188.
28. Голутвина М.М., Заблочкая И.Д., Садикова Н.М. Использование экстракционной хроматографии при радиохимическом анализе биологических проб. Выделение и определение калифорния//Гигиена труда и проф. заболевания. 1986. № 9. С. 53–55.
29. Определение  $^{239}\text{Pu}$  и обогащенного урана в моче при их совместном присутствии/М.М. Голутвина, А.П. Степанов, Н.М. Садикова и др.//Мед. радиол. 1971. № 9. С. 46–48.
30. Новоселова Г.П., Воронина Т.Ф., Голутвина М.М. Метод определения  $^{239}\text{Pu}$  в костной ткани//Гигиена и санитария. 1972. № 1. С. 73–75.
31. Голутвина М.М., Рыжова Е.А. Определение плутония и урана в моче работающих с регенерированным ураном//Гигиена труда и проф. заболевания. 1987. № 7. С. 50–52.
32. Westphal O., Gerchel D. Reaction of higher 1-Chloroparaffins with  $\text{NH}_3$ , primary, secondary and tertiary amines//Berlin. 1940. Bd. 73B. S. 1002–1011.
33. Cohen N., Keip T.J. A method for the analysis of  $^{210}\text{Pb}$  in the urine of uranium miners//Health Physics. 1969. V. 17, N 1. P. 125–130.
34. Determination of some radionuclides at the level below APC in liquid wastes environmental and biological samples/Ershova Z.V., Markov V.K., Tsvetaeva N.E. e.a.// Fourth United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy. Geneva, Switzerland, 6–16 Sept. 1971. A/conf. 49/P/451.
35. Садикова Н.М., Полонская Е.П., Голутвина М.М. Определение природного урана в биосубстратах ускоренным (прямым) методом//Мед. радиол. 1970. № 2. С. 65–69.
36. Дозиметрическое обследование пострадавших при радиационных авариях: Сб. методик. М.: Атомиздат, 1975. С. 26–30.

37. Методические рекомендации по санитарному контролю за содержанием радиоактивных веществ в объектах внешней среды/Под ред. А.Н. Мареев. М.: МЗ СССР, 1980.

38. Limits for intakes of radionuclides by workers. Publication 30. A report of committee 2 of the ICRP//Annals of the ICRP. 1979. V. 2. N 3/4. P. 77.

39. Окись трития/Под ред. Ю.И. Москалева. М.: Атомиздат, 1968.

40. A case of internal contamination with plutonium oxide F. Brauer, G.F. Clemente, B. Stambi, C. Iesta//5th International Congress of the IRPA. Israel, Yerusalem, March 3-14, 1980. P. 99-102.

41. Langham W.H. Excretion methods. The application of excretion analysis to the determination of body burden of radioactive isotopes//Brit. J. Radiol. Suppl. 1957. N 7. P. 95-113.

42. Пределы поступления радионуклидов для работающих с ионизирующим излучением. Публикация 30 МКРЗ: Пер. с англ./Под ред. П.В. Рамзаева и А.А. Моисеева. М.: Энергоиздат, 1982.

43. Jech J.J., Andrsen B.V., Heid K.R. Interpretation of human urinary excretion of plutonium of cases treated with DTPA//Health Physics. 1972. V. 22, N 6. P. 787-792.

44. A mathematical model for estimation of plutonium in the human body from urine data influenced by DTPA therapy/R.M. Hall, G.A. Poda, R.R. Fleming, J.A. Smith//Ibid. 1978. V. 34, N 5. P. 419-431.

45. Определение содержания Pu в организме по результатам радиометрии проб мочи/Р.А. Ерохин, М.М. Голутвина, З.С. Меньших и др.//Дозиметрический и радиометрический контроль при работе с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений/Под ред. В.И. Гришмановского. Т. 2. Индивидуальный контроль. Радиометрия проб. М.: Энергоиздат, 1981. С. 108-113.

46. Durbin P.W. Plutonium in man: a new look of the old data//Radiology of Plutonium. University of Utah Press, Salt Lake City, 1972.

47. The excretion rate and retention of plutonium 10 000 days after acquisition//J. Rundo, P.M. Storzyc, J. Sedlet, R.P. Zarsek, R.D. Oldham//Diagnoses and treatment of incorporated radionuclides. Vienna: IAEA, 1976. P. 15-22.

48. Контроль и учет индивидуальных доз внутреннего облучения, обусловленных  $^{210}\text{Po}$ /А.П. Ермилов, У.Я. Маргулис, В.Т. Хрущ// [45]. С. 145-153.

49. Абрамов Ю.В., Голутвина М.М. Оценка уровней накопления и доз облучения организма человека радиоизотопами стронция//Актуальные вопросы радиационной гигиены. Тезисы докладов Всесоюзной конференции. Обнинск, 17-18 ноября 1983. С. 205.

50. Irlweck K., Streit S. Urinary  $^{90}\text{Sr}$  concentration in occupationally exposed and nonexposed persons in Austria//Health Physics, 1979. V. 37, N 1. P. 163-165.

51. Pusch W.M. Abschätzung einer internen Kontamination mit Strontium aus den Urinausscheidungsraten//Atomkernenergie. 1966. Bd 11, N 11/12. S. 503-507.

52. A review of the radiosensitivity of the tissues in bone. ICRP Publication 11. Oxford: Pergamon Press, 1967.

53. Alkaline earth metabolism in adult man/J.H. Marshall e.a.//Radiation Protection Recommendation of the ICRP. Sutton. England. 1972. P. 125-221.

54. Кеплер К. Радиохимия: Пер. с немецкого. М.: Атомиздат, 1978.

55. Павловская Н.А., Зельцер М.Р. Торий-232 и продукты его распада. Биологические и гигиенические аспекты. М.: Энергоиздат, 1981.

56. Мурогов В.М., Троянов М.Ф., Шмелев А.Н. Использование тория в ядерных реакторах. М.: Энергоатомиздат, 1983.

57. Астафуров В.И., Землянухина Н.А. Определение плутония в объектах окружающей среды и биологических материалах//Радиохимия. 1984. Т. 24, № 1. С. 119-133.

58. Определение граммовых количеств плутония в уране и в некоторых его соединениях/В.К. Марков, В.И. Астафуров и др.//Химия урана/Под ред. Б.Н. Ласкорина. М.: Наука, 1981. С. 413-423.

59. Паникарева Т.М., Попов Д.К., Егорова Е.С. Облучение костной ткани естественными радионуклидами//Актуальные вопросы радиационной гигиены. Тезисы докладов Всесоюзной конференции. Обнинск, 17-18 ноября 1983. С. 262.
60. Радиационная защита: Рекомендации Международной комиссии по радиационной защите. Публикация 2: Пер. с англ. М.: Госатомиздат, 1961.
61. Picer M., Strohal. Determination of thorium and uranium in biological materials//Anal. Chem. Acta. 1968. V. 40. P. 131-136.
62. Андреева О.С., Киселев В.И., Малинина В.И. Редкоземельные элементы. Радиационно-гигиенические аспекты. М.: Атомиздат, 1975.
63. Петушков А.А., Зельцер М.Р. Установка для измерения содержания торона в выдыхаемом воздухе//Атомная энергия. 1977. Т. 4. Вып. 3. С. 211-213.
64. Альберт Р. Торий. Промышленно-гигиенические аспекты: Пер. с англ. М.: Атомиздат, 1971.
65. Bennellick E.J. A review of the toxicology and potential hazards of natural, depleted and enriched uranium//Rep. AHSB (RP). R 58. 1966.
66. König L.H., Schiferdecker H. Assessment of uranium and plutonium body-burdens, methods and techniques//Atomic Energy Review. 1974. V. 12, N 2. P. 343-417.
67. Excretion and retention by humans of chronically inhaled uranium/M.R. Quastel, H. Taniguchi, J.R. Overton, J.D. Abbatt//Health Physics. 1970. V. 18, N 3. P. 233-244.
68. Vennart J. Whole-body counters in routine monitoring//Health Physics. 1967. V. 13. N 1. P. 61-72.

## ОГЛАВЛЕНИЕ

Предисловие редактора . . . . .	3
Предисловие . . . . .	5
Введение . . . . .	7
<b>Глава 1. Попадание в организм, удержание и выведение радиоактивных веществ . . . . .</b>	<b>9</b>
Источники и пути загрязнения организма человека . . . . .	9
Методы оценки величины ингаляционного поступления радиоактивных веществ в организм человека . . . . .	11
Методы оценки содержания радиоактивных веществ в организме . . . . .	20
Организация контроля за содержанием радиоактивных веществ в организме человека (для персонала) . . . . .	25
Закономерности удержания и выведения радионуклидов . . . . .	30
<b>Глава 2. Основные этапы радиохимического анализа биологических проб . . . . .</b>	<b>34</b>
Сбор и хранение проб . . . . .	34
Способы минерализации биологических проб . . . . .	35
Методы концентрирования и выделения нуклидов . . . . .	36
Определение химического выхода нуклида . . . . .	37
Подготовка препаратов для измерения активности . . . . .	38
Измерение активности выделенных препаратов. Методы и приборы . . . . .	40
<b>Глава 3. Методы радиохимического анализа биологических проб . . . . .</b>	<b>47</b>
Водород-3 (тритий) . . . . .	48
Калифорний . . . . .	51
Кюрий . . . . .	61
Натрий-24 . . . . .	65
Нептуний . . . . .	69
Плутоний . . . . .	73
Полоний-210 . . . . .	83
Радий-226 . . . . .	89
Стронций-90 . . . . .	94
Торий . . . . .	99
Уран . . . . .	108
Фосфор-32 . . . . .	112
<b>Глава 4. Интерпретация результатов анализа биологических проб. Оценка содержания нуклида в организме и создаваемой им дозы излучения . . . . .</b>	<b>115</b>
Водород-3 (тритий) . . . . .	118
Плутоний . . . . .	125
Полоний-210 . . . . .	135
Стронций-85, 89, 90 . . . . .	140
Торий природный . . . . .	152
Уран природный и обогащенный . . . . .	160
Список литературы . . . . .	169

Научное издание

**Голутвина Маргарита Михайловна, Абрамов Юрий Викторович**

**КОНТРОЛЬ ЗА ПОСТУПЛЕНИЕМ РАДИОАКТИВНЫХ ВЕЩЕСТВ  
В ОРГАНИЗМ ЧЕЛОВЕКА И ИХ СОДЕРЖАНИЕМ**

Редактор *Л.В. Лецинская*  
Художественный редактор *А.Т. Кирьянов*  
Технический редактор *М.А. Канониди*  
Корректор *Л.А. Гладкова*  
ИБ № 2648

Набор выполнен в издательстве. Подписано в печать с оригинала-макета 20.03.89.  
Т-09245. Формат 60 x 88 1/16. Бумага офсетная № 2. Печать офсетная.  
Усл. печ.л. 10,78. Усл.кр.-отт. 11,02. Уч.-изд.л. 12,50. Тираж 4200 экз. Заказ 1066.  
Цена 2 р. 50 к.

Энергоатомиздат, 113114, Москва, М-114, Шлюзовая наб., 10.

Отпечатано в Московской типографии № 9 МПО "Всесоюзная книжная палата"  
Госкомиздата СССР.  
109033, Москва, Волочаевская ул., 40.

**В/О "ИЗОТОП" предлагает специалистам  
в области радиационной гигиены**

**АЛЬФА-РАДИОМЕТР НИЗКИХ УРОВНЕЙ  
АКТИВНОСТИ РИА-01В**

Альфа-радиометр низких уровней активности РИА-01В предназначен для проведения измерений альфа-активных проб малых уровней относительным методом в лабораторных условиях.

По эксплуатационному и функциональному назначению радиометр может быть использован для проведения рутинных измерений в лабораториях, контролирующей радиационную обстановку как при внутреннем облучении персонала, так и при загрязнении окружающей среды.

Радиометр обеспечивает возможность измерения активности альфа-активных проб в слое твердого сцинтиллятора или в виде тонкого источника. Впервые радиометр разработан для измерения активности в слое твердого сцинтиллятора.

**Техническая характеристика**

Детектор . . . . .	Люминофор на основе сернистого цинка, активированного серебром
Диапазон измерения активности проб, Бк:	
в слое твердого сцинтиллятора . . . . .	От $8,3 \cdot 10^{-4}$ до $8,3 \cdot 10^2$
в тонком источнике . . . . .	От $3,7 \cdot 10^{-3}$ до $3,7 \cdot 10^2$
Площадь поверхности источников при измерении, см <sup>2</sup> :	
в слое твердого сцинтиллятора . . . . .	До 10
в тонком источнике . . . . .	До 40
Измеряемые нуклиды . . . . .	Плутоний-239, уран-234, уран-238
Основная погрешность при доверительной вероятности 0,95, % не более . . . . .	$\pm 25$
Максимальная чувствительность:	
в слое твердого сцинтиллятора, не менее	0,90
в тонком источнике, не менее . . . . .	0,40

Фон радиометра, имп/ч, не более . . . . .	1
Время непрерывной работы, ч . . . . .	24
Нестабильность показаний радиометра за время непрерывной работы, %, не более . . . . .	$\pm 5$
Габаритные размеры, мм, не более . . . . .	400 × 250 × 250
Масса, кг, не более . . . . .	8
Напряжение сети, В . . . . .	220 $\begin{matrix} +10 \\ -15 \end{matrix}$ %
Частота потребляемого тока, Гц . . . . .	50 ± 1
Фон радиометра, имп/ч . . . . .	Не более 1
Непрерывная работа, ч . . . . .	24
Нестабильность показаний за время непрерывной работы, % . . . . .	Не более ± 5
Габаритные размеры, мм . . . . .	400 × 250 × 250
Масса, кг . . . . .	8
Напряжение питания, в (Гц) . . . . .	220 (50) или от внешних аккумуляторов

**Заказчик разработки — Институт биофизики МЗ СССР.**

Заявки просим направлять в соответствующее территориальное отделение В/О "Изотоп":

Московское межобластное отделение В/О "Изотоп":

117261 Москва, Ленинский просп., 70/11. Тел 130-51-92

Ленинградское межреспубликанское отделение В/О "Изотоп":

191002 Ленинград, Загородный просп., 13. Тел. 315-34-59

Киевское межреспубликанское отделение В/О "Изотоп":

252006 Киев, ул. Горького, 152. Тел. 220-30-80

Ташкентское межреспубликанское отделение В/О "Изотоп":

700135 Ташкент. Чиланзар. квартал Ц, ба. Тел. 76-54-10

Свердловское межобластное отделение В/О "Изотоп":

620142 Свердловск, ул. Белинского, 143. Тел. 22-31-49

Хабаровское межобластное отделение В/О "Изотоп":

680020 Хабаровск, ул. Волочаевская, 83. Тел. 33-70-20