



МОСКОВСКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ УНИВЕРСИТЕТ
имени М.В. ЛОМОНОСОВА

ФАКУЛЬТЕТ ПОЧВОВЕДЕНИЯ

**Д. В. Манахов,
Д. Н. Липатов,
А. И. Щеглов**

ПРАКТИКУМ ПО РАДИОЭКОЛОГИИ

*Учебное пособие для студентов
факультета почвоведения МГУ*

**МОСКВА
2019**

МОСКОВСКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ УНИВЕРСИТЕТ
имени М. В. ЛОМОНОСОВА
Факультет почвоведения

Д. В. Манахов, Д. Н. Липатов, А. И. Щеглов

ПРАКТИКУМ ПО РАДИОЭКОЛОГИИ

*Учебное пособие для студентов
факультета почвоведения МГУ*



Москва – 2019

УДК 504.064(075.8)
ББК 20.18я73
М23

*Рекомендовано Учебно-методической комиссией
факультета почвоведения МГУ имени М. В. Ломоносова
в качестве учебно-методического пособия для студентов факультета,
обучающихся по стандартам МГУ, по направлениям подготовки «Экология и
природопользование» и «Почвоведение»*

Рецензенты:

С. П. Торшин – д-р биол. наук, проф., зав. кафедрой агрономической, биологической химии и радиологии РГАУ-МСХА имени К. А. Тимирязева;
В. М. Гончаров – д-р биол. наук, проф. кафедры физики и мелиорации почв факультета почвоведения МГУ имени М. В. Ломоносова

Манахов Д. В., Липатов Д. Н., Щеглов А. И.

М23 Практикум по радиоэкологии : учебно-методическое пособие для студентов факультета почвоведения МГУ / Д. В. Манахов, Д. Н. Липатов, А. И. Щеглов. – Москва : МАКС Пресс, 2019. – 92 с. : илл.
ISBN 978-5-317-06042-8

Настоящее пособие содержит описание лабораторных работ по курсу «Радиоэкология» для студентов факультета почвоведения МГУ, обучающихся по направлениям подготовки «Экология и природопользование» и «Почвоведение». В пособии рассматриваются основные правила радиационной безопасности; методы дозиметрии ионизирующих излучений, радиационного контроля зданий на соответствие санитарно-эпидемиологическим и гигиеническим требованиям по показателям радиационной безопасности, радиационного контроля почв, растительности, пищевых продуктов, строительных материалов; обсуждаются возможности и ограничения основных радиометрических методов, способы интерпретации радиологических данных при решении экологических задач.

Ключевые слова: радиоэкология, радиационный контроль, радиационная безопасность, радиоэкологический мониторинг, природные радионуклиды, техногенные радионуклиды.

УДК 504.064(075.8)
ББК 20.18я73

Издание публикуется в авторской редакции

ISBN 978-5-317-06042-8

© Манахов Д. В., Липатов Д. Н., Щеглов А. И., 2019
© Оформление. ООО «МАКС Пресс», 2019

Оглавление

Введение.....	6
Дозиметрия ионизирующего излучения.....	6
Работа №1. Радиационная безопасность. Дозиметрия гамма-излучения точечного источника.	15
Работа №2. Радиационная безопасность. Определение кратности ослабления гамма-излучения свинцовым контейнером.	18
Дозиметрический контроль мощности дозы гамма-излучения в помещениях.....	21
Работа №3. Дозиметрический контроль гамма-излучения в помещениях.	25
Радон и его дочерние продукты распада	27
Работа №4. Определение объемной активности ^{222}Rn в воздухе с предварительным отбором проб.	34
Работа №5. Определение объемной активности ^{222}Rn в воде с предварительным отбором проб.	37
Гамма-спектрометрический анализ.....	39
Работа №6. Определение удельной активности ^{137}Cs и естественных радионуклидов (^{232}Th , ^{226}Ra , ^{40}K) в образцах почвы и растительности с использованием сцинтилляционного гамма- спектрометра.....	46
Бета-спектрометрический анализ	47
Работа №7. Определение удельной активности ^{90}Sr в образцах почвы и растительности с использованием сцинтилляционного бета-спектрометра.	53
Контроль качества строительных материалов.....	55
Работа №8. Определение удельной эффективной активности естественных радионуклидов (^{226}Ra , ^{232}Th , ^{40}K) в образцах строительных материалов с использованием сцинтилляционного гамма-спектрометра.	57
Контроль качества продуктов питания	59
Работа №9. Испытание проб продовольствия на соответствие требованиям радиационной безопасности с использованием сцинтилляционных гамма- и бета-спектрометров.	62
Приложения	64
Приложение 1. Соотношение между единицами СИ и внесистемными единицами в области радиационной безопасности	64
Приложение 2. Десятичные множители и приставки к единицам измерения	64

Приложение 3. Гамма-постоянные по мощности поглощенной дозы (G_D) и по мощности экспозиционной дозы (G_X) для некоторых радионуклидов.....	65
Приложение 4. Зависимость нормализованных гамма-постоянных от энергии фотонов	65
Приложение 5. Линейный коэффициент ослабления μ' узкого пучка фотонов для свинца ($\rho=11,34$ г/см ³) при энергии гамма-излучения E_γ	66
Приложение 6. Толщина защиты из свинца (см) в зависимости от кратности ослабления K и энергии гамма-излучения E_γ (широкий пучок) с сокращениями	66
Приложение 7. Инструкция по работе с дозиметром-радиометром ДРБП-01	67
Приложение 8. Инструкция по работе с дозиметром-радиометром ДРГ-01Т	67
Приложение 9. Инструкция по работе с дозиметром-радиометром ДКС-96 с блоком детектирования БДМГ-96 в режиме измерения МЭДГИ	67
Приложение 10. Инструкция по работе с дозиметром-радиометром МКС/СРП-08А с блоком детектирования БДБС-25-01А в режиме измерения МЭДГИ	68
Приложение 11. Инструкция по работе с дозиметром-радиометром МКС-АТ6130С	68
Приложение 12. Карта дозного поля вокруг свинцового контейнера с источником гамма-излучения (пример).	69
Приложение 13. Инструкция для работы с радиометром-дозиметром СРП-68-01	69
Приложение 14. Инструкция для работы с дозиметром-радиометром ДКС-96 с блоком детектирования БДВГ-96 в поисковом режиме.....	70
Приложение 15. Инструкция для работы с дозиметром-радиометром поисковым МКС/СРП-08А с блоком детектирования БДБС-25-01А в режиме поиска	70
Приложение 16. Результаты дозиметрического контроля гамма-излучения в помещениях.....	71
Приложение 17. Радиоактивный ряд ^{238}U	72
Приложение 18. Радиоактивный ряд ^{232}Th	73
Приложение 19. Радиоактивный ряд ^{235}U	74
Приложение 20. Инструкция по работе с пробоотборным устройством ПОУ-4 при отборе проб воздуха	75

Приложение 21. Инструкция по работе с радиометром радона РРА-01М-01	77
Приложение 22. Инструкция по работе с радиометром радона РРА-01М-03	78
Приложение 23. Инструкция по работе с пробоотборным устройством ПОУ-4 при отборе проб воды	79
Приложение 24. Инструкция по работе с гамма-спектрометром «Мультирад»	82
Приложение 25. Инструкция по работе с бета-спектрометром «Мультирад»	85
Литература	89

Введение

Настоящее пособие содержит описание лабораторных работ по курсу «Радиоэкология» для студентов факультета почвоведения МГУ, обучающихся по направлениям подготовки «Экология и природопользование» и «Почвоведение». Овладение методами радиационного контроля необходимо для профессиональной компетенции современных экологов. Задачи практикума: ознакомить студентов с основными правилами радиационной безопасности; освоить методы дозиметрии ионизирующих излучений, радиационного контроля зданий на соответствие санитарно-эпидемиологическим и гигиеническим требованиям по показателям радиационной безопасности, радиационного контроля почв, растительности, пищевых продуктов, строительных материалов; изучить возможности и ограничения основных радиометрических методов, способы интерпретации радиологических данных при решении экологических задач.

Дозиметрия ионизирующего излучения

Взаимодействие ионизирующего излучения со средой приводит к образованию в ней ионов разных знаков. Характер такого взаимодействия зависит от вида излучения, энергии частиц (фотонов) и свойств поглощающего материала.

Альфа- и бета-излучения, представленные заряженными частицами, относятся к непосредственно ионизирующим излучениям. Альфа-частицы расходуют кинетическую энергию при неупругих столкновениях с электронами среды, вызывая ионизацию и возбуждение атомов, а бета-частицы – при неупругих столкновениях и при преобразовании части кинетической энергии в электромагнитное тормозное излучение.

Гамма-излучение, являющееся потоком гамма-квантов, проходя через вещество, приводит к появлению фотоэлектронов, комптоновских электронов, а также пар электрон-позитрон. Ионизирующее действие гамма-излучения обусловлено, главным образом, неупругими взаимодействиями вторичных электронов (позитронов) с атомами среды. Поэтому оно называется косвенно ионизирующим излучением.

При прохождении через биологическую ткань ионизирующего излучения его энергия передается молекулам, что приводит к образованию ионов и возбужденных молекул, к их разрушению и поражению клеток. В результате ионизации образуются свободные радикалы, прежде всего, продукты радиолиза воды, которые, обладая высокой химической активностью, вступают в реакции с молекулами всех структурных элементов биологической ткани. В цепные химические реакции, индуцированные свободными радикалами, вовлекаются многие сотни и тысячи молекул, непосредственно не затронутых излучением.

Основной физической величиной, определяющей степень радиационного воздействия, является поглощенная доза излучения.

Поглощенная доза D — отношение энергии ионизирующего излучения, переданной веществу в элементарном объеме, к массе вещества в этом объеме.

$$D = \frac{dE}{dm} \quad (1).$$

Единица измерения поглощенной дозы Международной системы единиц (см. приложение 1) — **грей (Гр)**. 1 Гр = 1 Дж/кг. Используется также внесистемная единица измерения — **рад** (от английского *radiation adsorbed dose*). Соотношение между единицами 1 Гр = 100 рад.

Для оценки действия рентгеновского и гамма-излучения ранее использовалось понятие **экспозиционной дозы X** — энергии излучения, преобразованной в энергию заряженных частиц в единице массы сухого воздуха.

$$X = \frac{dQ}{dm} \quad (2).$$

Единица экспозиционной дозы в СИ — **Кл/кг**. На практике чаще использовалась внесистемная единица измерения — **рентген**. **Рентген (Р)** — доза излучения, при которой в 0,001293 г воздуха (масса 1 см³ воздуха при 0°С и давлении 101,3 кПа) образуются ионы, несущие $3,336 \times 10^{-10}$ Кл заряда каждого знака. 1 Р = $2,580 \times 10^{-4}$ Кл/кг.

Заряд электрона равен $1,602 \times 10^{-19}$ Кл. Следовательно, при дозе 1 Р в 1 см³ воздуха образуется $2,082 \times 10^9$ пар ионов. Принимая среднюю энергию образования пары ионов в воздухе равной

33,85 эВ ($1 \text{ эВ} = 1,602 \times 10^{-19} \text{ Дж}$), можно определить энергетические эквиваленты рентгена (для воздуха): $1 \text{ Р} = 1,13 \times 10^{-8} \text{ Дж/см}^3 = 8,73 \times 10^{-3} \text{ Дж/кг} = 0,00873 \text{ Гр}$. Для биологических тканей выполняется соотношение $1 \text{ Р} \approx 0,95 \text{ рад} = 0,0095 \text{ Гр}$.

Последствия воздействия на человека разных видов излучения могут различаться даже при одной и той же поглощенной дозе. Так альфа-излучение гораздо опаснее бета- или гамма-излучения. Для сопоставления биологического действия излучений различного состава и для оценки радиационной опасности излучения произвольного состава введено понятие **эквивалентной дозы H** . Эквивалентная доза для ткани или органа рассчитывается по формуле:

$$H_{T,R} = D_{T,R} \times W_R \quad (3),$$

где $D_{T,R}$ — поглощенная доза излучения типа R , усредненная по ткани или органу T , W_R — взвешивающий коэффициент (ранее использовались названия «коэффициент качества излучения» или «коэффициент вредности»), зависящий от плотности ионизации среды излучением R и отражающий степень его «биологической вредности» (таблица 1).

Таблица 1. Взвешивающие коэффициенты для различных видов ионизирующих излучений, используемые при расчете эквивалентной дозы [5]

Вид излучения R	Взвешивающий коэффициент W_R (Зв/Гр)
Рентгеновское и гамма-излучение любой энергии	1
Бета-излучение любой энергии	1
Нейтроны с энергией:	
< 10 кэВ	5
10-100 кэВ	10
100-2000 кэВ	20
2-20 МэВ	10
> 20 МэВ	5
Протоны (кроме протонов отдачи) с энергией > 2 МэВ	5
Альфа-излучение, осколки деления, тяжелые ядра	20

При одновременном воздействии нескольких различных видов излучения с различными взвешивающими коэффициентами эквивалентная доза для ткани или органа определяется как сумма эквивалентных доз для этих видов излучения:

$$H_T = \sum_R D_{T,R} \times W_R \quad (4),$$

В СИ единицей измерения эквивалентной дозы является **зиверт (Зв)**. $1 \text{ Зв} = (1 \text{ Гр}) \times W_R (\text{Зв/Гр})$. Внесистемной единицей эквивалентной дозы является бэр (биологический эквивалент рентгена), $1 \text{ Зв} = 100 \text{ бэр}$.

Эффективная доза E — величина, используемая как мера риска возникновения отдаленных последствий облучения человека и рассчитываемая как сумма произведений эквивалентных доз в органах H_T на соответствующие взвешивающие коэффициенты W_T для этих органов (таблица 2):

$$E = \sum_T H_T \times W_T \quad (5).$$

Таблица 2. Взвешивающие коэффициенты для тканей и органов, используемые при расчете эффективной дозы [5]

Ткань или орган T	W_T	Ткань или орган T	W_T
Гонады (яичники, семенники)	0,20	Печень	0,05
Красный костный мозг	0,12	Пищевод	0,05
Толстый кишечник	0,12	Щитовидная железа	0,05
Легкие	0,12	Кожа	0,01
Желудок	0,12	Клетки костных поверхностей	0,01
Мочевой пузырь	0,05	Остальные органы	0,05
Молочные железы	0,05		

В СИ единицей эффективной дозы является зиверт.

В радиологии рассматривают два вида опасных для человека эффектов облучения. Высокие дозы облучения вызывают **детерминированные эффекты** (вредные тканевые реакции): эритема, лучевая болезнь и др., которые проявляются после превышения некоторого дозового порога (0,5-2 Зв) и степень их тяжести возрастает с увеличением дозы. Высокие и низкие дозы могут вызвать **стохастические эффекты** (канцерогенные и мутагенные), которые выражаются в виде увеличения выхода этих эффектов в течение длительного периода после облучения.

Для оценки воздействия ионизирующего излучения на биологические объекты также используют **эквивалент дозы**

амбиентный $H^*(d)$ – эквивалент дозы, создаваемой направленным и однородным полем излучения в сфере из тканеэквивалентного материала диаметром 30 см на глубине d мм от поверхности по диаметру, параллельному направлению излучения. Для сильно проникающего излучения рекомендуется величина $d = 10$ мм.

Для отражения изменений потока ионизирующего излучения используется величина **мощности дозы** — отношение приращения дозы излучения (поглощенной, экспозиционной, эквивалентной) за интервал времени к этому интервалу:

$$D^* = \frac{dD}{dt} \text{ (Гр/с)}; X^* = \frac{dX}{dt} \text{ (Р/с)}; H^* = \frac{dH}{dt} \text{ (Зв/с)}; E^* = \frac{dE}{dt} \text{ (Зв/с)} \quad (6).$$

Термин мощность дозы следует использовать только в контексте коротких промежутков времени (в секунду, в минуту, в час).

Источник ионизирующего излучения – радиоактивное вещество или устройство, испускающее или способное испускать ионизирующее излучение. Работа с источниками ионизирующего излучения регламентируется документами Международной комиссии по радиологической защите, а в Российской Федерации – «Нормами радиационной безопасности 99/2009» [5].

Мощность поглощенной дозы, создаваемой источником гамма-излучения активностью A на расстоянии r составляет:

$$D^* = \frac{A \times \Gamma_D}{r^2} \quad (7).$$

При расчете мощности поглощенной дозы D^* от точечного источника используется значение гамма-постоянной по мощности поглощенной дозы в воздухе Γ_D (приблизительно равной гамма-постоянной по мощности воздушной кермы Γ_K). Оно равно мощности дозы в аГр/с, создаваемой гамма-излучением данного радионуклидного источника активностью 1 Бк на расстоянии 1 м от источника (приложения 3 и 4). Ее размерность $(\text{аГр} \times \text{м}^2)/(\text{с} \times \text{Бк})$.

При расчете мощности экспозиционной дозы X^* от точечного источника может быть использована гамма-постоянная по мощности экспозиционной дозы (Γ_X) , выраженная обычно в $(\text{Р} \times \text{см}^2)/(\text{ч} \times \text{мКи})$:

$$X^* = \frac{A \times \Gamma_X}{r^2} \quad (8).$$

При любом способе расчета можно оценить мощность эквивалентной дозы гамма-излучения (МЭДГИ):

$$H^* = D^* \times W_\gamma = 0,0095 \times X^* \times W_\gamma \quad (9).$$

Расстояние до источника гамма-излучения можно определить, измерив МЭДГИ H_1^* в точке 1 и H_2^* в точке 2, находящихся на линии излучения при известном расстоянии между точками d (рисунок 1).

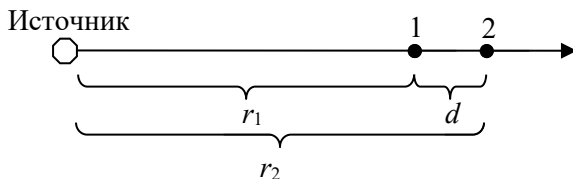


Рисунок 1. Оценка расстояния до источника методом двух точек

Исходя из (7), (9) и $r_1 = r_2 - d$:

$$\begin{cases} H_1^* = \frac{A \times \Gamma_D}{(r_2 - d)^2} \times W_\gamma \\ H_2^* = \frac{A \times \Gamma_D}{r_2^2} \times W_\gamma \end{cases} \quad (10).$$

Следовательно:

$$r_2 = \frac{d}{1 - \sqrt{\frac{H_2^*}{H_1^*}}} \quad (11).$$

Источники излучения могут быть природного происхождения или техногенными — специально созданными для полезного применения или являющиеся побочным продуктом этой деятельности. Для обеспечения радиационной безопасности при эксплуатации источников излучения необходимо руководствоваться принципами, изложенными в Нормах радиационной безопасности [5]. Не должны превышать пределы индивидуальных доз техногенного облучения.

Согласно НРБ-99/2009 выделено три категории облучаемых лиц: персонал группы А работает с источниками ионизирующего излучения непосредственно; персонал группы Б в рабочее время может находиться в сфере действия источников ионизирующего

излучения; категория население — все лица, включая персонал групп А и Б вне работы с источниками ионизирующего излучения.

Пределы облучения установлены таким образом, чтобы детерминированные эффекты были полностью исключены, а выход стохастических эффектов был ниже неприемлемых уровней для персонала и населения.

Для персонала группы А установлены следующие пределы доз: 20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год. При 1700 рабочих часах в году в среднем допустимо 12 мкЗв/час, максимально — 30 мкЗв/час. Для кистей рук предел дозы увеличивается в 10 раз.

Для персонала группы Б пределы доз меньше в 4 раза: 5 мЗв в год в среднем, но не более 12,5 мЗв в год максимально. Для населения в 20 и 10 раз меньше: 1 и 5 мЗв в год соответственно.

Пределы доз облучения не включают в себя дозы от природного и медицинского облучения, а также дозы, полученные вследствие радиационных аварий. На эти виды облучения устанавливаются специальные ограничения. Естественное (фоновое) облучение человека составляет $\approx 2,46$ мЗв в год или $\approx 0,28$ мкЗв/час.

Выполнение работ с источниками бета- и гамма-излучения связано с внешним облучением. При этом обычно ориентируются на максимальную дневную предельно-допустимую дозу ($H_{ПД}$), которая составляет 180 мкЗв для персонала группы А, 45 мкЗв для персонала группы Б и 18 мкЗв для категории население.

Исходя из (7) и (9), определяется предельно допустимое время $t_{ПД}$, в течение которого можно находиться вблизи источника ионизирующего излучения, или минимально допустимое расстояние до источника $r_{ПД}$:

$$t_{ПД} = \frac{H_{ПД}}{H^*} = \frac{H_{ПД} \times r^2}{A \times \Gamma_D \times W_\gamma} \quad (12)$$

и

$$r_{ПД} = \sqrt{\frac{A \times \Gamma_D \times W_\gamma \times t}{H_{ПД}}} \quad (13).$$

Получаемые при работе с источниками ионизирующего излучения дозы, как это следует из (7), могут быть снижены за счет уменьшения активности, изменения радионуклидного состава

источника и/или времени эксперимента, а также за счет увеличения расстояния до источника. На практике нельзя безгранично уменьшать активность, время работы или увеличивать расстояние. Если «защита временем» и/или «защита расстоянием» не позволяют снизить дозу до предельно допустимого уровня, устанавливают защитные экраны.

Плотность ионизации соответствует количеству пар ионов, образующихся в среде на единицу длины пробега (1 мкм) ионизирующей частицы (фотона). **Проникающая способность излучений** определяется толщиной материала, полностью поглощающей излучение.

Проникающая способность альфа-излучения весьма незначительна. Пробег альфа-частиц в воздухе не превышает 11 см, а в легких материалах (вода, дерево и т.п.) — 0,01 см. Следовательно, даже лист бумаги полностью защищает организм от *внешнего* альфа-излучения. Вместе с тем, альфа-излучающие радионуклиды, попавшие внутрь организма, представляют серьезную опасность, так как удельная ионизация биологической ткани альфа-частицами очень велика. Поэтому при работе с альфа-излучателями необходимо минимизировать возможное поступление радиоактивных газов и пыли в воздух рабочих помещений.

Для защиты от внешнего бета-излучения применяют экраны из материалов с небольшим атомным номером, например, оргстекло. Гамма-излучение имеет большую проникающую способность, чем альфа- и бета-излучение. Рентгеновское и гамма-излучение лучше всего ослабляется материалами с большим атомным номером и высокой плотностью (чаще всего используется свинец).

Ослабление интенсивности гамма-излучения в веществе («узкого» пучка – только нерассеянного излучения) происходит по экспоненциальному закону:

$$F_x = F_0 \times e^{-\mu'x} \quad (14),$$

где F_0 — поток в 1/с до экрана (поглотителя), F_x — поток после экрана, x — толщина экрана в см, μ' — линейный коэффициент ослабления в 1/см (приложение 5), т.е. доля излучения, поглощаемая единичной толщиной поглотителя:

$$\mu' = \frac{\ln\left(\frac{F_0}{F_x}\right)}{x} \quad (15).$$

Отношение $K = F_0/F_x$ называют кратностью ослабления, которая показывает, во сколько раз ослабляется интенсивность потока гамма-излучения защитным материалом толщиной x .

Часто в справочниках приводится массовый коэффициент ослабления для различных веществ μ_T (см²/г):

$$\mu_T = \frac{\mu'}{\rho} \quad (16),$$

где ρ — плотность вещества в г/см³.

Определив необходимую кратность ослабления из условий безопасности работы:

$$K_{необх} = \frac{H}{H_{ПД}} \quad (17),$$

можно выбрать материал защиты и рассчитать ее толщину:

$$x = \frac{\ln(K_{необх})}{\mu'} \quad (18).$$

Для характеристики проникающей способности гамма-излучения используют величины **слоя половинного ослабления потока гамма-квантов** $d_{1/2}$ (таблица 3) и **средней глубины проникновения фотонов в данный материал** $1/\mu'$:

$$\frac{F_{1/2}}{F_0} = \frac{1}{2} = e^{-\mu'd_{1/2}} \Rightarrow d_{1/2} = \frac{\ln 2}{\mu'} \Rightarrow \frac{1}{\mu'} \approx 1,443 \times d_{1/2} \quad (19).$$

Таблица 3. Слой половинного ослабления ($d_{1/2}$) гамма-излучения различными материалами

Материал	Плотность, г/см ³	$d_{1/2}$, см
Дерево	0,45-0,75	20-40
Полиэтилен	0,92	15-25
Вода	1,0	14-20
Грунт	1,6	10-14
Бетон	2,3	6-12
Броня	7,8	2-3
Свинец	11,3	1,4-2

На практике при проектировании защиты надо учитывать различия в ослаблении потока фотонов в условиях «узкого» (только

нерассеянное излучения) и «широкого» пучков (нерассеянное и рассеянное излучение). Вычисление толщины экрана в соответствии с (18) всегда приводит к заниженному значению x . Это связано с тем, что на облучаемый объект за экраном падает «широкий» пучок, в состав которого кроме первичного гамма-излучения входит также гамма-излучение, рассеянное материалом защиты и увеличивающее дозу.

На практике для расчета защиты используют таблицу Н.Г. Гусева (приложение 6), составленную численным моделированием для широкого пучка фотонного излучения с учетом дозового фактора накопления.

Сначала определяют кратность ослабления дозы до предельно допустимого уровня по (17) и находят в таблице Гусева толщину защиты, соответствующую этой величине и энергии гамма-квантов. В тех случаях, когда источник имеет сложный спектр излучения, защиту рассчитывают методом «конкурирующих линий». Выбирают в спектре несколько линий, которые вносят наибольший вклад в дозу. Рассчитывают кратность ослабления для доз, создаваемых каждой выбранной компонентой (приложение 4). Для каждой линии находят необходимую толщину защиты. Выбирают главную линию (требующую наибольшей толщины защиты d_{Γ}) и ближайшую конкурирующую линию (d_K). Кратности ослабления этих линий (K_{Γ} и K_K) удваивают. Находят новые значения (d'_{Γ} и d'_K для $2 \times K_{\Gamma}$ и $2 \times K_K$, соответственно). По разности $d'_{\Gamma} - d_{\Gamma} = \Delta_{1/2, \Gamma}$ и $d'_K - d_K = \Delta_{1/2, K}$ определяют слои полуослабления для главной и конкурирующей линий и выбирают наибольшее из двух значений $\Delta_{1/2}$. Окончательную толщину защиты находят из соотношений:

$$\begin{aligned} d &= d_{\Gamma} + \Delta_{1/2} && \text{если } d_{\Gamma} - d_K = 0, \\ d &= d_K + \Delta_{1/2} && \text{если } 0 < (d_{\Gamma} - d_K) < \Delta_{1/2}, \\ d &= d_{\Gamma} && \text{если } (d_{\Gamma} - d_K) > \Delta_{1/2}. \end{aligned} \quad (20).$$

Работа №1. Радиационная безопасность. Дозиметрия гамма-излучения точечного источника.

Цели работы:

- Расчет допустимого времени работы с источником без защитного экрана.

- Определение расстояния до источника гамма-излучения методом двух точек.
- Определение активности источника.
- Расчет толщины защитного экрана.

Выполнение работы:

1. По результатам измерения мощности эквивалентной дозы гамма-излучения H^* от точечного источника ^{137}Cs (таблица 4) определить согласно (12), допустимое время работы с источником для каждого расстояния для персонала группы А (максимальная допустимая суточная доза 180 мкЗв).

Таблица 4. Результаты измерения мощности эквивалентной дозы гамма-излучения на разных расстояниях от источника.

№ п/п	r , м	H^* , мкЗв/ч	$t_{пл}$, ч	$1/r^2$, м ⁻²	A , Бк
1	0,20	104.05			
2	0,30	46.24			
3	0,40	26.01			
4	0,50	16.65			
5	1,00	4.16			
6	1,50	1.85			
7	2,00	1.04			

2. Построить график зависимости H^* от $1/r^2$.
3. Рассчитать активность источника (в Бк и в мКи) и рассчитать среднее значение активности (формула (7), приложение 3).
4. Мощность эквивалентной дозы гамма-излучения в точке 1 составляет 5.17 мкЗв/ч, а в точке 2 – 2.64 мкЗв/ч, расстояние между точками – 1,00 м. Согласно (11) оценить расстояние от источника до точек измерения.
5. Предполагая, что работа с источником будет вестись ежедневно в течение 1 часа на расстоянии 0,85 м, определить толщину свинцового экрана, уменьшающую облучение от источника ^{137}Cs активностью 586 мКи (энергия гамма-квантов равна 0,662 МэВ) до предельно допустимого уровня для группы А (формула (17), приложение 6).

Примерные вопросы:

- Что такое ионизирующее излучение? От чего зависит характер взаимодействия ионизирующих излучений с веществом?
- Какие виды ионизирующих излучений вы знаете?
- В чем проявляется биологическое действие ионизирующего излучения?
- Какие вы знаете нормативные документы, регламентирующие работу с источниками ионизирующего излучения?
- Что такое поглощенная доза? Какие системные и внесистемные единицы измерения используются для нее?
- Что такое экспозиционная доза? Для каких видов ионизирующих излучений использовалось это понятие? Какие системные и внесистемные единицы измерения существуют для нее?
- Как оценить поглощенную дозу гамма-излучения по его экспозиционной дозе?
- Что такое эквивалентная доза? Какие системные и внесистемные единицы измерения используются для нее?
- Какие взвешивающие коэффициенты используются при расчете эквивалентной дозы для различных видов излучения? Что они означают?
- Что такое эффективная доза? Какие единицы эффективной дозы вы знаете?
- Что такое мощность дозы? В каких единицах измеряется?
- Какие показатели мы измеряли в работе? Какие показатели мы рассчитывали в работе?
- Что показывает гамма-постоянная?
- Как рассчитать мощность дозы вблизи источника заданной активности?
- За счет чего можно уменьшить дозы, получаемые при работе с источниками ионизирующих излучений?
- Как рассчитывается кратность ослабления ионизирующего излучения? Как выбирается материал защиты и его толщина исходя из условий безопасности работы с данным ионизирующим излучением?
- Какие категории облучаемых лиц выделяют в НРБ-99/2009? Какие пределы годовых доз установлены для этих категорий?

- Что такое источник ионизирующего излучения?
- Каково фоновое (естественное) облучение человека? Нет ли противоречия, что оно выше, чем среднегодовое для категории население?
- Что такое внешнее и внутреннее облучение? Какие меры безопасности следует соблюдать при наличии α -источателей?

Работа №2. Радиационная безопасность. Определение кратности ослабления гамма-излучения свинцовым контейнером.

Цели работы:

- Построение карты дозного поля для радиационного объекта.
- Определение транспортной категории радиационной упаковки.
- Определение кратности ослабления гамма-излучения свинцовым контейнером.
- Расчет толщины защитных экранов.

Выполнение работы:

1. Ознакомиться с инструкцией по работе с дозиметром-радиометром (приложения 7, 8, 9, 10 и 11), подготовить прибор к измерениям.
2. Измерить фоновую мощность эквивалентной дозы гамма-излучения $H_{фон}^*$ в помещении и вблизи контейнера (на месте оператора).
3. Измерить мощность эквивалентной дозы $H_{изм}^*$ в 9-ти указанных точках (рисунок 2) на поверхности свинцового контейнера с источником гамма-излучения. Измеренные значения внести в таблицу 5.
4. По полученным значениям построить карту дозного поля вокруг свинцового контейнера с источником гамма-излучения, используя масштаб в 1 см — 0,1 мкЗв/ч или в 1 см — 0,05 мкЗв/ч (см. пример в приложении 12).
5. Определить транспортную категорию радиационной упаковки на основе таблицы 6.

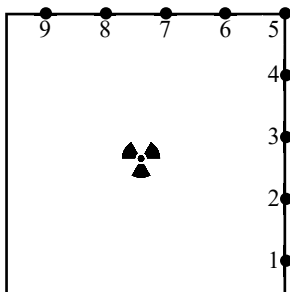


Рисунок 2. Схема расположения точек для измерения мощности дозы на поверхности контейнера с источником гамма-излучения

Таблица 5. Результаты измерения мощности дозы на поверхности контейнера с источником гамма-излучения

№ точки	$H^*_{изм}$, мкЗв/ч	$H^*_{изм} - H^*_{фон}$, мкЗв/ч	r , м
1			0,25
2			0,20
3			0,20
4			0,25
5			0,30
6			0,25
7			0,20
8			0,20
9			0,25

Таблица 6. Транспортные категории радиационных упаковок

Транспортная категория радиационных упаковок	Этикетка транспортной категории	Предельно допустимая мощность эквивалентной дозы облучения, мбэр/ч	
		в любой точке поверхности радиационной упаковки	на расстоянии 1 м от любой точки поверхности упаковки (транспортный индекс)
I	Белая	$H \leq 0,5$	Не учитывается
II	Желтая	$0,5 < H \leq 50,0$	$H \leq 1$
III	Желтая	$50,0 < H \leq 200,0$	$1 < H \leq 10$
IV	Желтая	$200,0 < H \leq 1000,0$	$10 < H \leq 50$

6. Для источника ^{137}Cs активностью $A = 1$ МБк рассчитать мощность эквивалентной дозы H^*_0 при отсутствии защиты стенками контейнера в точках № 3 и № 7 по формулам (7) и (9).

7. Рассчитать коэффициенты ослабления гамма-излучения защитными свинцовыми пластинами боковой стенки (точка № 3) и верхней стенки (точка № 7) по выражению:

$$K = \frac{H_0^*}{H^*} \quad (21),$$

где H_0^* — мощность эквивалентной дозы без защиты, мкЗв/ч,
 H^* — мощность эквивалентной дозы с защитой, мкЗв/ч.

8. На основе экспериментально рассчитанных коэффициентов кратности ослабления вычислить толщину свинцовых стенок (боковой и верхней) контейнера для условия узкого пучка, используя формулу (15) и приложение 5.
9. На основе экспериментально рассчитанных коэффициентов кратности ослабления вычислить толщину свинцовых стенок (боковой и верхней) контейнера для условия широкого пучка, используя таблицу Н.Г. Гусева (приложение 6).

Примерные вопросы:

- Что такое ионизирующее излучение? От чего зависит характер взаимодействия ионизирующих излучений с веществом?
- Какие виды ионизирующих излучений вы знаете?
- В чем проявляется биологическое действие ионизирующего излучения?
- Что такое поглощенная доза? Какие системные и внесистемные единицы измерения используются для нее?
- Что такое экспозиционная доза? Для каких видов ионизирующих излучений использовалось это понятие? Какие системные и внесистемные единицы измерения существуют для нее?
- Что такое эквивалентная доза? Какие системные и внесистемные единицы измерения используются для нее?
- Что такое эффективная доза? Какие единицы эффективной дозы вы знаете?
- Что такое мощность дозы? В каких единицах измеряется?
- Какие показатели мы измеряли в работе? Какие показатели мы рассчитывали в работе?
- Что показывает гамма-постоянная?

- Как рассчитать мощность дозы вблизи источника заданной активности?
- Какие защитные экраны применяются для защиты от различных видов ионизирующих излучений?
- По какому закону происходит ослабление интенсивности гамма-излучения в веществе? Что такое линейный коэффициент ослабления? Что такое массовый коэффициент ослабления?
- Что такое плотность ионизации?
- Что такое проникающая способность? Для каких видов излучения проникающая способность выше, а для каких ниже?
- Какие величины используют для характеристики проникающей способности гамма-излучения?
- Как рассчитывается кратность ослабления ионизирующего излучения?
- Как выбирается материал защиты и ее толщина исходя из условий безопасности работы с данным ионизирующим излучением?
- Как определяется транспортная категория радиационной упаковки?
- Какие нормативные документы регламентируют работу с источниками ионизирующего излучения и устанавливают требования к ограничению техногенного облучения персонала и населения?
- Какие эффекты облучения называют детерминированными, а какие стохастическими?

Дозиметрический контроль мощности дозы гамма-излучения в помещениях

Определение мощности дозы гамма-излучения в помещениях является обязательным этапом радиационного контроля и санитарно-эпидемиологической оценки жилых, общественных и производственных зданий и сооружений после окончания их строительства, капитального ремонта или реконструкции по показателям радиационной безопасности (МУ 2.6.1.2838-11 [8]). Контролируемой величиной в жилых домах и общественных зданиях и сооружениях является разность между мощностью эквивалентной

дозы гамма-излучения в помещениях и на прилегающей территории, которая не должна превышать 0,3 мкЗв/ч. Контролируемой величиной в производственных зданиях и сооружениях, сдающихся в эксплуатацию после окончания строительства, капитального ремонта или реконструкции, является мощность эквивалентной дозы гамма-излучения в помещениях, которая не должна превышать 0,6 мкЗв/ч с учетом фона.

Измерения мощности дозы гамма-излучения на прилегающей территории производятся вблизи обследуемого здания не менее чем в 5 точках, по возможности расположенных на расстоянии от 30 до 100 м от существующих зданий и сооружений. Следует выбирать участки с естественным покрытием, не имеющем локальных техногенных изменений (щебень, песок, асфальт). В каждой контрольной точке выполняются многократные ($n=10$) измерения мощности эквивалентной дозы гамма-излучения. Мощность эквивалентной дозы в каждой контрольной точке на открытой местности определяют как среднее арифметическое:

$$H^{*om}_j = \frac{\sum_{i=1}^n H^{*om}_i}{n} \quad (22),$$

где $i=1, 2 \dots n$ — номер измерения, H^{*om}_i — показания дозиметра при i -ом измерении.

Абсолютная неопределенность результата измерения мощности эквивалентной дозы гамма-излучения определяется в соответствии с руководством по эксплуатации дозиметра или методикой выполнения измерений. Обычно эта величина рассчитывается по формуле:

$$\Delta_{H_j} = t_{0,95} \cdot S_i = t_{0,95} \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n (H^*_j - H^*_i)^2}{n(n-1)}} \quad (23),$$

где $i=1, 2 \dots n$ — номер измерения, $t_{0,95}$ — значение коэффициента Стьюдента для доверительной вероятности $P=0,95$ для числа степеней свободы $n-1$ (таблица 7), S_j — среднеквадратическое отклонение результата измерения от среднего, H^*_j — средняя мощность эквивалентной дозы гамма-излучения, измеренная в j -той точке, H^*_i — i -тое измерение мощности эквивалентной дозы гамма-излучения в этой точке.

Таблица 7. Значения коэффициента Стьюдента для доверительной вероятности $P=0,95$ в зависимости от числа степеней свободы ($n-1$).

$n-1$	2	3	4	6	9	20	40	120	>120
$t_{0,95}$	4,30	3,18	2,78	2,45	2,26	2,09	2,02	1,98	1,96

Контроль мощности дозы гамма-излучения в помещениях жилых домов, общественных и производственных зданий и сооружений следует проводить в два этапа.

На первом этапе проводится гамма-съемка поверхности ограждающих конструкций помещений здания с целью выявления и исключения в сдающемся здании мощных источников гамма-излучения, представляющих непосредственную угрозу жизни и здоровью населения.

Гамма-съемка проводится с использованием поисковых приборов и осуществляется путем обхода всех помещений здания по свободному маршруту по центру помещений при непрерывном наблюдении за показаниями прибора.

Если по результатам гамма-съемки в стенах и полах помещений не выявлено зон, в которых показания поискового прибора в 2 раза или более превышают среднее значение, характерное для остальной части ограждающих конструкций помещения, и при этом мощность эквивалентной дозы гамма-излучения не превышает значения 0,3 мкЗв/ч в помещениях жилых и общественных зданий или 0,6 мкЗв/ч в помещениях производственных зданий и сооружений, то считается, что локальные радиационные аномалии в конструкциях зданий отсутствуют.

При обнаружении локальных радиационных аномалий в конструкциях зданий принимаются меры по их устранению.

На втором этапе проводятся измерения мощности дозы гамма-излучения в квартирах жилых домов и помещениях общественных и производственных зданий и сооружений. При этом в число контролируемых обязательно включаются помещения, в которых зафиксированы максимальные показания поисковых приборов, а также помещения после ликвидации обнаруженных локальных радиационных аномалий.

Измерения мощности дозы гамма-излучения в помещении выполняют в точке, расположенной в его центре на высоте 1 м от

пола. Для измерений выбирают типичные помещения, ограждающие конструкции которых изготовлены из различных строительных материалов.

Объем контроля следует определять достаточным для выявления всех помещений, в которых мощность дозы гамма-излучения может превышать установленный норматив, а также для оценки ее максимальных значений в типичных помещениях (по функциональному назначению, занимаемой площади, на этаже, в подъезде, а также по типу использованных строительных материалов). Число помещений выбирается в зависимости от этажности здания, общего числа помещений, наличия достоверных сведений о показателях радиационной безопасности земельного участка, содержания природных радионуклидов в строительном сырье и материалах и других характеристик здания (таблица 8).

Таблица 8. Объем контроля мощности эквивалентной дозы при наличии документальных сведений о соответствии показателей радиационной безопасности земельного участка требованиям ОСПОРБ-99/2010 [6], а строительного сырья и материалов, использованных при строительстве здания, требованиям НРБ-99/2009 [5]

Односемейные дома, школьные и дошкольные детские учреждения	Помещений для постоянного пребывания людей:			
	Менее 10	10-100	100-1000	Более 1000
100% помещений для постоянного пребывания людей	25%	10%	5%, но не менее 20	50

В жилых многоквартирных домах измерения в каждой выбранной для контроля квартире следует проводить не менее чем в двух помещениях, которые отличаются по функциональному назначению. В общественных и производственных зданиях и сооружениях измерения мощности дозы следует проводить в помещениях, в которых время пребывания людей (работников) максимально.

В жилых многоэтажных домах (общественных и производственных зданиях и сооружениях) в число контролируемых следует включать квартиры (помещения) в каждом подъезде и обязательно помещения на первом этаже зданий.

Для каждой обследованной квартиры (помещения общественного здания или сооружения) определяют разность между

мощностью дозы в помещении и на прилегающей территории по формуле:

$$\Delta H^* = H^*_{max} - H^{*om}_{min} \quad (24),$$

где H^*_{max} — максимальное значение мощности дозы по результатам измерений в помещениях квартиры (в помещении общественного здания), H^{*om}_{min} — наименьший из результатов измерения мощности дозы в контрольных точках на прилегающей территории.

Для производственных зданий и сооружений определяют среднее значение мощности дозы гамма-излучения для каждого помещения, в котором проводились измерения.

Если для мощности дозы гамма-излучения в помещениях жилых и общественных зданий и сооружений выполняется условие:

$$H^*_{max} - H^{*om}_{min} + \Delta_H \leq 0,3 \text{ мкЗв/ч} \quad (25),$$

то они соответствуют требованиям НРБ-99/2009 [5] и ОСПОРБ-99/2010 [6] по данному показателю.

Помещения производственных зданий и сооружений соответствуют требованиям санитарных правил и гигиенических нормативов по мощности дозы гамма-излучения, если для них выполняется условие:

$$H^*_{max} + \Delta_H \leq 0,6 \text{ мкЗв/ч} \quad (26).$$

В формулах (25) и (26) Δ_H — абсолютная неопределенность результата измерения мощности эквивалентной дозы гамма-излучения в помещении, определяемая в соответствии с (23).

Работа №3. Дозиметрический контроль гамма-излучения в помещениях.

Цели работы:

- Измерение мощности эквивалентной дозы гамма-излучения на открытой местности вблизи обследуемого здания (фоновое значение).
- Измерение мощности эквивалентной дозы гамма-излучения в помещениях обследуемого здания.
- Оценка результатов контроля.

Выполнение работы:

1. Ознакомиться с инструкцией по работе с поисковым прибором (приложения 13, 14 или 15) и дозиметром-радиометром (приложения 7, 8, 9, 10 или 11), подготовить прибор к измерениям.
2. Провести многократные ($n=10$) измерения МЭДГИ в 5-ти точках на открытой местности вблизи обследуемого здания. Рассчитать фоновую МЭДГИ для каждой контрольной точки и абсолютную погрешность измерения в соответствии с (22) и (23), определить минимальное значение.
3. Провести гамма-съемку с использованием поисковых приборов путем обхода указанных помещений здания по свободному маршруту по центру помещений при непрерывном наблюдении за показаниями прибора.
4. Провести многократные ($n=10$) измерения МЭДГИ в каждой контрольной точке. Для каждой контрольной точки рассчитать среднее значение МЭДГИ, абсолютную погрешность при $P=0,95$ (23), превышение мощности эквивалентной дозы над фоновой (24).
5. По результатам дозиметрических измерений составить таблицы с указанием H^{*om} , H^* , ΔH и $H^*_{max} - H^{*om}_{min} + \Delta H$ (приложение 16). Оценить результаты дозиметрического обследования для каждого помещения на основании предельных значений превышения мощности эквивалентной дозы гамма-излучения над мощностью дозы на открытой местности.

Примерные вопросы:

- Что такое эквивалентная доза? Какие системные и внесистемные единицы измерения используются для нее?
- Что такое мощность дозы? В каких единицах измеряется?
- Какие показатели мы измеряли в работе? Какие показатели мы рассчитывали в работе?
- Каково фоновое (естественное) облучение человека? Нет ли противоречия в том, что оно выше, чем среднегодовое для категории население?
- Из чего складывается фоновый уровень воздействия ионизирующих излучений природного происхождения?

- По какой методике проводят дозиметрический контроль мощности дозы гамма-излучения зданий и сооружений?
- Какова процедура измерения мощности гамма-излучения на прилегающей территории вблизи обследуемого здания?
- Какие этапы включает процедура определения мощности дозы гамма-излучения в помещениях жилых домов, общественных и производственных зданий и сооружений?
- С какой целью проводится поисковая гамма-съемка в здании? Как проводится поисковая гамма-съемка в здании?
- Как проводится измерение мощности дозы гамма-излучения в помещениях? Какой объем контроля помещений будет достаточным?
- Какие условия должны выполняться для признания жилого, общественного, производственного здания соответствующим требованиям радиационной безопасности?
- За счет каких факторов в помещении может возникнуть ситуация, когда оно не может быть признано соответствующим требованиям радиационной безопасности?

Радон и его дочерние продукты распада

Суммарная годовая эффективная доза облучения от всех источников ионизирующего излучения составляет в России в среднем 4,24 мЗв на человека. Наибольший вклад в дозу облучения населения вносят природные источники излучений – от 50 до более чем 90% суммарной годовой эффективной дозы [7]. В России природные источники ионизирующего излучения формируют среднюю годовую эффективную дозу 2,46 мЗв на человека. При этом основная доля в структуре облучения населения приходится на внутреннее облучение за счет ингаляции изотопов радона и их короткоживущих дочерних продуктов распада, содержащихся в воздухе жилых и общественных зданий и производственных помещений, а также в приземном слое атмосферы на территории населенных пунктов. Радон и его дочерние продукты распада формируют среднюю годовую эффективную дозу около 1,2 мЗв на человека, т.е. почти половину от всех природных источников ионизирующего излучения. В некоторых регионах России (в ряде районов

Забайкальского края, Алтайского края, Ставропольского края) вследствие местных геологических условий годовые дозы от облучения радоном могут составлять более 10 мЗв на человека.

Радон и его дочерние продукты распада – один из важнейших факторов радиационной обстановки в жилых, общественных и других зданиях, в которых люди проводят большую часть времени (около 80% по оценке Научного комитета ООН по действию атомной радиации). Поэтому контроль и снижение уровней облучения радоном и его дочерними продуктами распада является одной из важнейших задач радиационной безопасности населения. Уровни облучения радоном могут изменяться в зависимости от местных условий, строительных материалов и типов зданий, вентиляции, а также поведения жителей.

Радон (Rn) — радиоактивный химический элемент VIII группы периодической системы Менделеева, атомный номер 86. Этот одноатомный газ без цвета и запаха, самый тяжелый из инертных газов (в 7,5 раз тяжелее воздуха). Существует четыре природных изотопа радона:

^{222}Rn (период полураспада $T_{1/2}=3,82$ дней);

^{220}Rn (торон Tn, $T_{1/2}=55,6$ сек.);

^{219}Rn (актинон An, $T_{1/2}=3,96$ сек.);

^{218}Rn ($T_{1/2}=0,035$ сек.).

Все изотопы радона – альфа-излучатели. Изотопы радона являются членами естественных радиоактивных рядов. Радон ^{222}Rn – член уран-радиевого ряда, родоначальником которого является ^{238}U (приложение 17). Торон (^{220}Rn) относится к радиоактивному ряду ^{232}Th (приложение 18). Актинон (^{219}Rn) является продуктом распада ^{235}U (приложение 19). Уран, радий, торий входят в состав горных пород, почв, природных вод и представляют собой постоянный источник изотопов радона.

Наибольшую радиационную опасность представляет ^{222}Rn . Концентрация ^{220}Rn в воздухе обычно в 50-100 ниже, чем ^{222}Rn , и может оказывать радиационное воздействие только в специфических производственных условиях. ^{219}Rn и ^{218}Rn не представляют радиационной опасности.

Содержание радона в атмосфере составляет 6×10^{-18} объемных процентов. Изотопы радона поступают в атмосферу из почв,

горных пород, строительных материалов. Объемная активность радона в приземном слое воздуха составляет в среднем $6,5 \text{ Бк/м}^3$, варьируя от 1 до 10 Бк/м^3 (таблица 9), при этом уже на высоте нескольких метров от поверхности она снижается в десятки раз.

Таблица 9. Объемная активность изотопов радона в различных природных объектах

Объект	Объемная активность изотопов радона, Бк/м^3
Приземный слой воздуха	1-10
Почвенный воздух	2×10^3 - 5×10^4
Воздух рудников, в которых добывается не радиоактивная руда	7×10^4 - 5×10^5
Воздух шахт, в которых добывается радиоактивная руда	$> 1 \times 10^6$
Речная и озерная вода	~ 370
Морская вода	$\sim 1,1 \times 10^3$
Грунтовая вода	$\sim 3,7 \times 10^3$ - $3,7 \times 10^5$

В приземном слое воздуха объемная активность радона и его дочерних продуктов определяется величиной его эксхалации из почвы и атмосферным разбавлением. Вследствие процессов конвекции воздуха при градиенте температур и действия ветров в приземном слое атмосферы происходит диффузия и рассеивание радона. Суточный максимум концентрации наблюдается в ночные часы, когда атмосфера наименее подвижна, а минимум наблюдается днем, когда происходит наиболее интенсивное вертикальное перемешивание воздуха. Максимум годового цикла динамики радона в приземном слое воздуха приходится на конец лета.

Основным источником радона в воздухе помещений является почва (грунт) под зданием, особенно в помещениях, расположенных на первых этажах, а также строительные материалы. Наибольшие уровни содержания радона отмечаются в одноэтажных домах сельского типа с открытыми фундаментами без изоляции грунта или с трещинами в фундаменте, а также с земляными подвалами, где практически отсутствует защита от проникновения в помещение выделяющегося из почвы радона. Для снижения концентрации радона в воздухе помещений рекомендованы следующие меры: герметичная изоляция помещений от почвы и грунта; вентиляция жилых помещений и подвалов, погребов; использование

строительных материалов, соответствующих требованиям радиационной безопасности.

В качестве строительных материалов наибольшую опасность выделения большого количества радона представляют горные породы вулканического происхождения, в первую очередь, гранит, пемза, туф, а наименьшую – осадочные породы: известняки, песчаники, природный гипс и строительные материалы из древесины.

Измерение объемной активности ^{222}Rn с помощью радиометра радона РРА-01М-01 или РРА-01М-03 основано на электростатическом осаждении положительно заряженных ионов ^{218}Po , образовавшихся в воздухе измерительной камеры при распаде ^{222}Rn , на поверхность полупроводникового детектора и последующей регистрации количества альфа-частиц, испускаемых при распаде ^{218}Po . Значительная часть других атомов альфа-излучающих дочерних продуктов распада радона также положительно заряжена и оседает на поверхности детектора, однако в силу своих свойств на детекторе не регистрируется, кроме ^{214}Po . Использование полупроводниковых детекторов, работающих в спектрометрическом режиме, позволяет разделить альфа-частицы, образующиеся при распаде ^{218}Po и ^{214}Po , так как они существенно различаются по энергии (6,0 и 7,69 МэВ соответственно).

Контролируемой величиной в жилых домах, общественных и производственных зданиях и сооружениях, сдающихся в эксплуатацию после окончания их строительства или реконструкции, является в соответствии с МУ 2.6.1.2838-11 [8] среднегодовое значение эквивалентной равновесной объемной активности изотопов радона в воздухе помещений ($\text{ЭРОА}_{\text{Rn},\text{Tn}}$):

$$\text{ЭРОА}_{\text{Rn},\text{Tn}} = \text{ЭРОА}_{\text{Rn}} + 4,6 \times \text{ЭРОА}_{\text{Tn}} \quad (27),$$

которая пропорциональна эффективной дозе облучения, получаемой от дочерних продуктов распада радона и торона, находящихся в воздухе.

ЭРОА_{Rn} представляет собой взвешенную сумму объемных активностей дочерних продуктов распада ^{222}Rn : ^{218}Po (RaA), ^{214}Pb (RaB) и ^{214}Bi (RaC):

$$\text{ЭРОА}_{\text{Rn}} = 0,10 \times A_{\text{RaA}} + 0,52 \times A_{\text{RaB}} + 0,38 \times A_{\text{RaC}} \quad (28).$$

Остальные дочерние продукты распада ^{222}Rn существенной радиационной опасности не представляют.

$\mathcal{E}POA_{Tn}$ представляет собой взвешенную сумму объемных активностей дочерних продуктов распада ^{220}Rn (Tn): ^{212}Pb (TnB) и ^{212}Bi (TnC):

$$\mathcal{E}POA_{Tn} = 0,91 \times A_{TnB} + 0,09 \times A_{TnC} \quad (29).$$

Остальные дочерние продукты распада ^{220}Rn (Tn) существенной радиационной опасности не представляют.

В условиях векового радиоактивного равновесия ^{222}Rn и его дочерних продуктов распада:

$$A_{Rn} = A_{RaA} = A_{RaB} = A_{RaC} \quad (30).$$

Поэтому формула (28) приобретает вид: $\mathcal{E}POA_{Rn} = A_{Rn}$. Однако на практике радиоактивное равновесие между радоном и его дочерними продуктами распада отсутствует из-за постоянного удаления их из воздуха. Поэтому $\mathcal{E}POA_{Rn}$ всегда меньше объемной активности радона A_{Rn} и рассчитывается по формуле:

$$\mathcal{E}POA_{Rn} = F_{Rn} \times A_{Rn} \quad (31),$$

где F_{Rn} — коэффициент равновесия между радоном и его дочерними продуктами распада.

Коэффициент равновесия ^{222}Rn в жилых домах меняется в достаточно узких пределах (0,3-0,6), поэтому для оценки $\mathcal{E}POA$ допускается проводить измерение объемной активности ^{222}Rn , и полученный результат умножать на среднее значение коэффициента равновесия, принимаемого равным 0,5.

$\mathcal{E}POA_{Tn}$ и объемную активность A_{Tn} связывает формула:

$$\mathcal{E}POA_{Tn} = F_{Tn} \times A_{Tn} \quad (32).$$

Однако коэффициент равновесия ^{220}Rn (Tn) варьирует в значительно более широких пределах (0,01-0,1), поэтому для оценки $\mathcal{E}POA_{Tn}$ применяют методы измерения объемной активности дочерних продуктов распада торона.

Вклад дочерних продуктов торона в $\mathcal{E}POA_{Rn,Tn}$ обычно невелик (не превышает 10%), поэтому требования к точности оценки объемной активности дочерних продуктов торона менее жесткие, чем для ^{222}Rn .

Если при проведении контроля эквивалентной равновесной объемной активности радона и торона не менее чем в 5% обследуемых помещений выполняется условие:

$$\frac{\mathcal{E}POA_{Tn}}{\mathcal{E}POA_{Rn}} \leq 0,02 \quad (33),$$

то в остальных выбранных для обследования помещениях измерения ЭРОА_{Tn} можно не проводить, а для вычисления $\text{ЭРОА}_{Rn,Tn}$ используется среднее значения ЭРОА_{Tn} , рассчитанное из сделанных измерений.

При проведении радиационного контроля в случае приемки в эксплуатацию зданий при отсутствии возможности прямого определения среднегодового значения ЭРОА изотопов радона в воздухе помещений проводят оценку его верхней границы по результатам измерений за период до 2 недель.

При проведении радиационного контроля в случае приемки в эксплуатацию зданий помещения следует подготовить к измерениям: в них должны быть установлены и закрыты все окна и двери, смонтирована и включена в штатном режиме система вентиляции с механическим побуждением (если она предусмотрена проектом), закончены (или приостановлены) внутренние отделочные работы, производство которых обычно связано с периодическим открыванием окон и дверей.

При соблюдении этих условий и предварительной выдержке здания при закрытых окнах и дверях (как в помещениях, так и в подъездах) и штатном режиме работы принудительной вентиляции (при ее наличии) не менее 12 ч, оценка среднегодового значения $\text{ЭРОА}_{Rn,Tn}$ проводится с использованием следующего соотношения для верхней границы $\text{ЭРОА}_{Rn,Tn}$:

$$\text{ЭРОА}_{Rn,Tn} = (\text{ЭРОА}_{Rn} + \Delta_{Rn} + 4,6 \times (\text{ЭРОА}_{Tn} + \Delta_{Tn})) \times K(t, h, V) \quad (34),$$

где $K(t, h, V)$ — коэффициент вариации во времени значения $\text{ЭРОА}_{Rn,Tn}$; Δ_{Rn} и Δ_{Tn} — абсолютной погрешности определения ЭРОА_{Rn} и ЭРОА_{Tn} в воздухе соответственно, значения которых рассчитываются по формулам:

$$\Delta_{Rn} = \frac{\delta_{0Rn} \times \text{ЭРОА}_{Rn}}{100} \text{ и } \Delta_{Tn} = \frac{\delta_{0Tn} \times \text{ЭРОА}_{Tn}}{100} \quad (35),$$

где δ_{0Rn} и δ_{0Tn} — основные погрешности измерения по свидетельству о метрологической аттестации средств измерения.

Численное значение $K(t, h, V)$ зависит от температуры внутри контролируемого помещения и снаружи, атмосферного давления, силы и направления ветра в период проведения измерения. В силу этого конкретные значения коэффициента имеют региональные особенности и определяются периодом года, когда проводятся измерения. В настоящее время допускается принимать значение

коэффициента равным 1 для зимнего периода года и 1,3 — для летнего.

Измерения $ЭРОА_{Rn,Tn}$ в помещениях проводят выборочно, при этом общий объем контроля должен быть достаточным для выявления всех помещений в здании, в которых может быть нарушено условие (34), а также для оценки максимальных значений $ЭРОА_{Rn,Tn}$ в типичных помещениях (по функциональному назначению, занимаемой площади, на этаже, в подъезде, а также по типу использованных строительных материалов). Число помещений выбирается в зависимости от этажности здания, общего числа помещений, наличия достоверных сведений о показателях радиационной безопасности земельного участка, содержании природных радионуклидов в строительном сырье и материалах и других характеристик здания (таблица 10).

Таблица 10. Объем контроля $ЭРОА_{Rn,Tn}$ при наличии документальных сведений о соответствии показателей радиационной безопасности земельного участка требованиям ОСПОРБ-99/2010 [6], а строительного сырья и материалов, использованных при строительстве здания, требованиям НРБ-99/2009 [5]

Односемейные дома, школьные и дошкольные детские учреждения	Помещений для постоянного пребывания людей:			
	Менее 30	30-100	100-1000	Более 1000
100% помещений для постоянного пребывания людей	25%	25%	5%, но не менее 20	50

В соответствии с НРБ-99/2009 [5], ОСПОРБ-99/2010 [6] и МУ 2.6.1.2838-11 [8] среднегодовое значение $ЭРОА_{Rn,Tn}$ в воздухе помещений проектируемых и сдаваемых в эксплуатацию зданий жилого и общественного назначения не должно превышать 100 Бк/м³, в производственных зданиях — 150 Бк/м³. В эксплуатируемых зданиях жилищного и общественного назначения среднегодовое значение $ЭРОА_{Rn,Tn}$ не должно превышать 200 Бк/м³, а в производственных зданиях — 300 Бк/м³. На производствах, где воздействие дочерних продуктов распада радона относится к природному облучению, установлены пределы 310 Бк/м³ для $ЭРОА_{Rn}$ и 68 Бк/м³

для $ЭРОА_{Tn}$. Допустимая объемная активность для персонала группы А составляет 1200 Бк/м³ для радона и 270 Бк/м³ для торона.

При оценке потенциальной радоноопасности территорий застройки наряду с $ЭРОА_{Rn, Tn}$ в существующих на территории зданиях применяются следующие показатели: плотность потока радона с поверхности почвы (ППР) и объемная активность радона в почвенном воздухе на глубине 1 м от поверхности.

Содержание радона в водопроводной воде обычно составляет 0-3700 Бк/м³, если только в системе водоснабжения не используется вода из артезианских скважин. В артезианских водах удельная активность ^{222}Rn может составлять от 3700 до 370000 Бк/м³. Наибольшая опасность при использовании воды с высоким содержанием радона исходит не от питья, так как большая ее часть перед употреблением подвергается кипячению, при котором радон почти полностью улетучивается, а при вдыхании воздуха, насыщенного парами воды с высоким содержанием радона. Подобная ситуация может складываться, например, в ванной комнате при включении горячего душа, если используется вода с высокой концентрацией радона.

Уровень вмешательства для ^{222}Rn в питьевой воде согласно НРБ-99/2009 [5] составляет 60 Бк/кг. Определение удельной активности ^{222}Rn в питьевой воде из подземных источников является обязательным.

Работа №4. Определение объемной активности ^{222}Rn в воздухе с предварительным отбором проб.

Цели работы:

- Отбор проб воздуха вне помещения (для определения фоновой объемной активности радона) и в исследуемом помещении.
- Определение фоновой объемной активности радона (ОАР).
- Определение ОАР в воздухе помещения.
- Расчет $ЭРОА_{Rn}$ и $ЭРОА_{Tn}$, верхней границы среднегодового $ЭРОА_{Rn, Tn}$ и оценка результатов измерения.

Выполнение работы:

1. Ознакомиться с инструкциями по работе с пробоотборным устройством ПОУ-4 (приложение 20) и радиометром радона

PPA-01M-01 (приложение 21) или PPA-01M-03 (приложение 22).

2. Проверить готовность к работе ПОУ.
3. Отобрать пробу воздуха вне помещения для определения фоновой объемной активности радона.
4. Проверить готовность к работе PPA.
5. Заполнить измерительную камеру радиометра радона воздухом помещения, в котором будут проводиться измерения.
6. Перемешать отобранную пробу воздуха между пробоотборником и измерительной камерой PPA.
7. Провести измерение фоновой ОАР. Должно выполняться не менее пяти измерений фоновой ОАР, с вычислением среднего значения:

$$\bar{Q}_\phi = \frac{\sum_i^n Q_{\phi,i}}{n} \quad (36),$$

где $Q_{\phi,i}$ — результат i -ого измерения, Бк/м³; n — общее число измерений.

8. Отобрать пробу воздуха в исследуемом помещении. Отбор пробы осуществляется не ближе 0,5 м от стен и пола помещения. По окончании отбора пробы записать в протокол дату и время отбора пробы t_1 .
9. Перемешать отобранную пробу воздуха между пробоотборником и измерительной камерой PPA. По окончании перемешивания записать в протокол время начала измерений t_2 .
10. Провести измерение ОАР. Должно выполняться не менее пяти измерений ОАР, с вычислением среднего значения:

$$\bar{Q} = \frac{\sum_i^n Q_i}{n} \quad (37),$$

где Q_i — результат i -ого измерения, Бк/м³; n — общее число измерений.

11. Обработать результаты измерений. За время, прошедшее с момента окончания отбора пробы до начала измерения ОАР, часть радона распадется. Распад радионуклидов происходит в соответствии с **основным законом радиоактивного распада**:

$$N_t = N_0 e^{-\lambda \Delta t} \Rightarrow A_t = A_0 e^{-\lambda \Delta t} \quad (38),$$

где N_0 и A_0 — число радиоактивных ядер и активность в начальный момент времени, N_t и A_t — число радиоактивных ядер и активность в момент времени t , λ — постоянная радиоактивного распада, характеризующая неустойчивость ядер данного радионуклида, Δt — время, прошедшее с начального момента ($t_2 - t_1$). Следовательно, зная активность радона в момент времени t_2 и $\Delta t = t_2 - t_1$, можно рассчитать его активность в момент времени t_1 :

$$A_{t_2} = A_{t_1} e^{-\lambda \Delta t} \Rightarrow A_{t_1} = \frac{A_{t_2}}{e^{-\lambda \Delta t}} \Rightarrow A_{t_1} = A_{t_2} \times e^{\lambda \Delta t} \quad (39).$$

Таким образом, расчет ОАР в пробе Q_{Π} следует вести по формуле:

$$Q_{\Pi} = \left(\bar{Q} \times \left(1 + \frac{V_2}{V_1} \right) - \bar{Q}_{\phi} \times \frac{V_2}{V_1} \right) \times e^{\lambda \Delta t} \quad (40),$$

где $\bar{Q}$ — ОАР, Бк/м³; $\bar{Q}_{\phi}$ — фоновая ОАР, Бк/м³; V_2 — объем измерительной камеры радиометра, дм³; $V_2 = 1,6$ дм³; V_1 — объем пробы в пробоотборнике, дм³; $V_1 = 1,05$ дм³; Δt — время, прошедшее от окончания отбора пробы воздуха до начала измерений, мин, $\Delta t = t_2 - t_1$; λ — постоянная распада ²²²Rn, 1/мин, $\lambda = 1,26 \times 10^{-4}$ 1/мин.

12. Относительная погрешность определения ОАР с помощью радиометров радона типа РРА, составляет: $\delta Q_{\Pi} = \pm 40\%$ при ОАР от 30 до 150 Бк/м³, $\delta Q_{\Pi} = \pm 30\%$ при ОАР от 150 до 30000 Бк/м³.
13. Оценить верхнюю границу среднегодового значения $ЭРОА_{Rn, Tn}$ согласно (34) и (35).

Примерные вопросы:

- Какие природные изотопы радона вы знаете? Каковы их периоды полураспада? Какие из них имеют наибольшее значение с точки зрения радиационной опасности?
- К каким естественным радиоактивным рядам принадлежат изотопы радона?
- Каковы свойства радона?

- Какого уровня достигает содержание радона в атмосфере в объемных процентах? Какого уровня достигает его объемная активность в приземном слое воздуха?
- Какие источники поступления радона в атмосферу вы знаете?
- Каков вклад радона в дозу ионизирующего излучения, получаемую населением от природных источников?
- Какова суточная и сезонная динамика эксгаляции радона из почвы и его объемной активности в приземном слое воздуха?
- Каких значений может достигать объемная активность радона в воздухе промышленных объектов? На каких промышленных объектах возникают такие ситуации?
- Каковы источники поступления радона в помещения, здания?
- Какие строительные материалы имеют наибольшую, а какие наименьшую опасность по выделению радона?
- Каковы основные технические принципы, заложенные в измерении ^{222}Rn с помощью радиометра радона типа РРА?
- С помощью какого показателя проводится нормирование содержания радона в воздухе? Как оценивается этот показатель?
- Какие пределы не должно превышать среднегодовое значение $\text{ЭРОА}_{\text{Rn, Tn}}$ в воздухе проектируемых и сдаваемых в эксплуатацию зданий жилого, общественного, производственного назначения?
- С какой целью и как рассчитывают верхнюю границу среднегодового значения $\text{ЭРОА}_{\text{Rn, Tn}}$?
- Какие показатели, кроме $\text{ЭРОА}_{\text{Rn, Tn}}$, используются при оценке потенциальной радоноопасности территории?

Работа №5. Определение объемной активности ^{222}Rn в воде с предварительным отбором проб.

Цели работы:

- Отбор проб воздуха вне помещения (для определения фоновой объемной активности радона) и отбор проб воды.
- Определение фоновой ОАР.
- Определение ОАР в воде.
- Оценка результатов измерения.

Выполнение работы:

1. Ознакомиться с инструкциями по работе с пробоотборным устройством ПОУ-4 (приложения 20, 23) и радиометром радона РРА-01М-01 (приложение 21) или РРА-01М-03 (приложение 22).
2. Проверить готовность к работе ПОУ.
3. Отобрать пробу воздуха вне помещения для определения фоновой объемной активности радона.
4. Проверить готовность к работе РРА.
5. Заполнить измерительную камеру радона воздухом помещения, в котором будут проводиться измерения.
6. Перемешать отобранную пробу воздуха между пробоотборником и измерительной камерой РРА.
7. Провести измерение фоновой ОАР. Должно выполняться не менее пяти измерений фоновой ОАР, с вычислением среднего значения.
8. Отобрать пробу воды из системы водоснабжения лаборатории (приложение 23). По окончании отбора пробы записать в протокол дату и время отбора пробы t_1 .
9. Перевести радон из пробы воды с помощью барботирования в измерительную камеру РРА (приложение 23). По окончании перевода радона записать в протокол время начала измерений t_2 .
10. Провести измерение ОАР. Должно выполняться не менее пяти измерений ОАР, с вычислением среднего значения.
11. Обработать результаты измерений. Расчет ОАР в пробе Q_{II} вести по формуле:

$$Q_{II} = \left(\bar{Q} \times \left(\alpha + \frac{V_2}{V_1} \right) - \bar{Q}_\phi \times \frac{V_2}{V_1} \right) \times e^{\lambda \Delta t} \quad (41),$$

где $\bar{Q}$ — ОАР, Бк/м³; $\bar{Q}_\phi$ — фоновая ОАР, Бк/м³; V_2 — объем измерительной камеры радиометра, дм³; $V_2=1,6$ дм³; V_1 — объем пробы воды в пробоотборнике, дм³; $V_1=0,046$ дм³; Δt — время, прошедшее от окончания отбора пробы воздуха до начала измерений, мин, $\Delta t=t_2-t_1$; λ — постоянная распада ²²²Rn,

1/мин, $\lambda=1,26 \times 10^{-4}$ 1/мин, α — коэффициент растворимости радона в воде, $\alpha=0,25$.

12. Погрешность определения ОАР, составляет: $\delta Q_{\Pi} = \pm 40\%$ при ОАР от 30 до 150 Бк/м³, $\delta Q_{\Pi} = \pm 30\%$ при ОАР от 150 до 30000 Бк/м³.

13. Оценить соответствие исследованной воды требованиям радиационной безопасности по ОАР, предъявляемым к питьевой воде.

Примерные вопросы:

- Какие природные изотопы радона вы знаете? Каковы их периоды полураспада? Какие из них имеют наибольшее значение с точки зрения радиационной опасности?
- К каким естественным радиоактивным рядам принадлежат изотопы радона?
- Каково содержание радона в воде в зависимости от водного источника (морские, речные, озерные, грунтовые воды)?
- Какими факторами определяется повышенная объемная активность радона в грунтовых и подземных водах?
- Какое содержание радона может наблюдаться в водопроводной воде?
- Каков уровень вмешательства для активности ^{222}Rn в питьевой воде?
- Какие устройства и методы используются при пробоотборе и анализе воды для определения ОАР?

Гамма-спектрометрический анализ

Гамма-спектрометрия — изучение распределения гамма-квантов, испускаемых исследуемым веществом, по энергиям — один из наиболее широко применяемых методов идентификации и количественного определения гамма-излучающих радионуклидов. Метод удобен, обычно не требует вскрытия проб, концентрирования и разделения радионуклидов.

Основными процессами взаимодействия гамма-излучения с веществом являются: фотоэффект, комптоновское рассеяние и образование электрон-позитронных пар.

Фотоэффект — процесс, в котором гамма-квант передает всю свою энергию электрону атома поглотителя. Электрон (как правило из ближайшей к ядру оболочки) покидает атом, энергия его равна энергии гамма-кванта за вычетом энергии связи электрона в атоме.

Комптоновское рассеяние — взаимодействие гамма-кванта с электроном, в результате которого только часть энергии гамма-кванта передается электрону, который покидает атом. Кроме того, испускается вторичный гамма-квант с энергией, меньшей, чем энергия исходного.

При взаимодействии высокоэнергетического гамма-кванта с полем ядра может произойти **образование электрон-позитронной пары**. Энергия образования пары равна сумме масс покоя электрона и позитрона и составляет 1,022 МэВ. Остальная энергия гамма-кванта переходит в кинетическую энергию электрона и позитрона. После того, как позитрон потеряет свою кинетическую энергию, происходит его аннигиляция с электроном вещества, при этом образуются два гамма-кванта с энергией 0,511 МэВ каждый, которые в свою очередь могут поглотиться веществом по механизму фотоэффекта или рассеяния на электронах.

Аппаратурный гамма-спектр формируется как результат трех основных процессов взаимодействия гамма-излучения с веществом детектора. Вероятность реализации каждого из трех механизмов зависит от энергии фотона и заряда ядра поглощающего материала.

Попадание гамма-кванта в детектор вызывает электрический импульс, амплитуда которого пропорциональна доле энергии, которую гамма-квант передает детектору. Гамма-квант может передать детектору всю свою энергию, либо только ее часть. В результате, в аппаратурном гамма-спектре всегда присутствует непрерывная область, обусловленная комптоновским рассеянием, сопровождающимся вылетом рассеянных гамма-квантов за пределы детектора, и пики, соответствующие тем событиям, которые приводят к полному поглощению энергии гамма-квантов (рисунок 3). Эти пики (называемые пиками полного поглощения энергии) являются наиболее информативной частью спектра. По их положению на энергетической шкале спектрометра идентифицируют

радионуклиды, а по их площади проводят количественное определение. Если энергия гамма-квантов, испускаемых при распаде, превышает 1,022 МэВ, то в спектре присутствуют также линии 0,511 и 1,022 МэВ, обусловленные регистрацией одного или двух аннигиляционных гамма-квантов соответственно.

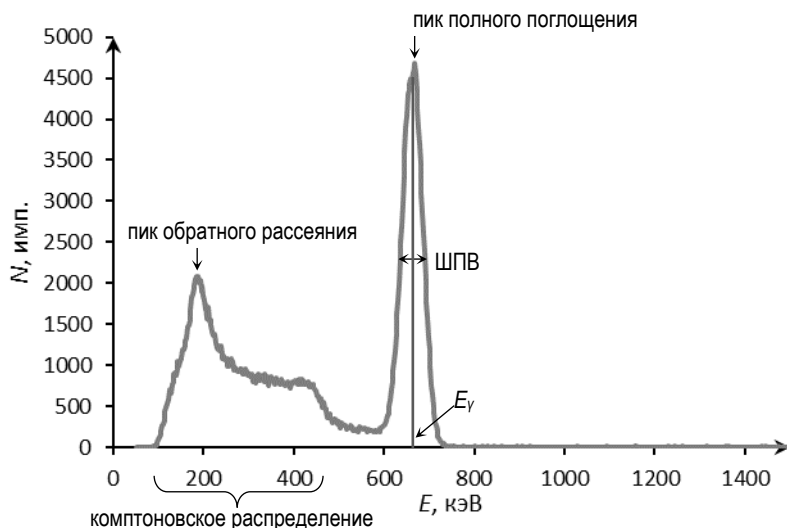


Рисунок 3. Аппаратурный гамма-спектр источника $^{137}\text{Cs}+^{137\text{m}}\text{Ba}$ на сцинтиляционном детекторе $\text{NaI(Tl)}\ 63\times 63$ мм.

Одним из наиболее распространенных методов регистрации ионизирующих излучений является сцинтиляционный. Этот метод основан на возникающем в веществе детектора под воздействием ионизирующего излучения возбуждении, которое приводит к появлению вспышки света (сцинтилляции). Сочлененный со сцинтиллятором фотоумножитель преобразует световую вспышку в электрический импульс, величина которого пропорциональна потере энергии излучения на возбуждение сцинтиллятора.

Сцинтиллирующие вещества бывают двух типов: неорганические (ионные) и органические. Неорганические сцинтилляторы чаще всего применяются в виде одного большого кристалла. Органические могут быть использованы как единичные кристаллы, как компактная масса тонких кристаллов, как сополимер в твердой

пластмассе или в растворенном органическом растворителем виде (жидкие сцинтилляторы).

Возбуждение в сцинтилляторе наступает тогда, когда один из электронов вещества детектора поднимается на более высокий энергетический уровень, за счет энергии, рассеянной проходящей заряженной частицей (квантом). При мгновенном возвращении возбужденного электрона в исходное состояние энергия возбуждения испускается в виде фотона видимого света. Испускаемые сцинтиллятором фотоны видимого света через прозрачное окно фотоумножителя попадают на фотокатод — тонкий фоточувствительный слой на внутренней поверхности торца фотоумножителя. Здесь фотоны поглощаются с последующей эмиссией электронов. Число таких вторичных электронов меньше числа падающих фотонов, но прямо пропорционально ему. Дальнейшее усиление импульса достигается с помощью серии электродов (динодов), расположенных по длине фотоумножителя.

Твердые неорганические сцинтилляционные счетчики особенно широко используются для регистрации гамма-излучения. Это обусловлено тем, что сопутствующие гамма-квантам бета-частицы легко исключить и не регистрировать прибором. Защитой кристалла от бета-излучения служит обычно алюминиевый контейнер. Большая плотность твердых сцинтилляторов по сравнению с газами и жидкостями дает большее поглощение гамма-квантов и, как следствие, более высокую эффективность регистрации.

В последние годы большое распространение получили полупроводниковые детекторы. Их действие основано на ионизации вещества детектора (представляющего собой цепочки нейтральных атомов) под действием гамма-излучения. Затем электроны и «вакансии» под действием приложенного потенциала движутся к электродам, и в цепи возникает электрический импульс. Амплитуда сигнала от полупроводникового детектора будет пропорциональна энергии ионизирующего излучения в широком диапазоне энергий.

Спектрометрические качества детектора гамма-излучения характеризуются энергетическим разрешением и эффективностью детектирования.

Энергетическое разрешение обычно определяют как ширину на половине высоты (ШПВ) пика полного поглощения для энергии излучения ^{60}Co , составляющей 1332 кэВ. Измерение проводится при расстоянии 25 см от источника до детектора. Полупроводниковые детекторы достигают разрешения 1,5-2 кэВ, разрешение сцинтилляторных детекторов существенно хуже – 50-60 кэВ.

Под **абсолютной эффективностью** детектора понимается отношение числа зарегистрированных детектором гамма-квантов (т.е. площади пика полного поглощения) к общему числу гамма-квантов, испускаемых источником за время детектирования. Таким образом, эффективность — это вероятность регистрации гамма-квантов в условиях конкретного измерения, которая определяется способностью детектора регистрировать гамма-кванты данной энергии, ослаблением гамма-квантов материалом образца (самоослаблением), геометрическими факторами, ослаблением гамма-квантов между источником и чувствительным объемом детектора.

Идентификацию радионуклидов проводят по положению пиков полного поглощения на энергетической шкале. Прежде чем проводить идентификацию, необходимо сопоставить значение энергии гамма-квантов номеру канала анализатора, т.е. провести **энергетическую калибровку спектрометра**. Для этой цели выбирают спектры стандартных источников гамма-излучения. Спектр должен содержать несколько хорошо сформированных пиков полного поглощения энергии.

Калибровкой по эффективности называется определение зависимости эффективности регистрации гамма-квантов от их энергии. Для калибровки по эффективности необходимы источники с известной активностью.

Помимо радионуклидов, входящих в состав измеряемого препарата, вклад в гамма-спектр вносят также излучения продуктов распада радона, которые всегда присутствуют в воздухе, вторичные частицы, возникающие при взаимодействии космического излучения и внешнего гамма-излучения с материалом образца, защиты и детектора, а также радионуклидов, входящих в состав материалов установки, в том числе непосредственно в детектор. Поэтому при измерении активности необходимо внести поправки на

фоновое излучение. Спектр фона следует набирать в тех же условиях, что и спектр измеряемого образца.

Идентификация радионуклидов может быть нелегкой задачей. Число гамма-излучающих радионуклидов превышает тысячу, а известных гамма-линий насчитывается более 20 тысяч. Облегчают идентификацию электронные библиотеки, входящие в состав большинства спектрометрических пакетов.

За счет процесса радиоактивного распада число радиоактивных ядер непрерывно меняется и подчиняется закону радиоактивного распада.

Для большого числа ядер число актов распада в единицу времени (скорость распада, активность) прямо пропорционально числу ядер:

$$-\frac{dN}{dt} = \lambda N = A \quad (42),$$

где N — число имеющихся радиоактивных ядер, λ — **постоянная радиоактивного распада**, характеризующая неустойчивость ядер данного радионуклида, A — активность радионуклида.

Это — **основной закон радиоактивного распада**. Интегрируя (42) и умножая правую и левую части уравнения на λ , получаем выражение:

$$N_t = N_0 e^{-\lambda \Delta t} \Rightarrow A_t = A_0 e^{-\lambda \Delta t} \quad (43),$$

где N_0 и A_0 — число радиоактивных ядер и активность в начальный момент времени, N_t и A_t — число радиоактивных ядер и активность в момент времени t , λ — постоянная радиоактивного распада, характеризующая неустойчивость ядер данного радионуклида, Δt — время, прошедшее с начального момента.

Период полураспада ($T_{1/2}$) — промежуток времени, в течение которого распадается половина начального числа ядер (активность уменьшается вдвое), то есть при $\Delta t = T_{1/2}$:

$$A_{T_{1/2}} = A_0 e^{-\lambda T_{1/2}} \Rightarrow \frac{A_0}{A_{T_{1/2}}} = 2 = e^{\lambda T_{1/2}} \Rightarrow \lambda T_{1/2} = \ln(2) \quad (44),$$

Таким образом, зная период полураспада конкретного радионуклида легко рассчитать постоянную радиоактивного распада и наоборот.

При проведении радиоэкологических исследований представляют интерес не только абсолютные величины активности

радионуклидов в природных объектах, но и показатели, отражающие особенности поступления и накопления радионуклидов из почвы в растения.

Одним из наиболее широко применяемых показателей является **коэффициент накопления** или коэффициент концентрации (КН или K_n) — отношение удельной активности радионуклида в растении к удельной активности в почве:

$$КН = \frac{\text{удельная активность в растении}}{\text{удельная активность почвы}} \left(\frac{\text{Бк/кг}}{\text{Бк/кг}} \right) \quad (45).$$

Этот показатель следовало бы назвать концентрационным отношением, так как слово «накопление» предполагает, что концентрация радионуклида в растениях выше, чем в почве. В тоже время случаи, когда $КН < 1$, характерны для многих радионуклидов.

В биогеохимии и радиоэкологии наряду с понятием коэффициент накопления применяют термин **коэффициент биологического поглощения** (КБП) — отношение удельной активности радионуклида в золе растения к удельной активности в почве:

$$КБП = \frac{\text{удельная активность в золе растения}}{\text{удельная активность почвы}} \left(\frac{\text{Бк/кг}}{\text{Бк/кг}} \right) \quad (46).$$

Кроме того, часто используется понятие **коэффициент переноса** (КП или K_p), который называют также коэффициентом пропорциональности или нормированной концентрацией:

$$КП = \frac{\text{удельная активность в растениях}}{\text{плотность загрязнения почв}} \left(\frac{\text{Бк/кг}}{\text{Бк/м}^2} \right) \quad (47).$$

При расчете КП удельная активность радионуклида в растении приводится к единице **плотности загрязнения** (запаса радионуклида в почве), что нивелирует влияние плотности загрязнения и позволяет выявить зависимости накопления радионуклидов от почвенно-экологических условий, видовых особенностей растений и других факторов.

Плотность загрязнения (запас) рассчитывают по формуле:

$$\text{Плотность загрязнения} = \sum_{i=1}^n A_i \cdot h_i \cdot \rho_i \quad (48),$$

где A_i — активность радионуклида в i -том слое (горизонте) почвы, Бк/кг, h_i — толщина i -того слоя почвы, м, ρ_i — плотность сложения i -того слоя почвы, кг/м³. Для сельскохозяйственных угодий

обычно рассчитывают плотность загрязнения пахотного горизонта.

Работа №6. Определение удельной активности ^{137}Cs и естественных радионуклидов (^{232}Th , ^{226}Ra , ^{40}K) в образцах почвы и растительности с использованием сцинтилляционного гамма-спектрометра.

Цели работы:

- Освоение методики измерения активности радионуклидов с использованием сцинтилляционного гамма-спектрометра.
- Определение удельной активности ^{137}Cs и естественных радионуклидов (^{226}Ra , ^{232}Th , ^{40}K) в образцах почвы.
- Определение удельной активности ^{137}Cs и естественных радионуклидов (^{226}Ra , ^{232}Th , ^{40}K) в образцах растительности.
- Оценка результатов измерения. Расчет коэффициентов накопления, биологического поглощения и перехода ^{137}Cs в растения.

Выполнение работы:

1. Ознакомиться с инструкцией по работе со сцинтилляционным гамма-спектрометром (приложение 24).
2. Подготовить прибор к работе, провести калибровку по энергии и эффективности. Убедиться в работоспособности оборудования.
3. Провести набор фоновых спектров, убедиться, что фоновый спектр соответствует снятым ранее фоновым спектрам.
4. Провести измерение активности ^{137}Cs и естественных радионуклидов (^{226}Ra , ^{232}Th , ^{40}K) в образце золы растительности в геометрии «Дента».
5. Рассчитать удельную активность ^{137}Cs в пробе растительности по формуле:

$$A = \frac{A_{\text{изм}} \times m_1}{m_2} \quad (49),$$

где $A_{\text{изм}}$ — удельная активность ^{137}Cs в счетном образце, m_1 — масса получившейся золы, m_2 — масса пробы растительности, взятой на озоление.

6. Провести измерение активности ^{137}Cs и естественных радионуклидов (^{226}Ra , ^{232}Th , ^{40}K) в образце почвы в геометрии «Маринелли» или «Половина Маринелли».
7. Пересчитать активности ^{137}Cs в образцах почвы и растительности на дату пробоотбора согласно (43). $T_{1/2}(^{137}\text{Cs})=30,17$ года.
8. Принимая $\rho=1,4$ г/см³ и $h=20$ см согласно (48) рассчитать плотность загрязнения ^{137}Cs (запас в почве ^{137}Cs).
9. Рассчитать коэффициенты накопления, биологического поглощения и перехода для ^{137}Cs согласно (45), (46) и (47).

Примерные вопросы:

- Что такое гамма-излучение?
- Каковы механизмы взаимодействия гамма-излучения с веществом?
- Какие методы регистрации гамма-излучения вы знаете?
- Что такое энергетическое разрешение и эффективность регистрации?
- Для чего проводится калибровка по энергии?
- Для чего проводится калибровка по эффективности?
- Из чего складывается фоновое излучение и как оно учитывается при гамма-спектрометрическом анализе?
- Основной закон радиоактивного распада. Что такое постоянная радиоактивного распада и период полураспада?
- Как связаны между собой постоянная распада и период полураспада?
- Что такое коэффициент накопления?
- Что такое коэффициент биологического поглощения?
- Что такое коэффициент перехода?

Бета-спектрометрический анализ

Под общим названием бета-превращения рассматривают три самостоятельных вида радиоактивных превращений: **бета⁻-распад** (испускание электрона), **бета⁺-распад** (испускание позитрона) и **электронный захват**.

Электроны (позитроны), образующиеся в результате бета-распада, принято называть бета-частицами. При бета-распаде энергия распределяется между тремя частицами: электроном (позитроном), антинейтрино (нейтрино) и конечным ядром. Поскольку ядро-продукт обладает большой массой покоя, кинетическая энергия, уносимая им, будет очень мала. Практически вся энергия, выделяемая при бета-распаде, распределяется между бета-частицей и нейтрино (антинейтрино), причем каждой из этих частиц может быть передана любая доля энергии. Поэтому спектр бета-частиц сплошной (рисунк 4).

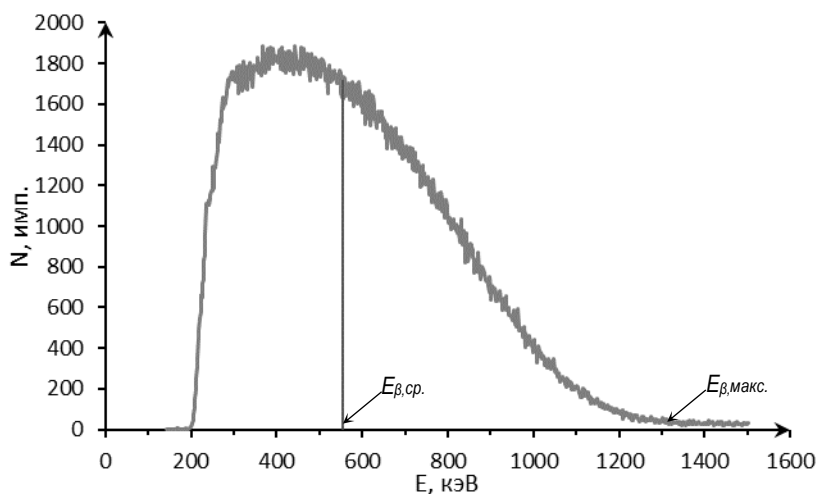


Рисунок 4. Аппаратурный бета-спектр источника ^{40}K на пластиковом сцинтилляционном детекторе диаметром 70 мм.

Характерной чертой бета-спектра (бета-распада) является величина максимальной кинетической энергии бета-частиц ($E_{\beta, \text{макс.}}$), которая соответствует случаю, когда вся энергия перехода уносится только одной из частиц (электроном или антинейтрино), а другая частица испускается с энергией, близкой к нулю.

В случае электронного захвата один из протонов ядра может превратиться в нейтрон путем захвата электрона с К-оболочки (реже с L-оболочки) своего атома. После захвата электроны в атоме с более высоких орбиталей переходят на вакантные места нижних орбиталей. Энергия разности связей электронов может

выделиться в виде характеристического рентгеновского или гамма-излучения. В некоторых случаях энергия возбуждения атома передается одному или нескольким орбитальным электронам. Так как получаемая этими электронами энергия выше, чем энергия связи в атоме, происходит вылет этих электронов из атома. Такие электроны называются электронами Оже, они всегда имеют дискретные значения энергий.

Процесс перестройки электронных оболочек, вызванный электронным захватом, может включать в себя целый ряд актов последовательного испускания характеристического рентгеновского или гамма-излучения и электронов Оже со все более удаленных от ядра орбиталей.

Для регистрации и спектрометрии альфа- и бета-частиц обычно применяются детекторы на основе органических сцинтилляторов, из которых можно выращивать крупные кристаллы (антрацен, стильбен, толан, нафталин). Органические сцинтилляторы успешно используются заполимеризованными в прозрачную пластмассу. При измерении бета-спектра пригодны кристаллы, толщина которых несколько превышает пробег бета-частиц с максимальной энергией. При такой толщине все бета-частицы поглощаются в сцинтилляторе, а гамма-кванты, характеризующиеся большей проникающей способностью, передают детектору лишь часть своей энергии.

Бета-спектрометрия с применением сцинтилляционных пластиковых детекторов может применяться для определения активности бета-излучающих радионуклидов, таких как ^{55}Fe , ^{60}Co , ^{90}Sr , ^{137}Cs и др. Бета-спектрометрический анализ удобен при выполнении анализов проб известного нуклидного состава, при проведении радиоэкологического мониторинга, радиационного обследования территорий и т.д.

В то же время использование бета-спектрометрии для расшифровки радионуклидного состава является трудной задачей в прикладной спектрометрии ионизирующих излучений. Трудности в основном заключаются в сложности идентификации непрерывных спектров бета-излучений. Сложности в расшифровке аппаратурных бета-спектров возникают и в связи с одновременной регистрацией рентгеновского, гамма-излучения и комптоновских

электронов. Кроме этого, имеет место эффект обратного рассеивания электронов, а при регистрации электронов с энергией выше 1 МэВ — эффект тормозного излучения.

Современные программы обработки непрерывных спектров позволяют повысить чувствительность бета-спектрометрического анализа. Программа разлагает аппаратурный бета-спектр на единичные составляющие, которые определяют вклад каждого радионуклида в суммарный бета-спектр. Этот способ обработки бета-спектров позволяет идентифицировать радионуклиды, имеющие малые активности, при наличии в пробах радионуклидов, имеющих большие активности.

Определение удельной активности ^{90}Sr в пробах растительного происхождения может проводиться в счетных образцах, приготовленных из нативного вещества проб или после концентрирования (обугливания, озоления). Бета-спектры счетных образцов определяются излучением ^{90}Sr и его дочернего продукта распада ^{90}Y в состоянии радиоактивного равновесия, а также ^{137}Cs и естественного радионуклида ^{40}K .

Определение удельной активности ^{90}Sr в почве при уровнях ниже 40-60 Бк/кг возможно лишь с радиохимическим приготовлением счетных образцов из проб почвы. При этом необходимо не только концентрировать стронций и/или иттрий из пробы в веществе счетного образца, но и избавиться от остальных бета-излучателей почвы (прежде всего от бета-излучающих членов природных радиоактивных рядов) или учитывать их активности (таблица 11, приложения 17, 18 и 19).

Таблица 11. Значения максимальной энергии бета-спектров основных бета-излучающих радионуклидов почвы

Радионуклид	^{90}Sr	^{90}Y	^{134}Cs	^{137}Cs	^{14}C	^{40}K	^{208}Tl	^{212}Pb
$E_{\beta, \text{max}}$, кэВ	546	2274	1454	1174	156	1314	1797	569
Радионуклид	^{212}Bi	^{228}Ra	^{210}Pb	^{210}Bi	^{214}Pb	^{214}Bi	^{234}Th	$^{234\text{m}}\text{Pa}$
$E_{\beta, \text{max}}$, кэВ	2246	55	62	1161	1040	3280	193	2300

Одним из методов приготовления счетных образцов для измерения удельной активности ^{90}Sr и/или ^{90}Y является оксалатный [4].

Навеску почвы прокаливают в муфельной печи (озоляют). Если наряду с ^{90}Sr и ^{90}Y предполагается из той же навески почвы экстрагировать и ^{137}Cs , то озоление проводят при температуре 450°C в течение 6 ч. Если же предполагается экстрагировать лишь ^{90}Sr и ^{90}Y — озоление можно проводить, выдерживая почву в течение 0,5-1 ч при температуре 750°C .

Бета-излучение радионуклидов со значениями граничной энергии бета-спектров менее 150-170 кэВ не попадает в область чувствительности большинства спектрометров, и наличие этих радионуклидов в счетных образцах не может помешать измерениям ^{90}Sr и ^{90}Y .

От цезия и калия избавляются путем соосаждения при $\text{pH}=4$ оксалатов стронция и иттрия с оксалатом кальция из солянокислого раствора в избытке $\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$. Щелочные элементы цезий и калий остаются в фильтрате, а в осадок оксалатов практически полностью переходят стронций с иттрием и изотопы тория, свинца, висмута, кроме изотопов радия и радона. Радон — благородный газ, он удаляется из раствора при кипячении. Эффективность осаждения оксалата радия с оксалатом кальция из солянокислого раствора при значении $\text{pH}=4$ составляет ~25-30%. Поэтому осадок общих оксалатов снова растворяют в соляной кислоте и переосаждают. После этого активность изотопов радия составит 6-8% от исходной.

Для освобождения от остальных естественных радионуклидов (ЕРН) используется способность актиноидов к образованию растворимых соединений. Для изотопов тория это $\text{H}_2\text{Th}_2(\text{C}_2\text{O}_5)_5 \cdot 9\text{H}_2\text{O}$. Амфотерность свинца приводит к образованию плумбитов (Pb^{2+}) и плумбатов (Pb^{4+}) при обработке оксалатов 10 моль/дм³ КОН. Процедура освобождения состоит в кипячении осадка оксалатов в избытке $\text{H}_2\text{C}_2\text{O}_4$ и КОН. При однократном проведении этой процедуры в осадке оксалатов остается весь иттрий, ~80% стронция, ~30% тория, ~50% свинца и по 80% висмута и актиния. Трехкратное применение этой процедуры оставляет вместе с иттрием ~3% тория, ~13% свинца и по 50% стронция, актиния и висмута. При этом за счет дополнительного трехкратного переосаждения оксалатов, которое сопутствует этой процедуре, из осадка практически полностью вымывается радий.

Для освобождения от короткоживущих радионуклидов можно использовать радиоактивный распад в том случае, если химическим путем вещество пробы в достаточной степени освобождается от материнских радионуклидов. Так, при удалении ^{228}Ra активность ^{228}Ac за 16-20 часов уменьшается в 10-16 раз, при удалении ^{234}Th практически сразу же распадется $^{234\text{m}}\text{Pa}$. Активность ^{212}Bi и ^{208}Tl за 4-5 часов уменьшится в 16 раз после удаления ^{228}Th , ^{224}Ra , ^{212}Pb . Активность ^{210}Bi за счет трехкратного промывания в КОН уменьшится всего вдвое, а далее будет убывать достаточно медленно в соответствии с периодом полураспада 5,01 сут, да и степень очистки от долгоживущего материнского ^{210}Pb всего 13%.

Таким образом, при приготовлении счетного образца с помощью указанных процедур ^{210}Bi — единственный из ЕРН, бета-излучение которого учитывается при определении активности ^{90}Sr по бета-излучению ^{90}Y .

Наряду с бета-излучающими ЕРН, помехи при приготовлении счетных образцов могут быть обусловлены химическими особенностями почв. В первую очередь это повышенное содержание железа, алюминия или кальция. Наличие ионов трехвалентного железа в солянокислом растворе мешает осаждению общих оксалатов, т.к. при нейтрализации раствора образуется коллоидный осадок $\text{Fe}(\text{OH})_3$, который сорбирует на себя стронций с иттрием. Избыток ионов железа (Fe^{3+}) удаляют путем осаждения с помощью желтой кровяной соли $\text{K}_4[\text{Fe}(\text{CN})_6]$ осадка «берлинской лазури». При обнаружении в веществе пробы избытка ионов алюминия (Al^{3+}) необходимо проводить их осаждение в виде гидроксида и последующее его растворение в 5 моль/дм³ КОН.

Избыток кальция в почве уменьшает степень концентрирования стронция и иттрия из-за слишком большого количества оксалата кальция в счетном образце. Оксалат стронция растворяется в концентрированной уксусной кислоте, а оксалаты кальция и ЕРН в ней практически нерастворимы. Для получения счетных образцов из карбонатных почв осадок общих оксалатов необходимо кипятить в уксусной кислоте с последующим соосаждением стронция с оксалатом кальция.

Из приготовленного таким образом препарата готовят счетный образец и проводят набор спектра на бета-спектрометре.

Первоначальную оценку активности ^{90}Sr в пробе почвы можно проводить через 5-7 суток после выделения. Однако, чтобы измерение было более точным, активность ^{90}Sr измеряют через 14 суток, когда установится радиохимическое равновесие между ^{90}Sr и его дочерним продуктом распада ^{90}Y . Удельную активность ^{90}Sr в пробе почвы рассчитывают по формуле:

$$A = \frac{A_{\text{изм}} \times m_1 \times m_3}{m_2 \times m_4 \times \rho_{\text{Sr}}} \quad (50),$$

где $A_{\text{изм}}$ — удельная активность ^{90}Sr в счетном образце, m_1 — масса полученного осадка общих оксалатов, m_2 — масса золы, взятой для анализа, m_3 — масса получившейся золы, m_4 — масса пробы почвы, ρ_{Sr} — химический выход стронция, при аттестации методики был определен как 0,46.

Работа №7. Определение удельной активности ^{90}Sr в образцах почвы и растительности с использованием сцинтилляционного бета-спектрометра.

Цели работы:

- Освоение методики измерения активности радионуклидов с использованием сцинтилляционного бета-спектрометра.
- Определение удельной активности ^{90}Sr в счетных образцах, радиохимически приготовленных из проб почвы.
- Определение удельной активности ^{90}Sr в образцах золы растительности.
- Оценка результатов измерения. Расчет коэффициентов накопления, биологического поглощения и перехода для ^{90}Sr в растениях.

Выполнение работы:

1. Ознакомиться с инструкцией по работе со сцинтилляционным бета-спектрометром (приложение 25).
2. Подготовить прибор к работе, провести энергетическую калибровку. Убедиться в работоспособности оборудования.
3. Провести набор фонового спектра, убедиться, что фоновый спектр соответствует снятым ранее фоновым спектрам.

4. Провести измерение активности ^{90}Sr и ^{40}K в счетном образце осадка общих оксалатов, приготовленного из образца почвы.
5. Рассчитать удельную активность ^{90}Sr в пробе почвы согласно (50).
6. Провести измерение активности ^{90}Sr и ^{40}K в озоленном (концентрированном) образце растительности.
7. Рассчитать удельную активность ^{90}Sr в пробе растительности согласно (49).
8. Пересчитать активности ^{90}Sr в пробах почвы и растительности на дату пробоотбора согласно (43). $T_{1/2}(^{90}\text{Sr})=28,6$ года.
9. Принимая $\rho=1,4$ г/см³ и $h=20$ см согласно (48) рассчитать плотность загрязнения ^{90}Sr (запас в почве ^{90}Sr).
10. Рассчитать коэффициенты накопления, биологического поглощения и перехода ^{90}Sr согласно (45), (46) и (47).

Примерные вопросы:

- Что такое бета-излучение?
- Какие виды бета-превращений вы знаете? Какие бета-частицы при этом испускаются?
- Какие особенности бета-спектров вы знаете?
- Какие особенности сцинтилляционных детекторов бета-излучения вы знаете?
- Что такое максимальная кинетическая энергия бета-частиц?
- С чем связаны трудности использования бета-спектрометрии для расшифровки радионуклидного состава проб?
- Каковы особенности определения активности ^{90}Sr в пробах почв при уровнях ниже 40-60 Бк/кг?
- Основной закон радиоактивного распада. Что такое постоянная радиоактивного распада и период полураспада?
- Как связаны между собой постоянная распада и период полураспада?
- Что такое коэффициент накопления?
- Что такое коэффициент биологического поглощения?
- Что такое коэффициент перехода?

Контроль качества строительных материалов

Неорганические сыпучие строительные материалы (щебень, гравий, песок, цемент, гипс и др.), строительные изделия (плиты облицовочные, декоративные и другие изделия из природного камня, кирпич и камни стеновые), а также отходы промышленного производства, используемые непосредственно в качестве строительных материалов или как сырье для их производства, в обязательном порядке подвергаются исследованиям для определения удельной эффективной активности естественных радионуклидов. Лабораторный метод предназначен для определения удельной эффективной активности естественных радионуклидов (^{226}Ra , ^{232}Th , ^{40}K), установления (уточнения) класса строительного материала (изделия) и сертификации продукции. Содержание естественных радионуклидов в различных материалах, которые могут использоваться в строительстве, значительно варьирует (таблица 12).

Таблица 12. Содержание естественных радионуклидов в объектах окружающей среды [10]

Объект	Активность, Бк/кг		
	^{238}U	^{232}Th	^{40}K
Магматические породы			
кислые (гранты)	59,2	81,4	999
средние	24,8	35,2	434
основные	12,2	16,3	163
ультраосновные	3,7	2,6	15
Осадочные породы			
глины и сланцы	44,4	48,1	870
песчаники	25,9	7,0	118
известняки	17,4	7,0	89
гипс	1,1	1,5	33
Метаморфические породы			
гнейсы	40,7	62,9	1036
мраморы	14,8	7,4	67
кварциты	6,7	2,6	37
Другие объекты			
Земная кора (кларк)	28,9	33,3	655
Почва (кларк)	25,0	25,0	370
Древесина	0,8	0,2	35

Определение удельных активностей ЕРН в сыпучих материалах, строительных изделиях и отходах промышленного

производства согласно ГОСТ 30108-94 [1] проводят в навесках, отобранных из представительной пробы, с помощью гамма-спектрометров после установления в пробах радиоактивного равновесия естественных радионуклидов. Удельная активность ^{226}Ra оценивается по активностям его дочерних гамма-излучающих продуктов распада – ^{214}Bi и ^{214}Pb , а активность ^{232}Th — по активностям ^{228}Ac , ^{212}Bi , ^{212}Pb и ^{208}Tl .

В качестве результатов измерений удельных активностей ЕРН в представительной пробе принимают средние арифметические значения удельных активностей каждого радионуклида ($\overline{A_j}$) по пяти навескам:

$$\overline{A_j} = \frac{\sum_{i=1}^n A_{ij}}{n} \quad (51),$$

где $i=1, 2, \dots, n$, номер навески.

Абсолютную погрешность определения величины $\overline{A_j}$ вычисляют по формуле:

$$\Delta_j = 1,7 \sqrt{\frac{\sum_{i=1}^n A_{ij}^2 - n \times \overline{A_j}^2}{n - 1}} + \alpha_j \times \overline{A_j} \quad (52),$$

где α_j — относительная погрешность определения удельной активности j -го радионуклида в навесках пробы, оцениваемая в соответствии с методикой выполнения измерений. Для ^{226}Ra и ^{232}Th $\alpha_j=0,1$; а для ^{40}K $\alpha_j=0,15$.

Для принятия решения об использовании строительных материалов согласно НРБ-99/2009 на основании результатов измерения удельных активностей естественных радионуклидов вычисляется **удельная эффективная активность ЕРН ($A_{эфф}$)** — суммарная удельная активность ЕРН в материале, определяемая с учетом их биологического воздействия на организм человека по формуле:

$$A_{эфф} = A_{Ra} + 1,3 \times A_{Th} + 0,09 \times A_K \quad (53),$$

где A_{Ra} и A_{Th} — средние удельные активности ^{226}Ra и ^{232}Th , находящихся в состоянии радиоактивного равновесия с остальными членами уранового и ториевого рядов; A_K — удельная активность ^{40}K . Абсолютную погрешность определения значений $A_{эфф}$ вычисляют по формуле:

$$\Delta = \sqrt{\Delta_{Ra}^2 + 1,7 \times \Delta_{Th}^2 + 0,007 \times \Delta_K^2} \quad (54),$$

где Δ_{Ra} , Δ_{Th} и Δ_K — абсолютные погрешности определения естественных радионуклидов.

За результат определения удельной эффективной активности ЕРН в контролируемом материале и установления класса материала принимают значение верхней границы удельной эффективной активности ЕРН, определяемое по формуле (таблица 13):

$$A_{эфф.м} = A_{эфф} + \Delta \quad (55).$$

Таблица 13. Критерии для принятия решения об использовании строительных материалов [5]

Класс материала	Удельная эффективная активность ($A_{эфф}$), Бк/кг	Область применения
I	< 370	Все виды строительства, в том числе строительство и реконструкция жилых и общественных зданий
II	370-740	Дорожное строительство в пределах территории населенных пунктов и зон перспективной застройки, строительство производственных сооружений
III	740-1500	Дорожное строительство вне населенных пунктов
IV	1500-4000	Вопрос об использовании материала решается по согласованию с Роспотребнадзором

При $A_{эфф} > 4000$ Бк/кг материалы не должны использоваться в строительстве.

Работа №8. Определение удельной эффективной активности естественных радионуклидов (^{226}Ra , ^{232}Th , ^{40}K) в образцах строительных материалов с использованием сцинтилляционного гамма-спектрометра.

Цели работы:

- Определение удельных активностей ^{137}Cs и естественных радионуклидов (^{226}Ra , ^{232}Th , ^{40}K) в образцах строительных материалов.
- Вычисление удельной эффективной активности естественных радионуклидов.

- Оценка результатов измерения и определение класса строительных материалов (по показателям радиационной безопасности).

Выполнение работы:

1. Ознакомиться с инструкциями по работе со сцинтилляционным гамма-спектрометром (приложение 24).
2. Подготовить прибор к работе, провести калибровку по энергии и эффективности. Убедиться в работоспособности оборудования.
3. Провести набор фонового спектра, убедиться, что фоновый спектр соответствует снятым ранее фоновым спектрам.
4. Провести измерение активности ^{137}Cs и естественных радионуклидов (^{226}Ra , ^{232}Th , ^{40}K) в образцах строительного материала.
5. Рассчитать средние активности и абсолютные погрешности измерения для естественных радионуклидов согласно (51) и (52).
6. Рассчитать удельную эффективную активность естественных радионуклидов и ее абсолютную погрешность измерения согласно (53) и (54).
7. Определить оценку верхней границы удельной эффективной активности естественных радионуклидов согласно (55), определить класс строительного материала и область его применения (таблица 13).

Примерные вопросы:

- Что такое удельная эффективная активность естественных радионуклидов?
- Почему в формуле, по которой рассчитывается $A_{эфф}$ (53) для активностей естественных радионуклидов, используются разные коэффициенты?
- Почему измерение активностей естественных радионуклидов проводят после установления в пробах радиоактивного равновесия?

- Каков регламент проведения испытания строительных материалов на соответствие требованиям радиационной безопасности?
- Каковы критерии для принятия решения об использовании строительных материалов?
- В каких строительных материалах можно ожидать повышенные значения $A_{эфф}$?

Контроль качества продуктов питания

При проведении испытаний проб продовольствия на соответствие критериям радиационной безопасности согласно СанПин 2.3.2.1078-01 [9] результаты испытаний определяют по **показателю соответствия** (B) и его погрешности (ΔB), значения которых рассчитывают по результатам определения удельных активностей ^{137}Cs и ^{90}Sr :

$$B = \left(\frac{A_{^{137}\text{Cs}}}{H_{^{137}\text{Cs}}} \right) + \left(\frac{A_{^{90}\text{Sr}}}{H_{^{90}\text{Sr}}} \right) \quad (56)$$

и

$$\Delta B = \sqrt{\left(\frac{\Delta A_{^{137}\text{Cs}}}{H_{^{137}\text{Cs}}} \right)^2 + \left(\frac{\Delta A_{^{90}\text{Sr}}}{H_{^{90}\text{Sr}}} \right)^2} \quad (57),$$

где A — удельные активности радионуклидов ^{137}Cs и ^{90}Sr в пробе продовольствия, Бк/кг; ΔA — погрешности измерения, Бк/кг; H — допустимые уровни удельной активности радионуклидов ^{137}Cs и ^{90}Sr , принятые для данного вида продовольствия в соответствии с СанПин 2.3.2.1078-01, Бк/кг (таблица 14).

Результатом измерения удельной активности радионуклида в счетном образце ($A_{сч}$) является интервал от ($A_{изм} - \Delta A_{сч}$) до ($A_{изм} + \Delta A_{сч}$), в котором с вероятностью $P=0,95$ находится искомое значение измеряемой величины $A_{сч}$:

$$A_{изм} - \Delta A_{сч} < A_{сч} < A_{изм} + \Delta A_{сч} \quad (58),$$

где $A_{изм}$ — результат измерения удельной активности, $\Delta A_{сч}$ — погрешность измерения.

Таблица 14. Допустимые уровни содержания ^{137}Cs и ^{90}Sr в продуктах питания в соответствии с СанПин 2.3.2.1078-01 в редакции от 06.07.2011 [9]

Группа продуктов питания	Допустимые уровни, Бк/кг	
	^{137}Cs	^{90}Sr
Молоко, молочные продукты	100	25
Консервы молочные	300	100
Продукты молочные сухие	500	200
Крупы	60	-
Мука	60	-
Макаронные изделия	60	30
Хлеб, хлебо-булочные изделия	40	20
Картофель, овощи	80	40
Ягоды дикорастущие	160	-
Грибы	500	-
Фрукты, ягоды	-	-
Сухие овощи	600	200
Сухие ягоды дикорастущие	800	-
Сухие дикорастущие грибы	2500	-

Если $(A_{изм} - \Delta A_{сч}) < 0$, т.е. часть интервала $(A_{изм} - \Delta A_{сч}) \div (A_{изм})$ находится в области отрицательных значений, то следует считать, что с вероятностью $P=0,95$ значение $A_{сч}$ находится в интервале $0 \div (A_{изм} + \Delta A_{сч})$. Если при условии соблюдения условия $|A_{изм}| < \Delta A_{сч}$ в результате статистических флуктуаций фона спектрометрической установки оказалось, что $A_{изм} < 0$, то следует считать, что с вероятностью $P=0,95$ значение $A_{сч}$ находится в интервале $0 \div \Delta A_{сч}$.

При измерении удельных активностей в концентрированных пробах результатом определения удельной активности радионуклида в пробе является соотношение $(A - \Delta A) < A < (A + \Delta A)$, в котором:

$$A = \frac{A_{изм}}{C} \text{ и } \Delta A = \frac{\Delta A_{изм}}{C} \quad (59),$$

где C — коэффициент концентрирования при изготовлении счетного образца, который рассчитывается по формуле:

$$C = \frac{K \times M_{пробы}}{M_{концентрат}} \quad (60),$$

где K — выход радионуклида в счетном образце (для обугливания и озоления $K=1$).

Активность ^{137}Cs измеряется в счетных образцах, приготовленных из проб продовольствия без концентрирования или после просушивания. Детектор NaI 63x63 в стандартной свинцовой защите толщиной 5 см в геометрии «Сосуд Маринелли» характеризуется минимальной измеряемой активностью (A_0^*) ^{137}Cs , равной 3 Бк на пробу.

Счетные образцы для измерения активности ^{90}Sr готовятся из нативного вещества проб продовольствия или после концентрирования. При этом предполагается, что удельная активность ^{137}Cs в пробах не превышает нормативов, предусмотренных для данного типа продовольствия. Минимальная измеряемая активность ^{90}Sr составляет 1 Бк для физически концентрированных проб и 0,3 Бк на пробу для радиохимически подготовленных счетных образцов.

Критерии принятия решения о соответствии продовольствия требованиям гигиенических нормативов для обеспечения радиационной безопасности приведены в таблице 15.

Таблица 15. Критерии принятия решения о соответствии продовольствия требованиям радиационной безопасности

Условие	Решение
$B + \Delta B \leq 1$	Продовольствие безусловно соответствует требованиям радиационной безопасности
$B - \Delta B \leq 1 \leq B + \Delta B$	Продовольствие нельзя признать соответствующим требованиям радиационной безопасности, если $\Delta B \leq 0,3 \cdot B$. Однако, при этом следует иметь в виду, что при проведении более точных измерений (то есть при уменьшении значений ΔB путем увеличения значений коэффициента концентрирования, массы пробы, времени измерения и др.) может оказаться, что $B + \Delta B \leq 1$.
$B - \Delta B > 1$	Продовольствие безусловно не соответствует требованиям радиационной безопасности при соблюдении условия $\Delta B \leq 0,3 \cdot B$.

* При измерении счетного образца активностью A_0 по принятой методике выполнения измерений за время $t_0=1$ ч. Относительная статистическая погрешность составляет 50% ($P=0,95$).

Работа №9. Испытание проб продовольствия на соответствие требованиям радиационной безопасности с использованием сцинтилляционных гамма- и бета-спектрометров.

Цели работы:

- Определение удельных активностей ^{137}Cs и ^{90}Sr в пробах продовольствия.
- Вычисление показателя соответствия требованиям радиационной безопасности для данных типов продовольствия.
- Оценка результатов испытания проб продовольствия.

Выполнение работы:

1. Ознакомиться с инструкциями по работе со сцинтилляционными гамма- и бета-спектрометрами (приложения 24 и 25).
2. Подготовить приборы к работе, провести калибровку по энергии и эффективности. Убедиться в работоспособности оборудования.
3. Провести набор фоновых спектров, убедиться, что фоновые спектры соответствует снятым ранее фоновым спектрам.
4. Провести измерение активности ^{137}Cs в пробах продовольствия на сцинтилляционном гамма-спектрометре.
5. Провести измерение активности ^{90}Sr в пробах продовольствия на сцинтилляционном бета-спектрометре.
6. Если измерение активности ^{90}Sr проводилось в счетных образцах, приготовленных из концентрированных проб, рассчитать активность ^{90}Sr и погрешность измерения в нативных пробах продовольствия в соответствии с (59) и (60). Выход радионуклида K для обугленных и озоленных проб принять равным единице.
7. Вычислить показатель соответствия (56) и его погрешность (57) для каждой пробы продовольствия.
8. Определить, соответствуют ли пробы продовольствия требованиям радиационной безопасности (таблица 15).

Примерные вопросы:

- Какой критерий служит для контроля качества продуктов питания на соответствие требованиям радиационной безопасности?

- Каков регламент проведения испытания проб продовольствия?
- Почему в пробах продовольствия контролируются активности именно ^{137}Cs и ^{90}Sr ?
- Почему допустимые уровни содержания ^{137}Cs выше, чем ^{90}Sr ?
- Почему допустимые уровни содержания радионуклидов различны для разных продуктов питания (например, сухие овощи и просто овощи, ягоды дикорастущие и культурные)?

Приложения

Приложение 1. Соотношение между единицами СИ и внесистемными единицами в области радиационной безопасности [3]

Величина и ее символ	Единица СИ		Внесистемная единица		Соотношение между единицами
	Наименование	Обозначение	Наименование	Обозначение	
Активность <i>A</i>	беккерель	Бк	кюри	Ки	1 Ки = $3,7 \cdot 10^{10}$ Бк
Поглощенная доза <i>D</i>	грей	Гр	рад	рад	1 рад = 0,01 Гр
Экспозиционная доза <i>X</i>	кулон на килограмм	Кл/кг	рентген	Р	1 Р = $2,58 \cdot 10^{-4}$ Кл/кг
Эквивалентная доза <i>H</i> Эффективная доза <i>E</i>	зиверт	Зв	бэр	бэр	1 бэр = 0,01 Зв
Энергия ионизирующего излучения	джоуль	Дж	электрон-вольт	эВ	1 эВ = $1,602 \cdot 10^{-19}$ Дж

Приложение 2. Десятичные множители и приставки к единицам измерения

Десятичный множитель	Приставка	Обозначение
10^{18}	экса	Э
10^{15}	пета	П
10^{12}	тера	Т
10^9	гига	Г
10^6	мега	М
10^3	кило	к
10^2	гекто	Г
10^1	дека	да
10^{-1}	деци	д
10^{-2}	санتي	с
10^{-3}	милли	м
10^{-6}	микро	мк
10^{-9}	нано	н
10^{-12}	пико	п
10^{-15}	фемто	ф
10^{-18}	атто	а

Приложение 3. Гамма-постоянные по мощности поглощенной дозы (G_D) и по мощности экспозиционной дозы (G_X) для некоторых радионуклидов [2] [3]

Радионуклид	$T_{1/2}$	G_D , аГр·м ² /(с·Бк)	G_X , Р·см ² /(ч·мКи)
²² Na	2,603 года	77,3	11,8
⁵⁴ Mn	312,2 сут	30,2	4,61
⁵⁹ Fe	44,52 сут	40,5	6,18
⁶⁰ Co	5,273 года	83,8	12,8
⁶⁵ Zn	243,9 сут	20,0	3,06
⁷⁴ As	17,77 сут	28,5	4,35
⁸⁵ Kr	10,73 года	0,0845	0,0129
⁹⁵ Zr+ ^{95m} Nb	64,02 сут	27,0	4,12
⁹⁵ Nb	35,01 сут	28,0	4,27
¹³¹ I	8,054 сут	14,1	2,16
¹³⁴ Cs	2,062 года	57,1	8,72
¹³⁷ Cs+ ^{137m} Ba	30,17 года	21,2	3,24
¹³³ Ba	10,54	19,6	2,99
¹⁴⁰ La	40,28 часа	76,4	11,7
¹⁵⁵ Eu	4,680 года	2,23	0,340
²²⁶ Ra*	1600 лет	59,1	9,03

* – в равновесии с основными дочерними продуктами распада до ²¹⁰Pb.

Приложение 4. Зависимость нормализованных гамма-постоянных от энергии фотонов [3]

E_γ , МэВ	Γ_{Di}^* , аГр·м ² /(с·Бк)	Γ_{Xi}^* , Р·см ² /(ч·мКи)	E_γ , МэВ	Γ_{Di}^* , аГр·м ² /(с·Бк)	Γ_{Xi}^* , Р·см ² /(ч·мКи)
0,03	5,74	0,876	0,662	21,1	3,22
0,04	3,42	0,522	0,7	26,2	4,00
0,05	2,58	0,394	0,8	29,4	4,49
0,06	2,30	0,351	0,9	32,6	4,98
0,07	2,32	0,354	1,0	35,6	5,44
0,08	2,44	0,373	1,5	48,6	7,42
0,09	2,70	0,412	2	59,7	9,11
0,10	2,96	0,452	2,75	74,2	11,3
0,15	4,76	0,727	3	78,8	12,0
0,2	6,81	1,04	4	95,3	14,5
0,3	11,0	1,68	5	111	17,0
0,4	15,0	2,29	6	126	19,2
0,5	18,9	2,89	7	141	21,5
0,6	22,6	3,45	8	155	23,7

Приложение 5. Линейный коэффициент ослабления μ' узкого пучка фотонов для свинца ($\rho=11,34$ г/см³) при энергии гамма-излучения E_γ [3]

E_γ , МэВ	μ' , см ⁻¹	E_γ , МэВ	μ' , см ⁻¹	E_γ , МэВ	μ' , см ⁻¹	E_γ , МэВ	μ' , см ⁻¹	E_γ , МэВ	μ' , см ⁻¹
0,02	939	0,08	23,6	0,4	2,44	1,0	0,771	3	0,468
0,03	323	0,10	60,3	0,5	1,70	1,25	0,658	4	0,472
0,04	151	0,15	21,8	0,6	1,33	1,5	0,567	5	0,481
0,05	82,1	0,2	10,7	0,662	1,18	2	0,508	6	0,494
0,06	50,8	0,3	4,25	0,8	0,95	2,75	0,476	8	0,520

Приложение 6. Толщина защиты из свинца (см) в зависимости от кратности ослабления K и энергии гамма-излучения E_γ (широкий пучок) с сокращениями [3]

K	Энергия гамма-излучения E_γ , МэВ										
	0,1	0,2	0,4	0,6	0,662	0,7	0,8	1,0	1,5	2,0	3,0
1,5	0,02	0,05	0,21	0,39	0,45	0,48	0,58	0,74	1,0	1,2	1,4
2	0,03	0,08	0,34	0,65	0,75	0,80	0,97	1,2	1,7	2,0	2,2
5	0,06	0,17	0,76	1,5	1,7	1,8	2,1	2,7	3,7	4,4	4,7
8	0,08	0,21	0,97	1,9	2,1	2,3	2,7	3,4	4,7	5,5	5,9
10	0,08	0,24	1,1	2,0	2,3	2,5	3,0	3,8	5,2	6,0	6,5
20	0,11	0,30	1,4	2,6	3,0	3,2	3,8	4,8	6,6	7,6	8,3
30	0,12	0,34	1,5	3,0	3,4	3,6	4,3	5,4	7,4	8,6	9,3
40	0,14	0,37	1,7	3,2	3,6	3,8	4,6	5,8	8,0	9,2	10,0
50	0,14	0,39	1,8	3,4	3,8	4,0	4,8	6,1	8,4	9,7	10,6
60	0,15	0,40	1,8	3,5	4,0	4,2	5,0	6,4	8,7	10,1	11,0
80	0,16	0,43	2,0	3,7	4,2	4,5	5,4	6,8	9,3	10,8	11,8
100	0,17	0,45	2,1	3,9	4,4	4,7	5,6	7,1	9,7	11,3	12,3
200	0,20	0,52	2,4	4,5	5,1	5,4	6,4	8,1	11,1	12,8	14,0
500	0,24	0,60	2,7	5,2	5,9	6,2	7,4	9,4	12,8	14,9	16,3
1000	0,28	0,67	3,0	5,7	6,5	6,9	8,2	10,4	14,1	16,4	17,9
2000	0,31	0,74	3,3	6,3	7,1	7,6	9,0	11,3	15,5	17,9	19,6
5000	0,35	0,82	3,7	7,0	8,0	8,4	10,0	12,6	17,2	19,8	21,8
1×10^4	0,38	0,89	4,0	7,6	8,6	9,1	10,8	13,5	18,5	21,3	23,4
2×10^4	0,42	0,95	4,3	8,1	9,2	9,7	11,5	14,5	19,7	22,8	25,1
5×10^4	0,46	1,0	4,7	8,8	10,0	10,6	12,5	15,7	21,4	24,7	27,2
1×10^5	0,50	1,1	5,0	9,3	10,6	11,2	13,3	16,7	22,7	26,2	28,9
2×10^5	0,53	1,2	5,3	9,9	11,2	11,8	14,1	17,6	24,0	27,7	30,5
5×10^5	0,58	1,2	5,6	10,6	12,0	12,7	15,1	18,9	25,7	29,6	32,6
1×10^6	0,61	1,3	5,9	11,1	12,6	13,3	15,8	19,8	27,0	31,1	34,2
2×10^6	0,65	1,4	6,2	11,6	13,2	14,0	16,6	20,8	28,2	32,5	35,8
5×10^6	0,69	1,5	6,6	12,4	14,0	14,8	17,6	22,0	29,9	34,4	37,9
1×10^7	0,72	1,5	6,9	12,9	14,6	15,4	18,3	22,9	31,1	35,8	39,5

Приложение 7. Инструкция по работе с дозиметром-радиометром ДРБП-01

Прибор необходимо перевести в режим измерения мощности эквивалентной дозы гамма-излучения («γ») и включить. Измерение начинается автоматически, по окончании измерения (30 секунд) прибор подает звуковой сигнал и начинает новый цикл измерения. Результаты отображаются на дисплее в мкЗв/ч.

Приложение 8. Инструкция по работе с дозиметром-радиометром ДРГ-01Т

Прибор имеет режим самотестирования. После включения прибора и выбора диапазона измерения (мР/ч или мкР/ч), необходимо включить режим «Контр» и нажать кнопку «Сброс». На дисплее отобразится число «513», которое обозначает, что батарея заряжена и прибор готов к работе. Переключив прибор в режим измерения, необходимо нажать кнопку «Сброс». По окончании измерения на дисплее отображается результат. Для запуска следующего цикла измерения необходимо вновь нажать кнопку «Сброс». Следует отметить, что прибор предназначен для измерения мощности экспозиционной дозы. Для перевода результатов в единицы измерения мощности эквивалентной дозы (мкЗв/ч) необходимо использовать следующую формулу (9).

Приложение 9. Инструкция по работе с дозиметром-радиометром ДКС-96 с блоком детектирования БДМГ-96 в режиме измерения МЭДГИ

Необходимо оценить напряжение батареи. Информация о нем отображается в правом верхнем углу дисплея после включения прибора и определения блока детектирования. Для подготовки прибора к работе необходимо перейти в СЕРВИС-МЕНЮ одновременным нажатием и удержанием в нажатом положении до появления звукового сигнала кнопок «Режим» и «Выбор». Последовательным нажатием кнопки «Режим» пролистать меню до пункта «Тип измерения». Выбрать его нажатием кнопки «Пуск». Последовательным нажатием кнопки «Режим» пролистать меню до пункта «С заданным временем». Выбрать его нажатием кнопки «Пуск». В режиме установки параметров определить цифру старшего разряда времени: кнопка «Режим» — увеличение, кнопка «Выбор» —

уменьшение. Нажатием кнопки «Пуск» подтвердить цифру старшего разряда времени. Одновременно произойдет переход к корректировке цифры следующего разряда. После подтверждения последней цифры произойдет возврат в СЕРВИС-МЕНЮ. Необходимо установить время измерения 20-30 с. Нажатием кнопки «Выбор» перейти в МЕНЮ дозиметра-радиометра. Последовательным нажатием кнопки «Режим» выбрать режим «Изм». Дозиметр-радиометр готов к работе в режиме измерения МЭДГИ в чувствительном диапазоне с заданным временем измерения.

Каждый замер производится с подсчетом величины статистической неопределенности измерения в диапазоне от 6,0 до 80%. Запуск процесса измерения осуществляется нажатием кнопки «Пуск». Процесс измерения завершается звуковым сигналом и индикацией на экране в течение 3-4 с результата измерения. Запуск второго и последующих циклов измерения осуществляется автоматически. При необходимости процесс измерения может быть запущен заново нажатием кнопки «Пуск».

Приложение 10. Инструкция по работе с дозиметром-радиометром МКС/СРП-08А с блоком детектирования БДБС-25-01А в режиме измерения МЭДГИ

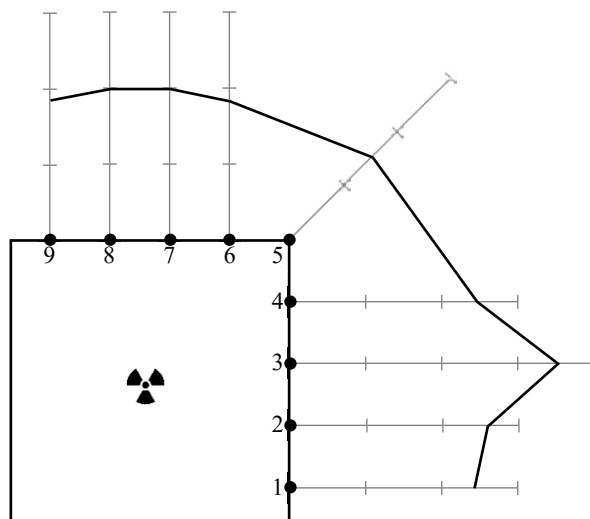
При включении прибора по умолчанию устанавливается режим измерения мощности дозы. С помощью клавиши «Т» следует выбрать необходимую продолжительность цикла измерения. Так как максимальная продолжительность цикла измерения составляет 8 с, следует увеличить число циклов измерения до 20. Запуск второго и последующих циклов измерения осуществляется автоматически.

Приложение 11. Инструкция по работе с дозиметром-радиометром МКС-АТ6130С

Прибор сразу после включения переходит в режим измерения мощности дозы без ограничения времени измерения. При этом на дисплее отображается текущее значение мощности дозы (в мкЗв/час) и соответствующее ему значение относительной погрешности измерения (%). Новый цикл измерения можно запустить нажатием клавиши включения. При использовании дозиметра радиометра МКС-АТ6130С следует выбрать необходимый уровень относительной погрешности измерения (например, 20%)

и начинать новый цикл измерения по достижении прибором этого уровня. Выключение прибора осуществляется быстрым трехкратным нажатием клавиши включения.

Приложение 12. Карта дозного поля вокруг свинцового контейнера с источником гамма-излучения (пример).



Масштаб: в 1 см 0,1 мкЗв/ч

Приложение 13. Инструкция для работы с радиометром-дозиметром СРП-68-01

Исходное положение переключателя режимов измерения S1 – «3000 $\mu\text{R/h}$ ». Перед началом работы необходимо перевести переключатель режимов работы в положение «БАТ». По показанию стрелки прибора необходимо определить напряжение батареи, которое должно находиться в пределах 6,5-15 В (предел измерения 15 В). Измерения могут быть начаты через 1 минуту после включения прибора.

Далее, необходимо перевести переключатель режимов работы в положение «5», при этом показания стрелки прибора соответствуют мощности экспозиционной дозы в мкР/ч, а постоянная времени интегрирования равна 5 с. Предел измерения зависит от выбранного режима измерения. Необходимо выбирать такой режим измерения, чтобы показания прибора были не менее 30% полной шкалы.

Приложение 14. Инструкция для работы с дозиметром-радиометром ДКС-96 с блоком детектирования БДВГ-96 в поисковом режиме

Необходимо оценить напряжение батареи. Информация о нем отображается в правом верхнем углу дисплея после включения прибора и определения блока детектирования. Для подготовки прибора к работе необходимо перейти в СЕРВИС-МЕНЮ одно-временным нажатием и удержанием в нажатом положении до появления звукового сигнала кнопок «Режим» и «Выбор». Последовательным нажатием кнопки «Режим» пролистать меню до пункта «Тип измерения». Выбрать его нажатием кнопки «Пуск». Последовательным нажатием кнопки «Режим» пролистать меню до пункта «Поиск». Выбрать его нажатием кнопки «Пуск». Нажатием кнопки «Выбор» перейти в МЕНЮ дозиметра-радиометра. Последовательным нажатием кнопки «Режим» выбрать режим «Изм». Дозиметр-радиометр готов к работе в режиме поиска.

После запуска прибора производится измерение уровня внешнего радиационного фона. Результат записывается в память прибора, после чего автоматически начинается работа в режиме «Поиск». При этом производится сравнение величины уровня внешнего фона с текущими величинами радиационного фона в месте расположения блока детектирования. Визуальный контроль может осуществляться по символам «<» и «>» в верхней строке дисплея.

Приложение 15. Инструкция для работы с дозиметром-радиометром поисковым МКС/СПП-08А с блоком детектирования БДБС-25-01А в режиме поиска

При включении прибора по умолчанию устанавливается режим измерения мощности дозы. Проверка уровня зарядки аккумулятора осуществляется с помощью клавиши «батарейка». Для перевода прибора в поисковый режим через 20 с после его включения необходимо нажать и удерживать клавишу «+». Для запуска измерения скорости счета фона следует нажать клавишу «М». В этом режиме на табло в первой строке отображается текущая скорость счета в 1/с и время интегрирования (по умолчанию 4 с), а во второй строке - число циклов измерения. Рекомендуется провести не менее 20 циклов измерения фона. После набора необходимого числа циклов нажать клавишу «М». На табло в первой строке отображается скорость счета в ходе

текущего измерения и время интегрирования, а во второй - измеренное значение средней скорости счета фона с учетом погрешности. Клавиша «Т» позволяет изменить продолжительность измерения.

Приложение 16. Результаты дозиметрического контроля гамма-излучения в помещениях

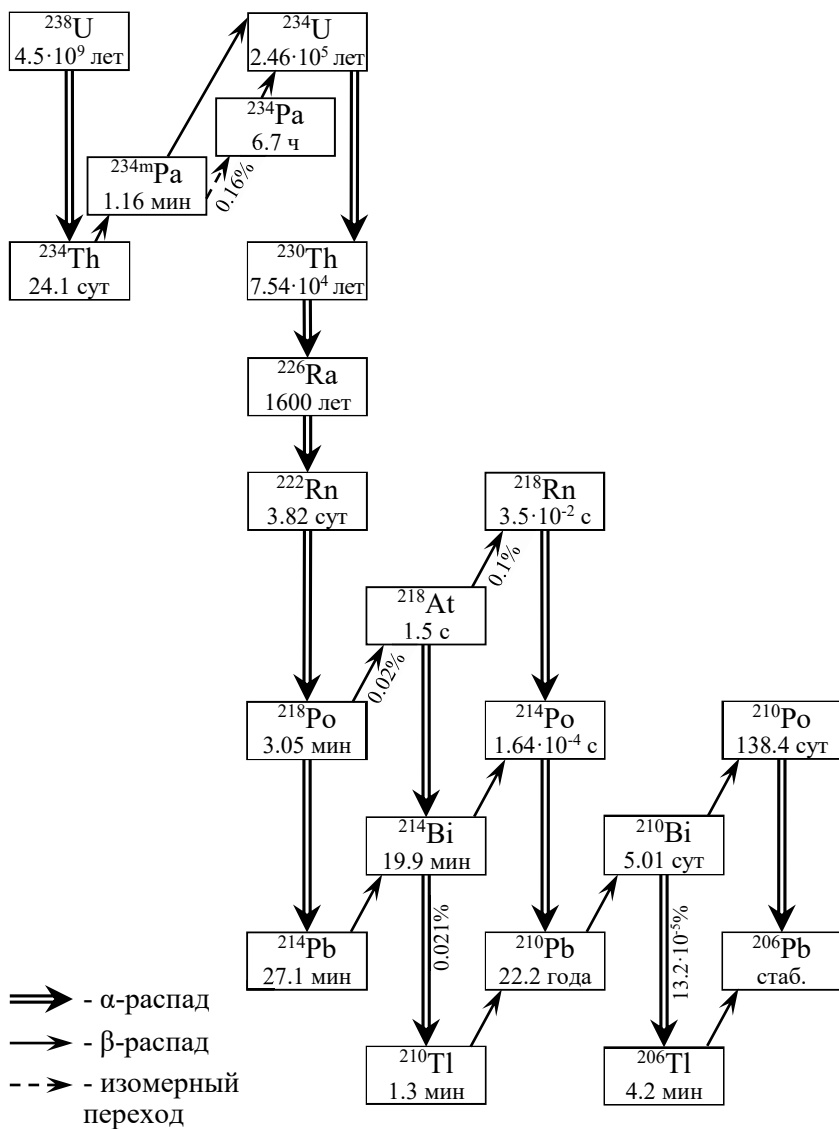
Мощность дозы гамма-излучения на открытой местности

Место измерения	Результат измерения в каждой повторности H^{*om}_i , мкЗв/ч	Среднее результатов измерения по повторностям H^{*om}_j , мкЗв/ч	Абсолютная погрешность ΔH , мкЗв/ч	Минимальное значение H^{*om}_{min} , мкЗв/ч
Юг, 20 м от здания				

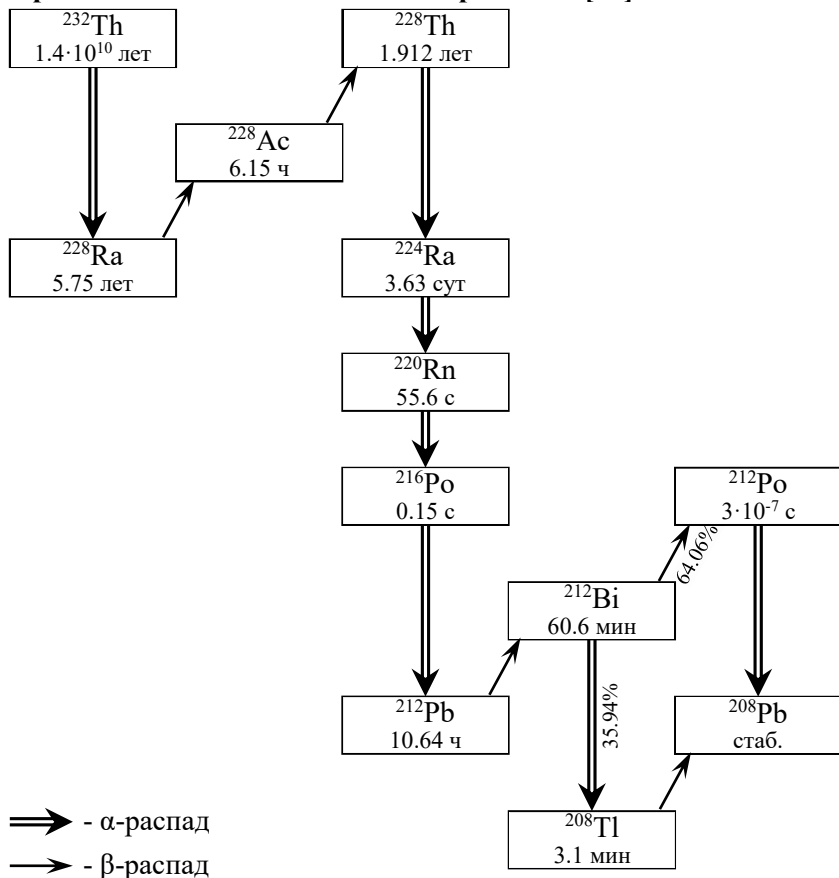
Мощность дозы гамма-излучения в помещениях здания

Место измерения, номер помещения	Номер точки	Показания поискового прибора, (имп/с, мкР/ч или мкЗв/ч)	Результат измерения в каждой повторности H^*_i , мкЗв/ч	Среднее результатов измерения по повторностям H^*_j , мкЗв/ч	Абсолютная погрешность ΔH , мкЗв/ч	$H^{*}_{j,max} - H^{*om}_{min} + \Delta H$, мкЗв/ч	
Главное здание, Корпус 1							
1-й этаж, комн.1	1						
	2						
	3						

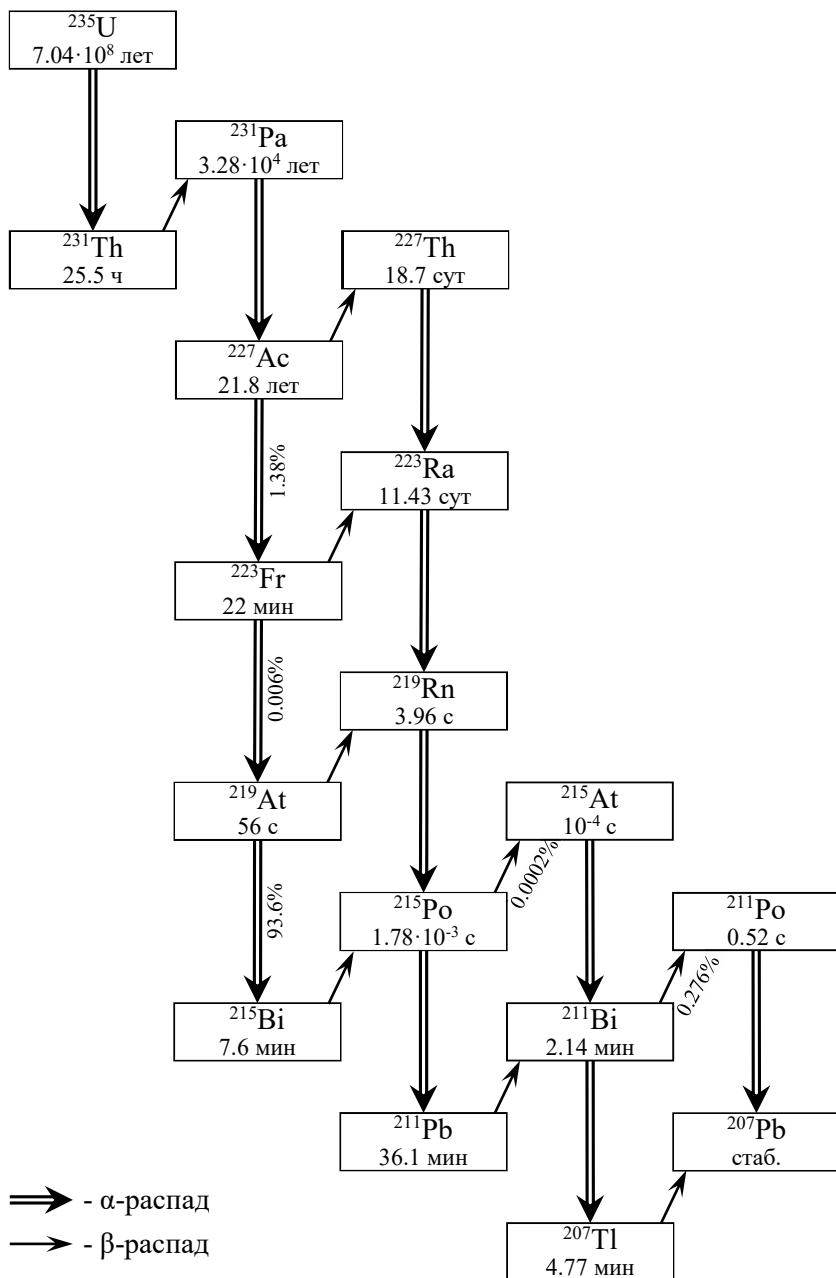
Приложение 17. Радиоактивный ряд ^{238}U [11]



Приложение 18. Радиоактивный ряд ^{232}Th [11]



Приложение 19. Радиоактивный ряд ^{235}U [11]



Приложение 20. Инструкция по работе с пробоотборным устройством ПОУ-4 при отборе проб воздуха

Проверка работоспособности ПОУ

Включить тумблер «СЕТЬ» и проконтролировать:

- Наличие индикации двузначного числа «00» на жидкокристаллическом дисплее.
- Состояние осушителя – если на передней панели ПОУ горит светодиод «Осушитель», необходимо произвести замену реактива.
- Состояние аккумуляторов – если на дисплее мигает символ «П», необходимо произвести подзарядку аккумуляторов.

Отбор проб воздуха

Собрать схему (рисунок 5) в следующей последовательности:

- Снять резиновые заглушки со штуцеров пробоотборника и ПОУ.
- Соединить входной штуцер пробоотборника (штуцер с силиконовой трубкой) со штуцером «ВЫХОД» ПОУ с помощью соединительной трубки из состава ПОУ.

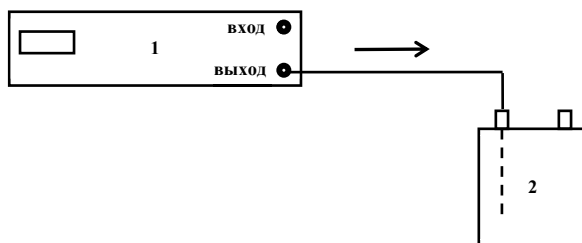


Рисунок 5. Схема отбора воздушной пробы.

Условные обозначения: 1 — ПОУ; 2 — воздушный пробоотборник.

Стрелкой показано направление движения воздуха.

Включить воздухоудвку ПОУ, для чего последовательно нажать кнопки «2» и «ПУСК», время работы воздухоудвки 5 минут. По окончании отбора герметизировать пробоотборник заглушками.

Перемешивание пробы между пробоотборником и измерительной камерой РРА.

Собрать схему (рисунок 6) в следующей последовательности:

- Соединить выходной штуцер (штуцер без силиконовой трубки) пробоотборника со штуцером «ВХОД» ПОУ.

- Соединить штуцер «ВЫХОД» ПОУ с входным штуцером РРА (штуцер на передней панели РРА) через осушитель.
- Соединить выходной штуцер РРА с оставшимся свободным штуцером пробоотборника.

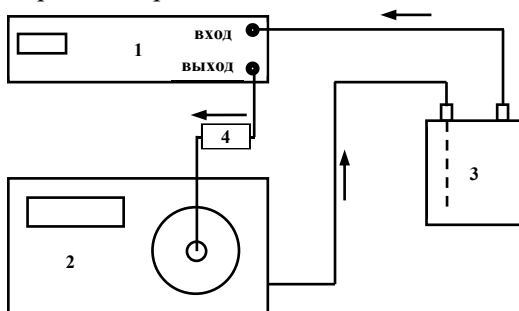


Рисунок 6. Схема перемешивания воздушной пробы между пробоотборником и измерительной камерой РРА с помощью ПОУ.

Условные обозначения: 1 — ПОУ; 2 — РРА; 3 — воздушный пробоотборник; 4 — осушитель.

Включить воздуходувку ПОУ, для чего последовательно нажать кнопки «2» и «ПУСК», время работы воздуходувки 5 минут. По окончании перемешивания разобрать схему и герметизировать штуцеры РРА заглушками.

Перевод пробы в измерительную камеру радиометра может быть осуществлен без применения ПОУ, с помощью воздуходувки самого радиометра (рисунок 7). В этом случае по окончании перемешивания схему разбирать не следует.

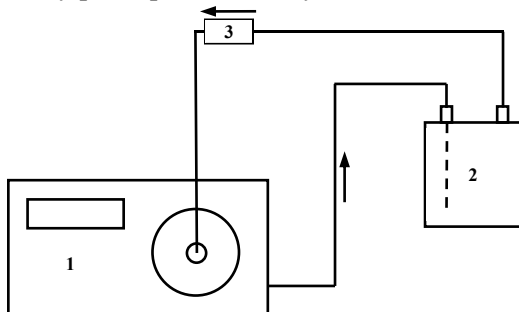


Рисунок 7. Схема перемешивания воздушной пробы между пробоотборником и измерительной камерой РРА без применения ПОУ.

Условные обозначения: 1 — РРА; 2 — воздушный пробоотборник; 3 — осушитель.

Приложение 21. Инструкция по работе с радиометром радона PPA-01M-01

При работе с PPA-01M-01 всегда используется штуцер № 2 на задней панели PPA, при этом штуцер № 1 должен быть закрыт резиновой заглушкой. Измерение ОАР проводят в режиме «Air2». При входе в режим «Air2» после нажатия кнопки «2», на мониторе появляется надпись:

Air2: T=20 min	00:01:
Start ? (1)	

Через 2,5 мин подаётся высокое напряжение на сетку измерительной камеры радиометра и на мониторе появляется надпись:

Air2: HV ↗	2:30	00:05:
AIR pump	2:31	

По окончании 3-минутной работы воздуходувки отобранная проба автоматически измеряется в течение 20 мин.

Air2 HV ↗	3:00	N=1	00:06:
	00:04		Mea↗

N — число зарегистрированных альфа-распадов ^{218}Po на текущее время измерения. В нижней строке отображается текущее время измерения пробы.

В данном режиме используются встроенный алгоритм прогнозирования результатов измерений, спустя 3 мин после начала измерения появляется результат, который уточняется через каждую минуту. На мониторе появляется следующее сообщение:

Air2 3:01	N=1	00:06:
Q=28±14 Bq/m3		Mea↗

Теперь сразу после надписи «Air2» на экране указывается текущее время измерения пробы, а в нижнем левом углу прогноз величины ОАР.

Окончательное значение ОАР вычисляется только по окончании измерений. Окончание измерений фиксируется также прерывистым звуковым сигналом в течение 3 мин.

После пятикратного измерения ОАР в каждой пробе необходимо освободить штуцеры радиометра и запустить режим «Pump» (кнопки «6» и «СТАРТ») для продувки измерительной камеры

воздухом лаборатории. В режиме «Pump» работа воздуходувки продолжается 4 мин. На мониторе фиксируется время работы и остановки воздуходувки.

Продувка системы может быть осуществлена с помощью насоса ПОУ.

Приложение 22. Инструкция по работе с радиометром радона РРА-01М-03

При работе с РРА-01М-03 штуцер № 1 на задней панели РРА используется для перемешивания пробы с помощью насоса ПОУ, при этом штуцер № 2 должен быть закрыт резиновой заглушкой. Если перемешивание осуществляется с помощью собственного насоса радиометра, то должен использоваться штуцер № 2, а штуцер № 1 должен быть закрыт резиновой заглушкой.

Запуск измерения осуществляется нажатием кнопки «СТАРТ». При этом включается воздуходувка, обеспечивающая прокачку воздуха через измерительную камеру в течение 5 минут, а на индикаторе отображается следующая информация:

101	01 Jan 99	18:15	
N =0	03:02	Tn 20	
Rn < 20	Bq/m ³		
21	23°C	768 mmHg	35%

Во второй строке отображается время, оставшееся до конца работы воздуходувки. В третьей строке — результат измерения ОАР предыдущей пробы. В четвертой — серия измерений, температура, давление и влажность воздуха.

Через 4,5 мин подаётся высокое напряжение на сетку измерительной камеры. По окончании 5-минутной работы воздуходувки отобранная проба автоматически измеряется в течение 20 мин. Окончательное значение ОАР автоматически вычисляется процессором радиометра только по окончании измерения. Если полученное значение ОАР выходит за предел нижней границы диапазона измерений радиометра, на индикаторе по окончании измерения появляется информация: Rn<20 Bq/m³, N — число зарегистрированных альфа-распадов ²¹⁸Po (для определения ²²²Rn), Tn — число зарегистрированных альфа-распадов ²¹⁶Po (для определения ²²⁰Rn (Tn) - торона).

Измерение повторяется трижды без включения микровоздуховки. После окончания трех измерения автоматически включается микровоздуховка и новый цикл измерений повторяется. Для остановки измерений следует нажать и удерживать 2 с кнопку «СБРОС».

После пятикратного измерения ОАР в каждой пробе необходимо освободить штуцеры радиометра и запустить продувку измерительной камеры воздухом лаборатории нажатием кнопки «СТАРТ». По окончании продувки системы следует остановить начавшееся измерение, нажав и удерживая 2 с кнопку «СБРОС».

Продувка системы может быть осуществлена с помощью насоса ПОУ.

Приложение 23. Инструкция по работе с пробоотборным устройством ПОУ-4 при отборе проб воды

Проверка работоспособности ПОУ

Включить тумблер «СЕТЬ» и проконтролировать:

- Наличие индикации двузначного числа «00» на жидкокристаллическом дисплее.
- Состояние осушителя – если на передней панели ПОУ горит светодиод «Осушитель», необходимо произвести замену реактива.
- Состояние аккумуляторов – если на дисплее мигает символ «П», необходимо произвести подзарядку аккумуляторов.

Отбор пробы воды из водоема или емкости с открытой поверхностью

Собрать схему (рисунок 8 А) в следующей последовательности:

- Снять со штуцеров пробоотборника резиновые заглушки.
- На штуцер, противоположный крышке пробоотборника (обозначен «верх»), надеть соединительную трубку с воронкой, входящей в состав ПОУ.

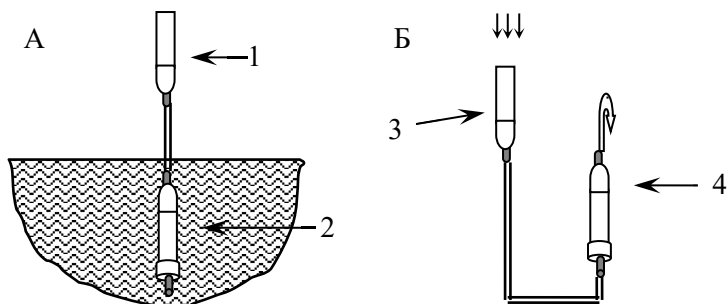


Рисунок 8. Отбор проб воды из открытого источника (А) и из струи воды (В). Условные обозначения: 1 — пробоотборная воронка; 2 — пробоотборник.

Пробоотборник погрузить в воду вместе с частью соединительной трубки. Отбор проводить до момента выравнивания уровней воды в трубке и водоеме. Это обеспечивает полное заполнение пробоотборника водой. Закрыть сверху воронку пальцем. Пробоотборник извлечь из воды, его свободный штуцер закрыть заглушкой, после чего со второго штуцера снять соединительную трубку и на ее место одеть заглушку.

Отбор пробы воды из струи (скважина, водопровод и т.д.)

Собрать схему (рисунок 8 Б) в следующей последовательности:

- Снять со штуцеров пробоотборника резиновые заглушки.
- На штуцер, расположенный на крышке пробоотборника, надеть соединительную трубку с воронкой, входящей в состав ПОУ.

Воронку подставить под струю воды. При появлении устойчивой струи из свободного штуцера пробоотборника закрыть его заглушкой, со второго штуцера снять трубку и одеть заглушку.

Перевод радона из пробы воды в измерительную камеру РРА.

Собрать схему (рисунок 9) в следующей последовательности:

- Соединить штуцер барботера со штуцером «ВХОД» ПОУ.
- Снять резиновую заглушку с прозрачной части пробоотборника с надписью «верх», надеть на ее место трубку с рассекателем из комплекта ПОУ, вставить пробоотборник надетой трубкой в гнездо барботера и герметизировать поворотом накидной гайки.

- Снять оставшуюся заглушку пробоотборника и соединить освободившийся штуцер с выходным штуцером РРА.
- Соединить штуцер «ВЫХОД» ПОУ с входным штуцером РРА (штуцер на передней панели РРА) через осушитель.

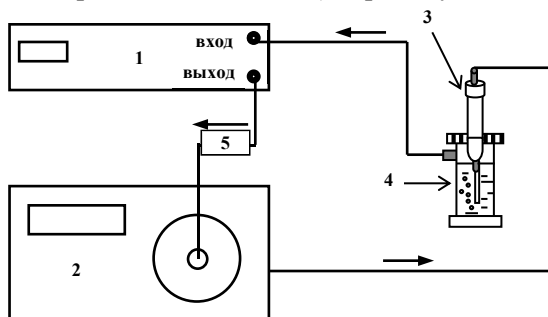


Рисунок 9. Схема перевода радона из пробы воды в измерительную камеру РРА. Условные обозначения: 1 — ПОУ; 2 — РРА; 3 — пробоотборник воды; 4 — барботер с расщепителем; 5 — осушитель.

Включить воздушную помпу ПОУ, для чего последовательно нажать кнопки «2» и «ПУСК», время работы воздушной помпы 5 минут. По окончании перемешивания разобрать схему и герметизировать штуцеры РРА заглушками.

Перевод радона из пробы воды в измерительную камеру радиометра может быть осуществлен без применения ПОУ, с помощью воздушной помпы самого радиометра (рисунок 10). В этом случае по окончании перемешивания схему разбирать не следует.

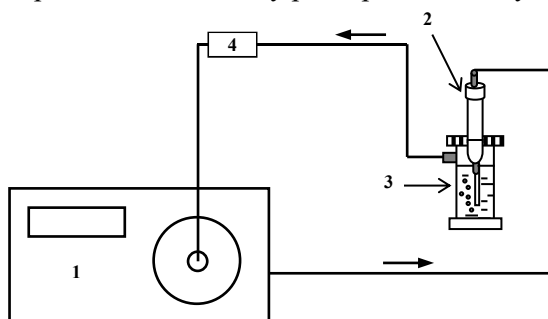


Рисунок 10. Схема перевода радона из пробы воды в измерительную камеру РРА. Условные обозначения: 1 РРА; 2 — пробоотборник воды; 3 — барботер с расщепителем; 4 — осушитель.

Приложение 24. Инструкция по работе с гамма-спектрометром «Мультирад»

Подготовка гамма-спектрометра к работе

1. Включить компьютер. Питание гамма-спектрометра осуществляется через USB-порт.
2. Прогреть гамма-спектрометр в течение 30 мин.
3. Запустить программу обработки спектров «Прогресс 5.1», после загрузки перейти в режим гамма-спектрометра. Для этого нажать кнопку в левом верхнем углу окна программы и выбрать пункт меню «Гамма-спектрометр». В версии программы 5.2 перейти в режим спектра с помощью закладок в нижнем левом углу окна программы.
4. Провести калибровку спектрометра по энергии:
 - Нажать кнопку пуск (.
 - Выбрать вариант «Энергетическая калибровка»
 - Следуя указаниям на экране, установить калибровочный источник « $^{137}\text{Cs} + ^{40}\text{K}$ » и нажать кнопку «Продолжить».
5. Калибровка проводится автоматически по вершинам пиков полного поглощения в спектре калибровочного источника. Программа находит номера каналов анализатора, отвечающие вершинам пиков полного поглощения ^{137}Cs (662 кэВ) и ^{40}K (1461 кэВ), присваивает им соответствующие значения энергии и проводит линейную аппроксимацию зависимости энергии от номера канала. Кроме того, по аппаратурному спектру калибровочного источника проводится проверка сохранности счетной характеристики спектрометра. По окончании измерения через 150 секунд на экран выдается результаты калибровки (рисунок 11), которые не должны отличаться более чем на 10% от значений, указанных в свидетельстве о поверке прибора.

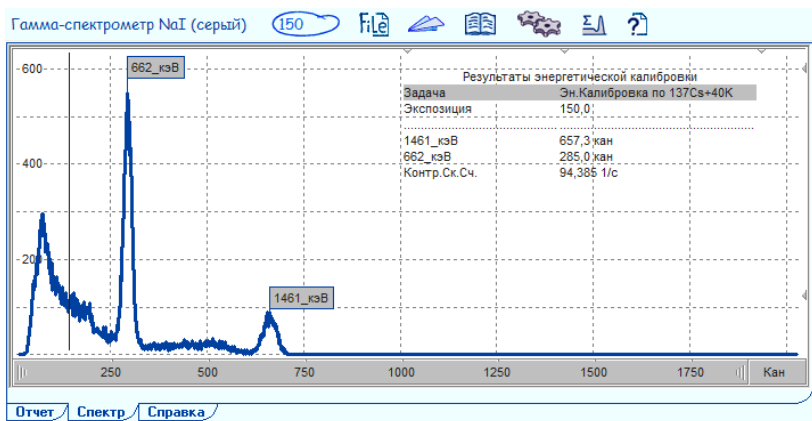


Рисунок 11. Энергетическая калибровка гамма-спектрометра «Мультирад»

6. В дальнейшем калибровка проводится перед каждым измерением.
7. Провести измерение фонового спектра:
 - Нажать кнопку пуск (🚀).
 - Выбрать вариант «Измерение фона»
 - Следуя указаниям на экране, убрать калибровочный источник и нажать кнопку «Продолжить».
8. Измерение фонового спектра проводится для контроля за неизменностью собственных шумов гамма-спектрометрического тракта, а также для учета вклада внешнего гамма-излучения в аппаратурный спектр излучения исследуемого объекта. По окончании набора спектра программа рассчитывает значения скорости счета в измерительных энергетических интервалах для вновь измеренного фонового спектра. Критерием неизменности фоновых характеристик спектрометрического тракта является попарное совпадение скорости счета в соответствующих энергетических интервалах при обработке вновь измеренного фонового спектра и фонового спектра, измеренного ранее (рисунок 12). Значения считаются совпадающими, если их отличие составляет не более 10%. Программа автоматически проводит сравнение спектров и в случае их отличия хотя бы в одном из энергетических интервалов маркирует соответствующий интервал восклицательным знаком. Если спектры

совпадают, вновь измеренный фоновый спектр складывается с фоновым спектром, измеренным ранее, с весовым коэффициентом 0,4.

9. Измерения фоновго спектра должны проводиться ежедневно.

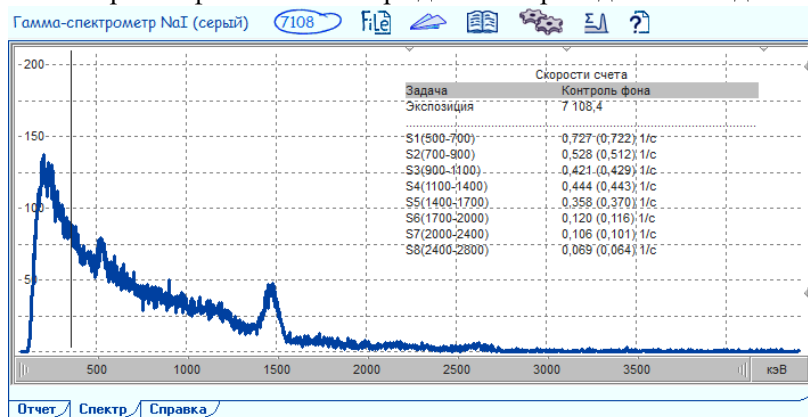


Рисунок 12. Измерение фона на гамма-спектрометре «Мультирад»

Измерение активности ^{137}Cs и естественных радионуклидов (^{226}Ra , ^{232}Th , ^{40}K)

1. Измерение активности следует проводить в одной из аттестованных геометрий: Маринелли (1 дм³), Половина Маринелли (0,5 дм³), Дента (100 см³), Петри (50 см³) и др. Для измерения исследуемый образец помещают в выбранную геометрию, предварительно дезактивировав посуду и зафиксировав его массу.
2. Провести энергетическую калибровку спектрометра.
3. Дезактивировать посуду снаружи и поместить образец в выбранной геометрии в спектрометр и провести в нем измерение активности ^{137}Cs и естественных радионуклидов (^{226}Ra , ^{232}Th , ^{40}K):
 - Нажать кнопку пуск (🚀).
 - Выбрать вариант «Измерение активности».
 - Указать код пробы, тип пробы («Прочие»), метод пробоподготовки («Натив»), массу образца, геометрию измерения и экспозицию (1800 с.). По умолчанию устанавливается библиотека радионуклидов « ^{137}Cs и ЕРН».
 - Нажать кнопку «Продолжить».

4. Через 20 секунд после начала измерения автоматически запускается программа обработки спектра матричным методом. Измеренный спектр представляется как сумма функций отклика спектрометра на спектры излучения радионуклидов, предположительно входящих в состав счетного образца. В правой части окна программы отображается прогноз результатов измерения.
5. По окончании обработки спектра на экране отображаются окончательные результаты измерения активности гамма-излучающих радионуклидов и соответствующая им абсолютная неопределенность измерения. Качество представления измеренного спектра как сумма функций отклика спектрометра на спектры излучения радионуклидов, предположительно входящих в состав счетного образца, оценивается визуально.
6. Нажать кнопку «FiLe» и выбрать вариант «Сохранить в журнале». Результаты измерения будут сохранены в базе данных.
7. Нажать кнопку «FiLe» и выбрать вариант «Сохранить как». Присвоить спектру имя, соответствующее коду пробы.

Приложение 25. Инструкция по работе с бета-спектрометром «Мультирад»

Подготовка бета-спектрометра к работе

1. Включить компьютер. Питание бета-спектрометра осуществляется через USB-порт.
2. Прогреть бета-спектрометр в течение 30 мин.
3. Запустить программу обработки спектров «Прогресс 5.1», после загрузки перейти в режим бета-спетрометра. Для этого нажать кнопку в левом верхнем углу окна программы и выбрать пункт меню «Бета-спектрометр». В версии программы 5.2 перейти в режим спектра с помощью закладов в нижнем левом углу окна программы.
4. Провести калибровку спектрометра по энергии:
 - Нажать кнопку пуск (.
 - Выбрать вариант «Энергетическая калибровка»
 - Следуя указаниям на экране, установить калибровочный источник « $^{90}\text{Sr}(\text{Y})$ » и нажать кнопку «Продолжить».
5. Калибровка проводится автоматически по форме спектра калибровочного источника. Программа автоматически находит

номера каналов анализатора, отвечающие 546 и 2280 кэВ, присваивает им соответствующие значения энергии и проводит линейную аппроксимацию зависимости энергии от номера канала. Кроме того, по аппаратурному спектру калибровочного источника проводится проверка сохранности счетной характеристики спектрометра. По окончании измерения в течение 150 секунд на экран выдается результат калибровки (рисунок 13), которые не должен отличаться более чем на 10% от значений, указанных в свидетельстве о поверке прибора.

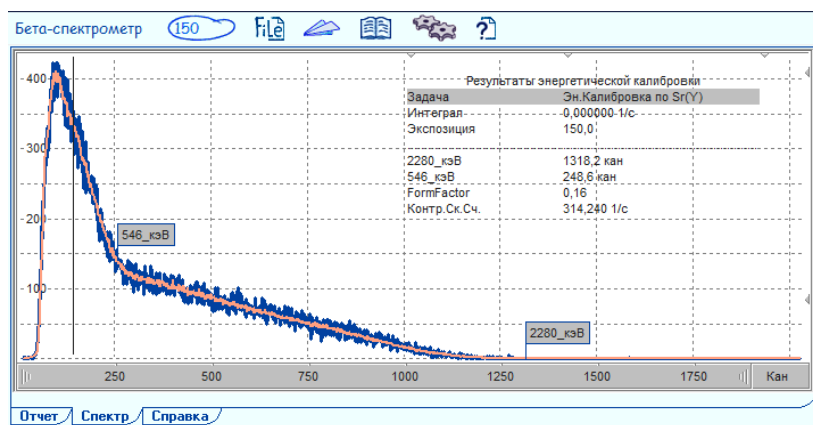


Рисунок 13. Энергетическая калибровка бета-спектрометра «Мультирад»

6. В дальнейшем калибровка проводится перед каждым измерением.
7. Провести измерение фонового спектра:
 - Нажать кнопку пуск (🚀).
 - Выбрать вариант «Измерение фона»
 - Следуя указаниям на экране, убрать калибровочный источник, установить пустую кювету диаметром 70 мм и нажать кнопку «Продолжить».
8. Измерение фонового спектра проводится для контроля за неизменностью собственных шумов бета-спектрометрического тракта, а также для учета вклада внешнего гамма-излучения в аппаратурный спектр излучения исследуемого объекта. По окончании набора спектра программа рассчитывает значения

скорости счета в измерительных энергетических интервалах для вновь измеренного фонового спектра. Критерием неизменности фоновых характеристик спектрометрического тракта является попарное совпадение скорости счета в соответствующих энергетических интервалах при обработке вновь измеренного фонового спектра и фонового спектра, измеренного ранее (рисунок 14). Значения считаются совпадающими, если их отличие составляет не более 10%. Программа автоматически проводит сравнение спектров и в случае их отличия хотя бы в одном из энергетических интервалов маркирует соответствующий интервал восклицательным знаком. Если спектры совпадают, вновь измеренный фоновый спектр складывается с фоновым спектром, измеренным ранее, с весовым коэффициентом 0,4.

9. Измерения фонового спектра должны проводиться ежедневно.

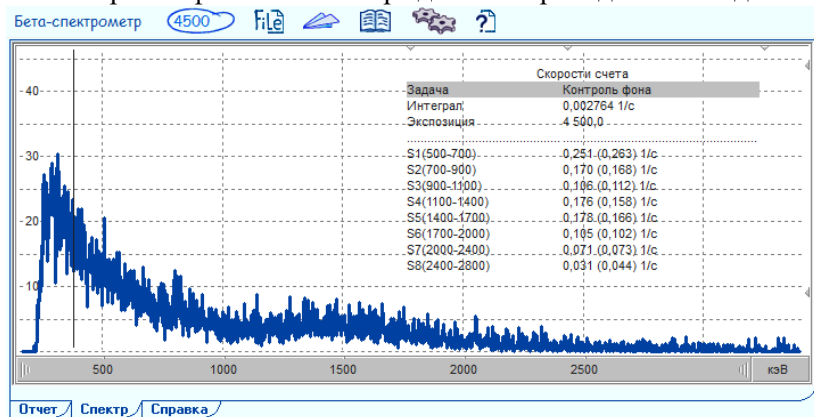


Рисунок 14. Измерение фона на бета-спектрометре «Мультирад»

Измерение активности ^{90}Sr и ^{40}K

1. Измерение активности следует проводить в кювете диаметром 70 мм. Для измерения исследуемый образец помещают в кювету, предварительно дезактивировав ее, равномерно распределяют образец и уплотняют с помощью специального пресса. Массу счетного образца фиксируют в протоколе измерений.
2. Провести калибровку спектрометра по энергии:
3. Дезактивировать кювету снаружи, поместить образец в спектрометр и провести в нем измерение активности ^{90}Sr и ^{40}K :

- Нажать кнопку пуск (.
 - Выбрать вариант «Измерение активности $^{90}\text{Sr}(\text{Y})$ ».
 - Указать код пробы, экспозицию (1800 с.), метод пробоподготовки («Натив») и массу образца. В графе «Активность ^{40}K » оставить «Неизвестна».
 - Нажать кнопку «Продолжить».
4. Через 20 секунд после начала измерения автоматически запускается программа обработки спектра. Измеренный спектр представляется как сумма функций отклика спектрометра на спектры излучения радионуклидов, предположительно входящих в состав счетного образца. В правой части окна программы отображается прогноз результатов измерения.
 5. По окончании обработки спектра на экране отображаются окончательные результаты измерения активностей бета-излучающих радионуклидов и соответствующая им абсолютная неопределенность измерения. Качество представления измеренного спектра как суммы функций отклика спектрометра на спектры излучения радионуклидов, предположительно входящих в состав счетного образца, оценивается визуально.
 6. Нажать кнопку «FiLe» и выбрать вариант «Сохранить в журнале». Результаты измерения будут сохранены в базе данных.
 7. Нажать кнопку «FiLe» и выбрать вариант «Сохранить как». Присвоить спектру имя, соответствующее коду пробы.

Литература

1. ГОСТ 30108-94. Материалы и изделия строительные. Определение удельной эффективной активности естественных радионуклидов.
2. Гусев Н.Г. Защита от ионизирующих излучений: В 2 т. Т. 1 - 3-е изд. перераб. и доп. / Н.Г. Гусев, В.А. Климанов, В.П. Машкович, А.П. Суворов / под ред. Н.Г. Гусев. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 512с.
3. Машкович В.П. Защита от ионизирующих излучений: Справочник - 4-е изд., перераб. и доп. / В.П. Машкович, А.В. Кудрявцева – М.: Энергоатомиздат, 1995. – 496с.
4. Методика приготовления счетных образцов проб почвы для измерения активности стронция-90 на бета-спектрометрических комплексах с программным обеспечением «Прогресс» – ООО «НТЦ Амплитуда», 1997. – 37с.
5. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы СанПиН 2.6.1.2523-09 – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2009. – 100с.
6. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности. ОСПОРБ-99/2010: Санитарные правила и нормативы СП 2.6.1.2612-10 – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2010. – 83с.
7. Оценка индивидуальных эффективных доз облучения населения за счет природных источников ионизирующего излучения: Методические указания МУ 2.6.1.1088-02 – М.: Федеральный центр госсанэпиднадзора Минздрава России, 2002. – 22с.
8. Радиационный контроль и санитарно-эпидемиологическая оценка жилых, общественных и производственных зданий и сооружений после окончания их строительства, капитального ремонта, реконструкции по показателям радиационной безопасности: Методические указания МУ 2.6.1.2838-11 – М.: Федеральный центр гигиены и эпидемиологии Роспотребнадзора, 2011. – 26с.
9. СанПиН 2.3.2.1078-01. Продовольственное сырье и пищевые продукты. Гигиенические требования безопасности и пищевой ценности пищевых продуктов. Санитарно-эпидемиологические правила и нормативы (утв. Главным государственным санитарным врачом РФ 06.11.2001, ред. от 06.07.2011).
10. Тяжелые естественные радионуклиды в биосфере: Миграция и биологическое действие на популяции и биогеоценозы / под ред. Р.М. Алексахин. – М.: Наука, 1990. – 232с.
11. Nuclear Data Services / International Atomic Energy Agency. URL: <https://www-nds.iaea.org/> (дата обращения 12.01.2019).

Учебное издание

МАНАХОВ Дмитрий Валентинович
ЛИПАТОВ Денис Николаевич
ЩЕГЛОВ Алексей Иванович

ПРАКТИКУМ ПО РАДИОЭКОЛОГИИ

*Учебно-методическое пособие для студентов
факультета почвоведения МГУ*

Отпечатано с готового оригинал-макета
Издательство «МАКС Пресс»
Главный редактор: *Е. М. Бугачева*
Обложка: *М. А. Еронина*

Подписано в печать 17.01.2019 г.
Формат 60х90 1/16. Усл.печ.л. 5,75.
Тираж 100 экз. Изд. № 009.

Издательство ООО «МАКС Пресс»
Лицензия ИД N 00510 от 01.12.99 г.
119992, ГСП-2, Москва, Ленинские горы,
МГУ им. М.В. Ломоносова,
2-й учебный корпус, 527 к.
Тел. 8(495)939-3890/91. Тел./Факс 8(495)939-3891.

Настоящее пособие содержит описание лабораторных работ по курсу «Радиоэкология» для студентов факультета почвоведения МГУ, обучающихся по направлениям подготовки «Экология и природопользование» и «Почвоведение». В пособии рассматриваются основные правила радиационной безопасности; методы дозиметрии ионизирующих излучений, радиационного контроля зданий на соответствие санитарно-эпидемиологическим и гигиеническим требованиям по показателям радиационной безопасности, радиационного контроля почв, растительности, пищевых продуктов, строительных материалов; обсуждаются возможности и ограничения основных радиометрических методов, способы интерпретации радиологических данных при решении экологических задач.