

Министерство образования Республики Беларусь

Учреждение образования  
“Гомельский государственный университет  
имени Франциска Скорины”

Кафедра теоретической физики

**РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ**

Учебно-методическое пособие  
по выполнению лабораторных работ

Гомель, 2012

**Авторы - составители:**

В.В.Андреев, доцент, кандидат физико-математических наук, зав. кафедрой кафедры теоретической физики,

С.А. Лукашевич, ассистент кафедры теоретической физики.

**Рецензент:**

кафедра теоретической физики учреждения образования “Гомельский государственный университет имени Франциска Скорины”

Рекомендовано к изданию научно-методическим советом учреждения образования “Гомельский государственный университет имени Франциска Скорины”

“ ” декабря 2011 года, протокол № .

и

УМО по естественнонаучному образованию

“ ” апреля 2012 года, протокол № .

Учебно-методическое пособие по выполнению лабораторных работ по курсу “Радиационная безопасность” составлено в соответствии с учебными планами подготовки специалистов по специальностям в УО “ГГУ им.Ф.Скорины”:

- 1–31 04 01 02 – “Физика (производственная деятельность)”,
- 1–31 04 01 03 – “Физика (научно-педагогическая деятельность)”,
- 1-31 04 01 04 – “Физика (управленческая деятельность)”.

# СОДЕРЖАНИЕ

Введение . . . . .	4
Список обозначений и сокращений . . . . .	6
<b>1 Описание приборов</b>	<b>7</b>
1.1 Подготовка пробных материалов . . . . .	7
1.2 Гамма-радиометр РКГ-АТ1320 . . . . .	7
1.2.1 Общее описание прибора . . . . .	8
1.2.2 Описание и работа составных частей радиометра . . . . .	8
1.2.3 Включение и контроль работоспособности радиометра . . . . .	11
1.2.4 Первоначальная калибровка для фоновых характеристик . . . . .	12
1.2.5 Оперативный контроль фона . . . . .	13
1.2.6 Измерение активности образцов . . . . .	14
1.3 Дозиметр-радиометр МКС-АТ6130 . . . . .	17
1.3.1 Общее описание . . . . .	17
1.3.2 Включение прибора . . . . .	20
1.3.3 Измерение фона (background) . . . . .	24
1.3.4 Измерение мощности дозы (DOSE RATE) . . . . .	24
1.3.5 Измерение плотности потока (FLUX DENS) . . . . .	25
1.4 Дозиметр РКСБ-104 - "Радан" . . . . .	26
1.5 Радиометр РУБ-01П . . . . .	27
<b>2 Лабораторные работы</b>	<b>29</b>
2.1 Требования к выполнению лабораторных работ . . . . .	29
Лабораторная работа № 1 . . . . .	34
Лабораторная работа № 2 . . . . .	42
Лабораторная работа № 3 . . . . .	49
Лабораторная работа № 4 . . . . .	53
Лабораторная работа № 5 . . . . .	62
Лабораторная работа № 6 . . . . .	66
Лабораторная работа № 7 . . . . .	73
Рекомендуемая литература . . . . .	81
Приложение А . . . . .	85
Приложение Б . . . . .	88

## Введение

Современный инженер должен быть подготовлен к организационно-управленческой, научной, производственной и преподавательской деятельности в области экспериментального исследования физических процессов на различных уровнях структурной организации материи при различных физических условиях; теоретического анализа эффектов и явлений и предсказания новых физических закономерностей на основе современных теоретических представлений, математических и компьютерных методов; разработке приборов на основе новых материалов и физических принципов, созданию новых технологий, использующих математические методы и компьютерную технику; работе по математическому моделированию разнообразных процессов и объектов.

Одним из обязательных требований такого рода специалистов является их способность планировать, организовывать и проводить физические и ядерно-физические эксперименты, применяя вероятностные методы анализа и используя технические средства автоматизации эксперимента; обрабатывать и анализировать полученные результаты, создавать математические модели и программные средства, составлять отчеты и вести научно-техническую документацию.

Цель данного учебно-методического пособия по выполнению лабораторных работ по курсу “Радиационная безопасность”: дать студентам теоретические и практические навыки, необходимые для жизнедеятельности в районах с радиоактивным загрязнением; изучить основные единицы измерения дозовых и радиометрических характеристик; овладеть методиками измерений с помощью дозиметрических и радиометрических приборов: узнать некоторые способы защиты от ионизирующих излучений.

Выполнение лабораторных работ по курсу “Радиационная безопасность” предусмотрено учебными планами физического факультета УО “ГГУ им.Ф.Скорины” при подготовке специалистов по специальностям:

- 1–31 04 01 02 – “Физика (производственная деятельность)”,
- 1–31 04 01 03 – “Физика (научно-педагогическая деятельность)”,
- 1-31 04 01 04 – “Физика (управленческая деятельность)”.

Ориентиром для экспериментальной части служило то оборудование, которое имеется в лабораториях ядерной физики и радиационной безопасности физического факультета.

Структура учебно-методического пособия следующая. Первый раздел содержит информацию по оборудованию, которое используется при выполнении лабораторных работ. Его содержание основано на инструкциях по эксплуатации этих приборов. Раздел II содержит описание лабораторных работ по курсу “Радиационная безопасность” объемом 16 часов. В связи с тем, что ряд работ отличается только экспериментальной базой, поэтому эти работы содержат схожую теоретическую часть. Аналогичная ситуация имеет место и для списка рекомендуемой литературы.

В приложении содержится дополнительная информация, которая может быть использована студентами для подготовки к работе и при ответах на контрольные вопросы. В конце приведен список рекомендуемой литературы для изучения курса “Радиационная безопасность”.

Авторы благодарят за помощь в подготовке пособия своих коллег кафедры теоретической физики, особенно Ючко Александра Анатольевича, а также специалистов и преподавателей кафедры биофизики и ядерной физики Белгосуниверситета за громадную методическую помощь и весомые стимулирующие замечания. Авторы также благодарят студентку Анну Сидорейко за помощь в изготовлении фотографий измерительных приборов и набора части текста.

## Список обозначений и сокращений

Таблица 1 – Обозначения и сокращения, используемые при описании работы с приборами

<b>АС/СА</b>	адаптер сетевой/сетевой адаптер;
<b>АЦП</b>	аналого-цифровой преобразователь;
<b>БА</b>	блок аккумуляторов;
<b>БД</b>	блок детектирования;
<b>БДПС</b>	блок детектирования с пропорциональным счетчиком;
<b>БЗ</b>	блок защиты;
<b>БОИ</b>	блок обработки информации;
<b>БП</b>	блок питания;
<b>ЕРН</b>	естественные радионуклиды;
<b>ЖКИ</b>	жидкокристаллический индикатор;
<b>ЗК</b>	записная книжка;
<b>МД</b>	мощность дозы;
<b>ОА</b>	объемная активность;
<b>ОРР</b>	образцовый радиоактивный раствор;
<b>ОСГИ</b>	образцовый спектрометрический гамма-источник;
<b>ПК</b>	персональный компьютер;
<b>ПО</b>	программное обеспечение;
<b>ППП</b>	пик полного поглощения;
<b>ПЭВМ</b>	персональная электронно-вычислительная машина;
<b>СРП</b>	Сцинтилляционный радиометр поисковый;
<b>УА</b>	удельная активность;
<b>УОИ</b>	устройство обработки информации;
<b>УД БОИ</b>	устройство детектирования, встроенное в БОИ;
<b>ФЭУ</b>	фотоэлектронный умножитель.

# ЧАСТЬ 1

## Описание приборов

### 1.1 Подготовка пробных материалов

Подготовка проб к измерениям включает в себя обработку проб и размещение их в предварительно выбранных измерительных сосудах.

Твердые продукты необходимо измельчить и уплотнить. Жидкие и сыпучие пробы тщательно перемешать, чтобы обеспечить равномерное распределение радионуклидов по объему пробы.

Отобранные для анализа пищевые продукты предварительно подвергнуть обычной обработке, осуществляемой на первом этапе приготовления пищи, для удаления возможного поверхностного радиоактивного загрязнения.

В качестве измерительных сосудов используются штатные сосуды и сосуд типа Дента (пластмассовая упаковка для зубного порошка). При выборе сосуда необходимо учесть:

- реальный объем предъявленной для анализа пробы;
- ожидаемый уровень радиоактивной загрязненности;
- время и погрешность измерения.

При малой предполагаемой активности пробы следует использовать по возможности сосуд большего объема.

Проба должна помещаться в радиационно-чистый измерительный сосуд. Заполнение сосуда до нужного объема проводить, используя выполненную на поверхности сосуда метку или мерный сосуд. Объем заполнения сосуда должен соответствовать номинальному значению с минимальной погрешностью. Масса пробы определяется взвешиванием до и после заполнения сосуда с погрешностью не более  $\pm 2\%$ .

### 1.2 Гамма-радиометр РКГ-АТ1320

В данном и в последующих разделах приводится информация по некоторым приборам, которые имеются в лабораториях ядерной физики и радиационной безопасности и с которыми планируется выполнение лабораторных работ. В качестве источников взяты инструкции по использованию приборов.

Данная часть носит справочный характер и ее детальное изучение студентами необязательно. Кроме того, в силу ограниченности времени выполнения работ некоторые рекомендации, содержащиеся в инструкциях, могут быть выполнены заранее лаборантами.

### 1.2.1 Общее описание прибора

Принцип действия радиометров основан на накоплении и хранении амплитудных спектров импульсов в **БД**<sup>1</sup>. Амплитуда импульсов, пропорциональная энергии гамма-излучения, преобразуется в цифровой код, который хранится в запоминающем устройстве (**ЗУ**) **БД**. Информация из **ЗУ** в реальном масштабе времени считывается **БОИ** и после обработки выводится на **ЖКИ**. **АС** обеспечивает питание **БД** и **БОИ**.

Управление работой радиометров и обработка спектров осуществляется **БОИ**, программное обеспечение которого позволяет осуществлять:

1. управление режимами работы радиометров;
2. визуализацию накопления и обработку спектрометрической информации, включая расчет активности в автоматическом и ручном режимах;
3. операции со спектрами (сложение, вычитание, интегрирование, изменение масштаба);
4. хранение 299 измеренных спектров.

Конструкция **БОИ** (рисунок 1.1) состоит из металлического унифицированного корпуса (1), внутри которого располагается печатная плата, и двух крышек (2). Для обеспечения пылебрызгозащиты корпус имеет уплотнители (4).

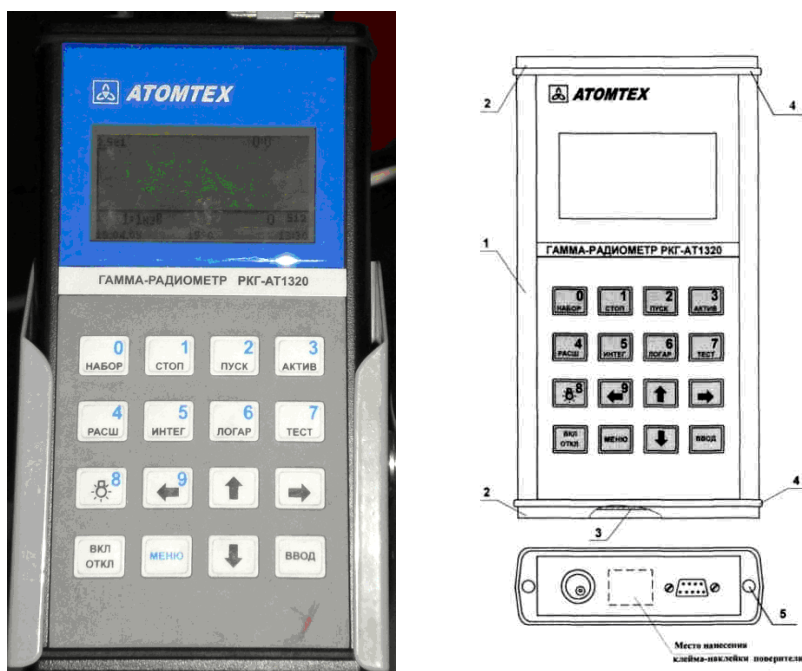
**БЗ** (рисунок 1.2) имеет стационарное исполнение. Крышка и корпус выполнены как сварные конструкции из стальных труб и имеют полимерное покрытие. Внутри корпуса и крышки **БЗ** размещен свинец в виде отдельных колец. В корпусе **БЗ** установлен экран **5** из нержавеющей листовой стали, в котором устанавливаются **БД** (1) и сосуд **7** с пробой.

### 1.2.2 Описание и работа составных частей радиометра

**БД** состоит из сцинтилляционного детектора  $\text{NaI}(\text{Tl})$  размером  $\varnothing 63 \times 63$  мм и электронной части, включающей **ФЭУ**, усилитель, светодиод, **БП**,

---

<sup>1</sup>список сокращений приведен в таблице 1.



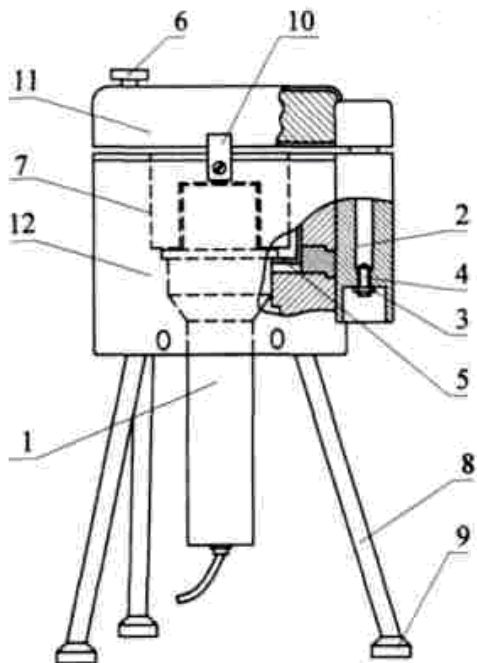
1 – корпус, 2 –крышки, 3 – этикетка, 4 – уплотнители, 5 – пломба.

**Рисунок 1.1 – Общий вид БОИ**

АЦП и термодатчик (ТД). Структурная схема БД приведена на рисунке 1.3. Детектор преобразует энергию гамма-излучения в световые импульсы. ФЭУ обеспечивает преобразование световых импульсов в импульсы тока. Усилитель предназначен для преобразования импульсов тока ФЭУ в импульсы напряжения нормированной длительности, амплитуда которых прямо пропорциональна энергии гамма-излучения. С выхода усилителя импульсы поступают на вход АЦП для последующего амплитудного анализа и преобразования в цифровой код. АЦП управляет электронной подстройкой БП, задающего напряжение питания ФЭУ с помощью управляющего сигнала поступающего со схемы светодиодной стабилизации. Данные ТД служат для температурной коррекции метрологической характеристики БД.

УОИ обрабатывает информацию о состоянии блока клавиатуры, управляет режимами работы БД и блока индикации, принимает и обрабатывает спектры из БД. Блок клавиатуры предназначен для приема управляющих воздействий оператора. Блок клавиатуры представляет собой матрицу мембранных кнопок 4 × 4. Блок индикации представляет собой графический ЖКИ с контроллером, схемой питания и светодиодной подсветкой.

Перед началом работы необходимо:



1 – БД, 2 – ось, 3 – гайка, 4 – винт, 5 – экран, 6 – ручка, 7 – сосуд Маринелли, 8 – ножка, 9 – опора, 10 – фиксатор крышки, 11 – крышка, 12 – корпус.

Рисунок 1.2 – Общий вид БЗ

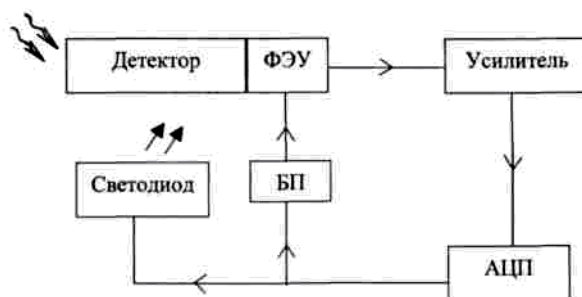


Рисунок 1.3 – Принципиальная схема БД

- а) проверить состояние кабелей и соединителей;
- б) проверить соединение блоков радиометров;
- в) подключить сетевой кабель АС к сети питания 220 В, 50 Гц.

### 1.2.3 Включение и контроль работоспособности радиометра

Для включения радиометров следует нажать кнопку **ВКЛ**, на экране на несколько секунд появится надпись “**АТОМТЕХ**”, а затем сообщение (см. таблицу 1.1):

Таблица 1.1 – Сообщение

Прогрев прибора Осталось 9 : 56	
Установите контрольную пробу	
меню - прервать	

Прогрев радиометров идет в течение 10 мин. В процессе прогрева установить контрольную пробу и закрыть **БЗ**. По окончании прогрева автоматически производится проверка сохранности градуировки радиометров. При прохождении проверки на экране высвечиваются нормируемые и текущие значения скорости счета в имп/с и центра пика в каналах. Значения, высвечивае-

Таблица 1.2 – Значения, высвечиваемые в окне

Проверка				
Скор. счета, имп/с				
	27 ± 2,7		28,5	
Центр пика, канал				
	236 ± 4,6		235,3	
Меню - прервать				

мые в окне, выделенном на приведенной в таблице 1.2 справа – нормируемые, индивидуальные для каждого прибора; а слева в таблице в другом окне – текущие значения.

Если положение центра пика соответствует нормируемому значению – появляется сообщение “**Проверка завершена**”.

Если положение центра пика не соответствует нормируемому значению, то радиометры автоматически проведут стабилизацию (корректировка напряжения питания **ФЭУ**, обеспечивающая приведение характеристик радиометров в соответствие с их градуировочными параметрами), затем повторяют проверку, по окончании которой раздается звуковой сигнал и на **ЖКИ** появится сообщение – “**Проверка завершена**”.

**ВНИМАНИЕ!** Неиспользуемая контрольная проба при измерениях и проверках должна находиться от **БЗ** на расстоянии не менее 2 м.

#### 1.2.4 Первоначальная калибровка для фоновых характеристик

*Провести измерение рабочих фоновых спектров, используемых при последующем определении активности проб, следующим образом:*



- а) установить в **БЗ** измерительный сосуд, заполненный дистиллированной водой;
- б) закрыть **БЗ**;
- в) нажать кнопку **НАБОР**, при этом на **ЖКИ** появляется следующее сообщение:

Параметры набора		
Время, с	0	
Масса, г	0	
Геом. Маринелли, 1 л		
Ввод - начать		

- г) задать следующие параметры:

- время набора – например, 1200 сек;
- масса пробы – в соответствии с массой воды в установленном сосуде;
- геометрия измерения – в соответствии с установленным сосудом.

После чего нажать кнопку **ВВОД**;

**Примечание.** Изменение времени измерения, массы пробы и геометрии измерения проводят поочередно в окне редактирования, которое перемещают с помощью кнопок  или . Задают значение массы и времени измерения с помощью соответствующих цифровых кнопок. Стирание

ошибочно введенной цифры и выбор геометрии измерения производят кнопкой .

- г) после завершения набора записать измеренный спектр в память радиометра в качестве рабочего фона для соответствующей геометрии измерения. Для этого необходимо нажать кнопку **МЕНЮ** в режиме “Спек” выбрать функцию “Зап.фон” и нажать кнопку **ВВОД**.

Извлечь сосуд из **БЗ**.

Аналогично провести измерение рабочих фоновых спектров для всех типов измерительных сосудов, используемых в радиометре.

*Провести измерение контрольного фона, необходимого в дальнейшем для выполнения оперативного контроля неизменности фона и используемого в качестве рабочего фона в случае, если плотность пробы менее  $0,3 \text{ г/см}^3$ , следующим образом:*

- а) закрыть **БЗ** (не помещая в него сосуд);
- б) нажать кнопку **НАБОР**, при этом задать параметры:
- время набора – не менее 10800 сек (3 ч);
  - масса пробы – 1 г;
  - геометрия измерения – сосуд Маринелли (1,0 л).

Нажать кнопку **ВВОД**;

- в) после завершения набора записать измеренный спектр в память радиометра в качестве контрольного фона. Для этого необходимо нажать кнопку **МЕНЮ** в режиме “Спек” выбрать функцию “З.кон.ф.” и нажать кнопку **ВВОД**.

### 1.2.5 Оперативный контроль фона

Оперативный контроль фона проводится ежедневно перед началом измерений с целью проверки неизменности фона. Проверку проводить следующим образом:

- а) выполнить операции по включению и контролю работоспособности радиометра;

- б) извлечь контрольную пробу из **БЗ** и нажать кнопку **ВВОД**, при этом на экране появится нормируемое и измеряемое значение скорости счета в имп/с;
- в) появление сообщения “**Фон в норме**” по окончании контроля свидетельствует о неизменности фона. При появлении сообщения “**Фон не в норме**” следует повторить контроль фона.

При повторном появлении сообщения “**Фон не в норме**” необходимо выяснить причины изменения фона.

Повышенный фон может быть связан с радиоактивным загрязнением радиометра или с наличием в непосредственной близости от рабочего места радиоактивного источника. В этом случае следует устранить источник радиации (выполнить дезактивацию или убрать источник) и повторить контроль фона.

Если изменение фона связано с изменением внешних радиационных условий, необходимо провести новые измерения фоновых характеристик.

**Примечание.** Положительный результат проведения оперативного контроля фона с размещенным в **БЗ** пустым измерительным сосудом является свидетельством радиационной чистоты сосуда.

### 1.2.6 Измерение активности образцов

- Для измерения активности радионуклидов в пробах предварительно должен быть измерен рабочий фоновый спектр и подготовлена проба. Измерительный сосуд должен быть заполнен веществом пробы до отметки или объем пробы должен быть предварительно измерен с погрешностью не более  $\pm 2$  %. Необходимо также определить массу пробы с погрешностью не более  $\pm 2$  %.
- Выполнить измерение активности в следующей последовательности:

Поместить сосуд с пробой в **БЗ**. Закрыть **БЗ**. Начать измерение. Для этого необходимо:

- если радиометр находится в режиме отображения спектра (см. рисунок 1.4), нажать кнопку **НАБОР**. Ввести значения продолжительности измерения, массы пробы и геометрии измерения, нажать кнопку **ВВОД**;

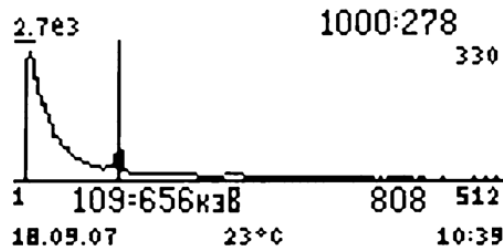


Рисунок 1.4 – Окно режиме отображения спектра

- если радиометр находится в режиме функций (см. рисунок 1.5), то в режиме **Изм**, выбрать функцию **НАБОР** и нажать кнопку **ВВОД**, задать параметры набора и нажать кнопку **ВВОД**.



**Набор спектра**

Рисунок 1.5 – Окно режима функций

Время измерения можно установить приблизительно, т. к. при необходимости набор спектра может быть продолжен. При задании времени, равного нулю, измерение продолжается до принудительной остановки, осуществляемой нажатием кнопки **СТОП**.

При измерении **ОА (УА)** гамма-излучающих радионуклидов менее 100 Бк/л (Бк/кг) для минимизации времени предпочтительно использовать сосуд Маринелли емкостью 1,0 л.

Геометрию измерения вводить в соответствии с используемым измерительным сосудом. Для перехода из режима отображения спектра в режим функций и наоборот необходимо нажать кнопку **МЕНЮ**.

Для определения **УА** радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{40}\text{K}$  необходимо нажать кнопку **АКТИВ** (для определения **ОА** необходимо повторно нажать кнопку **АКТИВ**). Для определения **УА** естественных радионуклидов необходимо войти в режим меню путем нажатия кнопки **МЕНЮ** на клавиатуре **БОИ** и в режиме «**Обр**» выбрать функцию «**Активн**» и затем нажать кнопку **ВВОД** при этом появится сообщение (рисунок 1.6):

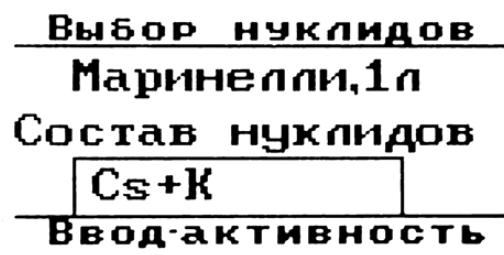



Рисунок 1.6 – Окно сообщения

Нажимая кнопку  можно изменять определяемый состав нуклидов в пробе:

- ▽ Cs + K – определение **ОА (УА)**  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{40}\text{K}$ ;
- ▽ **ЕРН** – определение **УА**  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  и  $^{232}\text{Th}$
- ▽ **ЕРН+Cs** – определение **УА**  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{40}\text{K}$ ,  $^{226}\text{Ra}$  и  $^{232}\text{Th}$
- ▽ Cs – 137 – определение **ОА (УА)**  $^{137}\text{Cs}$ .

Состав нуклидов **ЕРН** и **ЕРН+Cs** есть только в радиометре РКГ-АТ1320.

- Для определения активности выбранного состава нуклидов необходимо нажать кнопку **ВВОД** и при выборе состава нуклидов, например **ЕРН+Cs**, на **ЖКИ** появится сообщение: Показания в графе "Бк/кг" –

Нуклид	Бк/кг	%
Cs-137	87,39	9,0
K-40	503,5	8,2
Ra-226	31,01	24
Th-232	29,81	17

измеренная **УА** соответствующего радионуклида, а в графе “%” – статистическая погрешность измерения ( $P = 0,95$ ).

Для возврата в предыдущее состояние необходимо еще раз нажать кнопку **ВВОД**. Для определения результирующей погрешности измерения **ОА (УА)** радионуклидов необходимо нажать кнопку **ТЕСТ**, при этом появится сообщение:

Нуклид	Бк/кг
Cs-137	87,39 ± 19,57
K-40	503,5 ± 110,7
Ra-226	31,01 ± 9,59
Th-232	29,81 ± 7,97

где в графе "Бк/кг" приведены результаты измерения **УА** соответствующего радионуклида и значение результирующей погрешности измерения **УА**. Результирующая погрешность вычисляется автоматически в соответствии с МИ 1552-86 "Методические указания. Государственная система обеспечения единства измерений."

## 1.3 Дозиметр-радиометр МКС-АТ6130

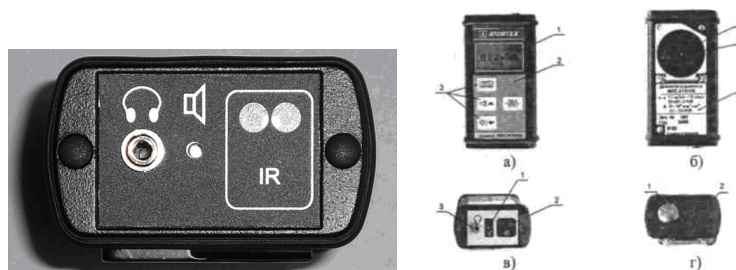
### 1.3.1 Общее описание

Дозиметр-радиометр МКС-АТ6130 представляет собой пылебрызгозащищенный ударопрочный алюминиевый корпус, состоящий из прессованного профиля замкнутого сечения с отлитыми торцевыми крышками и уплотнительными элементами из ПВХ-пластиката. Общий вид прибора МКС-АТ6130 приведен на рисунке 1.7.

На передней панели прибора находятся: **ЖКИ** –1; мембранная панель управления **3** и светодиодный индикатор **2**. На задней стенке прибора МКС-АТ6130 расположен откидывающийся на шарнирах фильтр с магнитным фиксатором **1** и меткой центра детектора **3**, а также этикетка **2**. В приборах МКС-АТ6130А, МКС-АТ6130В фильтры отсутствуют, а метка центра детектора нанесена на корпус приборов. На верхней торцевой крышке находятся отверстие звукового излучателя "🔊" **1**, разъем "🔌" **3** для подключения головных телефонов и окно оптических элементов инфракрасного канала связи "IR- **2** (в приборе МКС-АТ6130А оно отсутствует). На нижней торцевой крышке находится пробка входного отверстия батарейного отсека **1** и этикетка со схемой установки элементов питания **2**.

Детектор (газоразрядный счетчик) расположен на задней стенке корпуса, в которой имеется соответствующее окно. Для защиты окна детектора от посторонних предметов имеется металлическая сетка и полимерная металлизированная пленка.

Принцип действия прибора основан на измерении интенсивности импуль-



а) со стороны передней панели; б) со стороны задней стенки; в) со стороны верхней торцевой крышки; г) со стороны нижней торцевой крышки.

**Рисунок 1.7 – Общий вид прибора MKS–AT6130**

сов, генерируемых в газоразрядном счетчике Гейгера – Мюллера под воздействием регистрируемого рентгеновского, гамма- и бета-излучения.

Преобразование временных распределений в непосредственно измеряемые физические величины (мощность дозы, дозу, плотность потока) осуществляется автоматически. Благодаря энергокомпенсирующему фильтру эффективно реализуется коррекция энергетической зависимости чувствительности во всем диапазоне.

Управление режимами работы приборов, выполнение вычислений, хранение и индикация результатов измерения, самодиагностика осуществляется микропроцессорным устройством.

Обмен информацией с ПЭВМ осуществляется по инфракрасному каналу с помощью инфракрасного адаптера **IrDA**, который преобразует оптические сигналы в стандартные электрические сигналы интерфейса **IrDA**.

При проведении измерительных работ с данным прибором необходимо соблюдать условия эксплуатации: окружающая среда не должна содержать паров кислот и щелочей, агрессивных газов и других вредных примесей, вызывающих коррозию.

### **Режим меню**

Многоуровневый режим меню является сервисным режимом прибора. Для перехода в основное меню *из режима индикации измерений* следует нажать кнопку **РЕЖИМ** и удерживать, пока не появится индикация основного меню. Вернуться *в режим индикации измерений* можно, повторно нажав ее.

Циклический переход по строкам меню вверх/вниз выполняется кнопками **▲** и **▼** при этом на выбранную строку будет указывать мигающий указатель **►**. Переход на выбранный уровень меню выполняется кнопкой **ПУСК**, а возврат на предыдущий – кнопкой **РЕЖИМ**.

Режимы меню, где надо выбрать значение из заданного ряда (например, задание нового порога или установка времени и даты), перебор значений выполняется по циклу вверх/вниз кнопками **▲** и **▼** соответственно. Ввод выбранного значения выполняется кнопкой **ПУСК**, а выход из режима на соответствующий уровень меню без ввода нового значения – кнопкой **РЕЖИМ**.

Режим индикации измерений является основным режимом функционирования прибора. На табло индицируется результат измерения в соответствии с форматом функции измерения, текущее время и дата. В левом верхнем углу мигает символ **"♦"** (один раз в секунду), свидетельствуя о работе прибора.

Сразу после включения прибор автоматически переходит в режим

индикации–

*мощности дозы* для приборов:

- МКС-АТ6130 с закрытой крышкой фильтра;
- МКС-АТ6130А
- МКС-АТ6130В

–*плотности потока  $\beta$ -частиц* для приборов:

- МКС-АТ6130 с открытой крышкой фильтра.

Перейти к индикации другой функции измерения можно через *режим меню*. Прибор не прерывает измерений и их обработку, находясь в *режимах меню*.

Прибор МКС-АТ6130 имеет фильтр, положение которого определяет свой набор измерительных функций и свое меню.

Если изменить положение крышки фильтра, прибор автоматически (из любого режима) переходит в режим индикации измерений *плотности потока* (для открытой крышки фильтра) или *мощности дозы* (для закрытой крышки фильтра).

### 1.3.2 Включение прибора

Для включения прибора необходимо нажать кнопку **ПУСК|ОТКЛ.**

Прибор переходит в режим самоконтроля основных узлов, при этом на индикаторе появляется надпись **“АТОМТЕХ”**.

Через 3 – 5 с, в случае успешного завершения самоконтроля, прибор переходит в режим индикации измерений.

Выключение прибора осуществляется быстрым трехкратным нажатием кнопки **ПУСК | ОТКЛ.** При этом на табло появляется сообщение **"OFF"**, и через 1 – 2 с прибор выключится.

Выключение прибора осуществляется только из режима индикации измерений.

Если прибор не включается, или при его включении появляется мигающая индикация **"###"**; или прибор через несколько секунд после включения выключается, – все это свидетельствует о разряде элементов питания.

При обнаружении ошибки в процессе тестирования на табло индикатора появляется сообщение **"Err xx"**, где xx – код ошибки. В этом случае дальнейшая работа с прибором невозможна.

Таблица 1.3 – Уровни меню для прибора МКС-АТ6130 при закрытой крышке фильтра:

<b>MODE</b>	режим
<b>FLUX DENS</b>	плотность потока
<b>SEARCH</b>	поиск
<b>THRESHOLD</b>	порог
<b>NOTEBOOK</b>	записная книжка
<b>VIEW</b>	просмотр
<b>READ</b>	чтение
<b>UNDO</b>	отменить;
<b>CLEAR</b>	очистить
<b>SETTINGS</b>	установки
<b>TIME</b>	время
<b>DATE</b>	дата
<b>IR PORT</b>	ИК канал

В процессе измерения прибор может находиться либо в *режиме индикации измерений*, либо в *режиме меню*. Поэтому кнопки панели управления многофункциональны и имеют двойное обозначение. Основные функции кнопок описаны в этом разделе. Дополнительная информация будет приведена в разделах описания режимов работы прибора.

**Основная функция кнопки ПУСК|ОТКЛ** – это включение/выключение прибора:

- прибор включают нажатием кнопки;
- прибор выключают быстрым трехкратным нажатием кнопки (только из *режима индикации измерений*).

Кнопка имеет дополнительные функции:

- в *режиме индикации измерений* нажатие кнопки воспринимается прибором как команда “запуск” на новые измерения;
- в *режимах меню* нажатие кнопки воспринимается прибором как команда “выполнить”.


**Функции кнопки ПАМЯТЬ|РЕЖИМ:**

Таблица 1.4 – Уровни меню для прибора *МКС-АТ6130* при открытой крышке фильтра:


<b>MODE</b>	<b>режим</b>
<b>DOSE RATE</b>	<b>мощность дозы</b>
<b>DOSE</b>	<b>доза</b>
<b>BACKGROUND</b>	<b>фон</b>
<b>MEASURE</b>	<b>измерение</b>
<b>DIAGRAMS</b>	<b>диаграммы</b>
<b>MEASURE</b>	<b>измерение</b>
<b>VIEW</b>	<b>просмотр;</b>
<b>THRESHOLD</b>	<b>порог</b>
<b>DOSE RATE</b>	<b>мощность дозы</b>
<b>DOSE</b>	<b>доза</b>
<b>NOTEBOOK</b>	<b>записная книжка</b>
<b>READ</b>	<b>чтение</b>
<b>UNDO</b>	<b>отменить</b>
<b>CLEAR</b>	<b>очистить</b>
<b>SETTINGS</b>	<b>установки</b>
<b>TIME</b>	<b>время</b>
<b>DATE</b>	<b>дата</b>
<b>IR PORT</b>	<b>ИК канал.</b>

- кратковременное нажатие кнопки в режиме индикации измерений воспринимается прибором как команда “запомнить” текущий результат измерения (смотреть более подробно разделы описания для режимов измерения);
- длительное удержание (до смены индикации) кнопки в режиме индикации измерений переводит прибор в режим основного меню;
- нажатие кнопки в режимах меню воспринимается прибором как команда “отмена” и позволяет вернуться на предыдущий уровень меню или выйти из основного меню в режим индикации измерений.

#### Функции кнопки " | ▲ ":

- в режиме индикации измерений кнопка служит для включения/выключения звука (на индикаторе прибора есть соответствующий ей символ "  ");
- в режимах меню кнопка воспринимается прибором как команда “вверх” для перехода по пунктам меню или по ряду значений.

#### Функции кнопки " | ▼ ":

- в режиме индикации измерений кнопка служит для включения/выключения подсветки табло (на индикаторе прибора есть соответствующий ей символ "  ");
- в режимах меню кнопка воспринимается прибором как команда “вниз” для перехода по пунктам меню или по ряду значений.

Только в режиме *индикации измерений* можно соответствующими кнопками:

- включить/выключить звук;
- включить/выключить подсветку табло;
- выключить прибор.

Нажатие любой кнопки сопровождается звуковым сигналом (если включен звук) и индикацией красного цвета на передней панели прибора.

### 1.3.3 Измерение фона (background)

Запуск на измерение фона производится через основное меню при закрытой крышке фильтра:

**MODE→BACKGROUND→MEASURE**

В режиме измерения фона, на табло выводится текущее значение фона (s1) и соответствующее ему значение статистической погрешности (в %). При достижении нужной статистической погрешности значение фона необходимо запомнить, нажав кнопку **ПАМЯТЬ**. При этом на табло появляется индикация "ОК" (запись произошла). Запись можно повторять многократно в процессе измерения. Можно перезапустить измерение фона сначала, нажав кнопку **ПУСК**. Записанное в память значение фона хранится после выключения прибора. Его всегда можно посмотреть через основное меню:

**MODE→BACKGROUND→VIEW.**

Режим измерения фона никак не влияет на измерения *дозы* и *мощности дозы*.

### 1.3.4 Измерение мощности дозы (DOSE RATE)

- Прибор находится в режиме постоянного измерения дозы и мощности дозы. Можно через меню прибора переключать функцию измерения для режима индикации, но это никак не отразится на самих измерениях и их обработке. Режим индикации мощности дозы включается через основное меню прибора: **MODE → DOSE RATE**.
- В режиме индикации *мощности дозы* на табло выводится текущее среднее значение мощности дозы ( $\mu\text{Sv/h}$ ,  $\text{mSv/h}$ ) (**Sv-Зиверт**, h-час) и соответствующее ему значение статистической погрешности (%).
- Параметр статистической погрешности (от 200 до 1 %) определяется временем измерения *мощности дозы*. Чем больше накоплено результатов измерения для расчета мощности дозы, тем лучше статистический показатель.
- С изменением радиационной обстановки прибор автоматически начинает новый цикл измерения мощности дозы (при этом накопленная доза не сбрасывается). Момент начала нового цикла измерения сопровождается короткой звуковой и световой индикацией. Происходит скачкообразное увеличение значения статистической погрешности, а затем, по мере накопления результатов, его постепенное уменьшение.

- Начать новый цикл измерения мощности дозы можно также вручную, нажав кнопку **ПУСК**. Перезапуск для мощности дозы никак не влияет на режим накопления дозы.
- В случае превышения порога по мощности дозы появляется звуковая сигнализация (пять коротких звуков и длинная пауза) и мигающая индикация символа ; Если одновременно превышен порог и по дозе, то обе звуковые сигнализации будут чередоваться.
- Если при измерении мощности дозы появляется индикация "**OL mSv/h**", сопровождаемая непрерывной звуковой и световой сигнализацией, это означает, что превышен диапазон измерения по мощности дозы.

### 1.3.5 Измерение плотности потока (FLUX DENS)

- Измерение *плотности потока* бета-частиц возможно только в приборе МКС-АТ6130, а не на его модификациях МКС-АТ6130А и МКС-АТ6130В. Режим плотности потока включается автоматически, если открыть крышку фильтра, а также через основное меню прибора (при открытой крышке фильтра): **MODE** → **FLUX DENS**.
- В режиме индикации плотности потока на табло выводится текущее значение плотности потока ( $1/(\text{min cm}^2)$ ,  $10/(\text{min cm}^2)$ ) и соответствующее ему значение статической погрешности (в %). Вычисление *плотности потока* выполняется с автоматическим вычитанием фона (см. далее).
- При изменении радиационной обстановки прибор автоматически начинает новый цикл измерения *плотности потока*, сопровождая этот момент короткой звуковой и световой индикацией. Происходит скачкообразное увеличение значения статистической погрешности, а затем, по мере накопления результатов, его постепенное уменьшение.
- Начать новый цикл измерения мощности дозы можно также вручную, нажав кнопку **ПУСК**.
- Перед запуском на измерение плотности потока следует убедиться, что раннее измеренный фон существенно не изменился. Если же условия измерения изменились (другое место, большой промежуток времени после предыдущего измерения), то необходимо провести новое измерения фона при закрытой крышке.

- Чем меньше значение плотности потока нужно измерить, тем точнее необходимо измерить фон.
- После измерения фона открыть крышку фильтра – прибор сразу же перейдет в режим измерения плотности потока бета-частиц с автоматическим вычитанием фона. Установить прибор таким образом, чтобы плоскость прибора находилась на расстоянии  $(15 \pm 3)$  мм от исследуемой поверхности. Результат измерения можно считывать при достижении необходимой статистической погрешности.
- В случае превышения порога по плотности потока бета-частиц появляется звуковая сигнализация (пять коротких звуков и длинная пауза) и мигающая индикация символа .

## 1.4 Дозиметр РКСБ-104 - “Радян”

Дозиметр РКСБ-104- “Радян” -малогабаритный прибор с ручным выбором режимов и пределов измерения, предназначен для контроля радиационной обстановки специалистами и населением.

Устройство предназначено



Внешний вид  
РКСБ-104 “Радян”

- для измерения мощности полевой эквивалентной дозы гамма-излучения
- измерения плотности потока бета-излучения с загрязненных радионуклидами поверхностей одежды, жилых помещений, продуктов питания
- измерение удельной активности радионуклида цезий-137 в веществах.

В дозиметре РКСБ-104 “Радян” имеется звуковая сигнализация о превышении мощности полевой эквивалентной дозы гамма-излучения, установленной потребителем.

**Основные сведения и технические характеристики:**

Диапазоны измерения:

- ◆ Мощности полевой эквивалентной дозы гамма-излучения от 0,1 до 99,99 мкЗВ/ч: 10 - 9999 мкР/ч

- ◆ Плотности потока бета-излучения с поверхности: от 6 до 6000 частиц/(мин × см<sup>2</sup>)
  - ◆ Удельной активности радионуклида цезий-137 от  $2 \times 10^3$  до  $2 \times 10^6$  Бк/кг
- Общие
- ◆ Время измерения, не превышает: 40 сек
  - ◆ Питание от батареи типа “Корунд” напряжением: 9 В
  - ◆ Габариты, не более: 154 × 77 × 39 мм
  - ◆ Масса, не более: 0,35 кг

## 1.5 Радиометр РУБ-01П



*РУБ-01П с блоком детектирования  
БДЖБ-06П1*



*РУБ-01П с блоками детектирования  
БДЖБ-06П1 и БДКГ-03П*

Радиометр предназначен для измерения удельной и объемной активности бета-гамма-излучающих нуклидов в пробах природной среды.

Радиометр применяется для комплексного санитарно-гигиенического контроля объектов природной среды в промышленных, лабораторных и полевых условиях при защите устройства измерительного от прямого воздействия атмосферных осадков.

Радиометр позволяет производить экспрессные измерения объемной активности проб воды, молока, кефира, удельной активности сыпучих сред (почвы, пищевых продуктов), объемной активности радиоактивных благородных газов (РБГ) и активности проб, приготовленных методами радиохимического выделения и концентрирования (таблетированные пробы).

В зависимости от примененного блока детектирования радиометр позволяет измерять удельную или объемную активность проб, активность проб

приготовленных методами радиохимического выделения и концентрирования (таблетированные пробы), а также активность образцовых источников.

Радиометр РУБ-01П, применяемый в лабораторных работах, состоит из блока детектирования БДЖБ-06П1 (может быть дополнен и другими блоками, например БДКГ-03П см. фото справа) и измерительного устройства УИ-38П2. Измерительное устройство УИ-38П2 осуществляет накопление и переработку импульсов, поступающих с блока детектирования, и вывод информации на цифровые индикаторы. Для дополнительной обработки результатов измерения в УИ-38П2 предусмотрен вывод на **ПЭВМ**. Измерительное устройство выполнено в переносном варианте. Информация о результатах измерения выводится на 4-х разрядное **ЖК** табло.

## ЧАСТЬ 2

### Лабораторные работы

В данном разделе представлены лабораторные работы по радиационной безопасности. Ориентиром для экспериментальной части служило то оборудование, которое имеется в лабораториях ядерной физики и радиационной безопасности кафедры теоретической физики УО “ГГУ им.Ф.Скорины”.

Работа № 4 выполняется за 4 академических часа. Такое же время можно рекомендовать и для выполнения лабораторной работы № 6 за счет увеличения времени измерений (с целью повышения точности полученных результатов). Остальные работы могут быть выполнены за два академических часа.

#### 2.1 Требования к выполнению лабораторных работ

Организационно выполнение каждой лабораторной работы состоит из трех этапов:

- а) получение допуска к выполнению работы;
- б) выполнение необходимых измерений и вычислений, оформление отчета;
- в) защита отчета по лабораторной работе.

Получение допуска происходит после самостоятельной подготовки студента к выполнению работы, которая включает:

- изучение методических указаний к выполнению лабораторной работы;
- знакомство с экспериментальной установкой;
- составление плана измерений и подготовки таблиц для записи результатов наблюдений.

В начале занятия весь этот материал предъявляется преподавателю, который путем собеседования выявляет степень подготовленности студента к выполнению работы и решает вопрос о допуске к ней.

Студент, получивший допуск к работе, проводит измерения, выполняет необходимые вычисления, строит графики, анализирует их, делает необходимые выводы и оформляет отчет о выполнении лабораторной работы.

Отчет по выполненной работе должен содержать:

1. Название лабораторной работы
2. Ф.И.О. исполнителя работы
3. Цель работы
4. Приборы и принадлежности.
5. Результаты измерений.
6. Основные формулы для расчетов искомых физических величин и ошибок косвенных измерений.
7. Результаты расчетов, занесенные в таблицы.
8. Выводы, основанные на итогах выполнения работы.

Желательно, чтобы отчет оформлялся с использованием компьютера. Это позволит не только красиво оформить лабораторную работу, но и провести статистические вычисления с помощью специализированных программ (Excel, MathCad, Mathematica и т.д.).

Преподаватель принимает отчет, если в нем выполнены все необходимые измерения и вычисления, а также представлены окончательные результаты и сформулированы выводы.

В случае экспериментальной ошибки работа должна быть переделана, а в случае ошибки в вычислениях студенту предлагается пересчитать результат. Студенту предлагается переделать отчет, если он недостаточно полно отражает работу или если выполнен небрежно.

Лабораторная работа считается выполненной, если студент правильно оформил отчет и ответил на контрольные вопросы к работе.

Студент, не отчитавшийся за две предыдущие работы, к выполнению следующей по плану лабораторной работы не допускается.

***Ниже приводится пример оформления лабораторной работы и некоторые рекомендации, необходимые для обработки данных измерений.***

МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ  
РЕСПУБЛИКИ БЕЛАРУСЬ

Учреждение образования  
“Гомельский государственный университет  
имени Ф. Скорины”

Физический факультет

Кафедра теоретической физики

*Лабораторная работа № 5*

“Измерение загрязнения поверхности  $\beta$ -активными веществами”

Исполнитель

студент группы Ф-46

Сидоров А.Н.

Проверил:

доцент \_\_\_\_\_

Ючко А.А.

Гомель 2011

**Цель работы:** изучение источников и свойств  $\beta$ -излучения, особенностей его взаимодействия с веществом. Измерение загрязненности поверхности  $\beta$ -активными веществами с помощью МКС-01Р.

**Приборы и принадлежности:** Радиометр-дозиметр МКС-01Р, радиоактивный материал, находящийся на поверхности.

### Экспериментальная часть (Результаты измерений)

Экспериментально измеренные данные заносим в таблицы.

**1. Находим средние значения** для фонового гамма-излучения  $\bar{\Phi}_\gamma$  и суммарного бета и гамма-излучений  $\bar{\Phi}_{\gamma+\beta}$  для контрольных точек.

**2. Находим абсолютные погрешности** для фонового гамма-излучения  $\Delta\Phi_\gamma$  и суммарного бета- и гамма-излучений  $\Delta\Phi_{\gamma+\beta}$  для контрольных точек как для непосредственно измеряемых величин.

Абсолютная погрешность  $\Delta\Phi$  непосредственно измеряемой физической величины  $\Phi$ , как случайной величины определяется

$$\Delta\Phi = \sqrt{\frac{1}{k-1} \sum_{i=1}^k (\Phi_i - \bar{\Phi})^2}, \quad (2.1)$$

где  $k$ -число измерений,  $\bar{\Phi}$ -среднее значение величины  $\Phi$ .

**3. Рассчитаем среднее значение** загрязненности поверхности  $\beta$ -активными веществами  $\Phi_\beta$  по формуле

$$\Phi_\beta = \bar{\Phi}_{\beta+\gamma} - \bar{\Phi}_\gamma.$$

**4. Рассчитаем абсолютную погрешность** загрязненности поверхности  $\beta$ -активными веществами  $\Delta\Phi_\beta$ , как ошибку косвенного измерения.

Ошибка косвенно измеряемой случайной величины  $A$ , которая является функцией, зависящей от нескольких непосредственно измеряемых статистически независимых величин  $X_N$  т.е.  $A = A(X_1, X_2, \dots, X_N)$ , определяется по формуле

$$\Delta A = \sqrt{\sum_{i=1}^N \left( \frac{\partial A}{\partial X_i} \right)^2 \Delta X_i^2}, \quad (2.2)$$

где  $\Delta X_i$  – абсолютная погрешность непосредственно измеряемой величины  $X_i$ , которая рассчитывается с помощью формулы (2.1).

В рассматриваемом примере имеем, что  $\Phi_\beta = F(\Phi_{\beta+\gamma}, \Phi_\gamma) = \Phi_{\beta+\gamma} - \Phi_\beta$  и соответственно

$$\Delta\Phi_\beta = \sqrt{\left( \frac{\partial\Phi_\beta}{\partial\Phi_{\beta+\gamma}} \right)^2 \Delta\Phi_{\beta+\gamma}^2 + \left( \frac{\partial\Phi_\beta}{\partial\Phi_\gamma} \right)^2 \Delta\Phi_\gamma^2} = \sqrt{\Delta\Phi_{\beta+\gamma}^2 + \Delta\Phi_\gamma^2}. \quad (2.3)$$

## 5. Результаты расчетов заносим в таблицы

По данным таблиц рисуем карту загрязненности исследуемой поверхности

№	$\bar{\Phi}_{\gamma}$ , част./ (см <sup>2</sup> *сек)	$\bar{\Phi}_{\beta+\gamma}$ , част./ (см <sup>2</sup> *сек)	$\bar{\Phi}_{\beta}$ , част./ (см <sup>2</sup> *сек)
1	3,93	4,55	0,62
2	4,20	4,58	0,38
3	4,34	4,44	0,10
4	4,33	4,56	0,23
5	4,11	4,65	0,54

№	$\Delta\Phi_{\gamma}$ , част./ (см <sup>2</sup> *сек)	$\Delta\Phi_{\gamma+\beta}$ , част./ (см <sup>2</sup> *сек)	$\Delta\Phi_{\beta}$ , част./ (см <sup>2</sup> *сек)
1	0,30	0,43	0,52
2	0,60	0,38	0,71
3	0,37	0,28	0,46
4	0,39	0,40	0,56
5	0,36	0,50	0,62

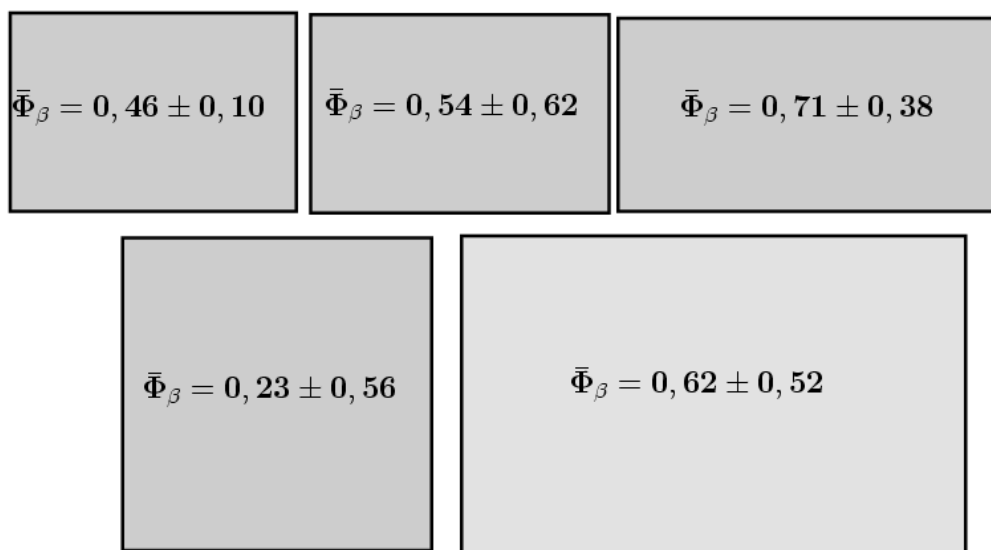


Рисунок 2.1 – Карта Загрязненности поверхности  $\beta$ -активными веществами.  
Все числа даны в част./ (см<sup>2</sup>×сек.)

**Вывод:** Изучили свойства  $\beta$ -излучения. Измерили загрязненность поверхности  $\beta$ -активными веществами с помощью МКС-01Р. Данные показывают, что уровни загрязненности  $\beta$ -активными веществами меньше нормативно требуемых для помещений (смотри таблицу Б3 приложения Б).

# Лабораторная работа № 1

## Измерение мощности полевой эквивалентной дозы гамма-излучения

**Цель работы:** Провести измерения радиационного фона помещения с помощью прибора РКСБ-104 “Радан”.

**Приборы и принадлежности:** Прибор РКСБ-104 “Радан”.

### Краткие теоретические сведения

При взаимодействии электронов, протонов, нейтронов с веществом образуются ионы и заряженные частицы. Так, например, при взаимодействии гамма-излучения с веществом в результате фотоэффекта, комптон-эффекта атом ионизируется, а в результате рождения электронно-позитронной пары в поле ядра образуются две заряженные частицы. Нейтрон, взаимодействуя с ядром, часто вызывает появление гамма-квантов, которые, в свою очередь, приводят к образованию электронов, позитронов и ионов.

Таким образом, количественная оценка взаимодействия излучения с веществом может быть основана на **измерении заряда**, создаваемого продуктами ионизации.

Второй способ оценки воздействия излучения на вещество состоит в том, чтобы определить количество энергии, выделяемой в среде частицами, возникающими в результате ионизации, столкновений и рассеяния. Эти способы и лежат в основе единиц измерения влияния излучения на среды.

**Дозовые характеристики.**

#### Экспозиционная доза

**Экспозиционная доза  $X$**  - это характеристика фотонного излучения, которая основана на его ионизирующем действии в газах. Определяется она как отношение суммарного заряда  $dQ$  всех ионов одного знака, созданных в воздухе, когда все электроны и позитроны, освобожденные фотонами в элементарном объеме воздуха с массой  $dm$ , полностью остановились в воздухе, к массе воздуха в указанном объеме  $dm$ .

$$X = \frac{dQ}{dm}$$

**Единица измерения экспозиционной дозы в международной систе-**

ме единиц (СИ)<sup>1</sup> - 1 Кулон на килограмм (Кл/кг). Очень часто пользуются внесистемной единицей измерения - Рентген .

Соотношение между единицами следующее:

$$1 \text{ Р} = 2,58 \times 10^{-4} \text{ Кл/кг} .$$

### Мощность экспозиционной дозы

При вычислении действия радиации на какую-нибудь среду (особенно при облучении живого организма) необходимо учитывать не только общую дозу, но и время, за которое она была получена. Поэтому вводят понятие мощности экспозиционной дозы  $\dot{X}$ .

**Мощность экспозиционной дозы** – это отношение изменения экспозиционной дозы  $dX$  к промежутку времени  $dt$  в течении которого это изменение произошло:

$$\dot{X} = \frac{dX}{dt} .$$

**Единицами измерения  $\dot{X}$  являются:**

- В СИ –  $1 \frac{\text{Кл}}{\text{кг} \cdot \text{сек}} = 1 \frac{\text{А}}{\text{кг}}$ ,
- в внесистемных единицах – Рентген в час (Р/ч), Рентген в минуту (Р/мин), Рентген в секунду (Р/сек) и т д.

Мощность экспозиционной дозы характеризует радиационную обстановку независимо от свойств облучаемых объектов.

### Поглощенная доза

Более точными характеристиками влияния излучения на среды принято считать величины, связанные с измерениями энергии, которая выделяется ионизирующими частицами в веществе.

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

**Поглощенная доза ионизирующего излучения  $D$**  - это отношение средней энергии  $d\bar{E}$ , переданной ионизирующим излучением веществу в элементарном объеме массы  $dm$ , к массе  $dm$  вещества этого объема:

$$D = \frac{d\bar{E}}{dm} .$$

---

<sup>1</sup>СИ – (SI, фр. Le Systeme International d'Unite's) (Система Интернациональная)

**Единица измерения поглощенной дозы в СИ -Грей (Гр) .**

Один Грей равен поглощенной дозе, при которой веществу массой 1 кг передается энергия 1 Дж, т.е.

$$1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж}/1 \text{ кг} .$$

**Внесистемной единицей поглощенной дозы является рад**, которая связана с системной единицей соотношением:

$$1 \text{ рад} = 0,01 \text{ Гр} .$$

Аналогично мощности экспозиционной дозы можно ввести мощность поглощенной дозы:

$$\dot{D} = \frac{dD}{dt} .$$

**Единицей измерения мощности поглощенной дозы в СИ являются**

$$1 \frac{\text{Гр}}{\text{сек}} \text{ или } 1 \frac{\text{Вт}}{\text{кг}} .$$

Для оценки биологического эффекта воздействия излучения произвольного состава потребовалось введение дополнительной характеристики – *эквивалентной дозы ионизирующего излучения H*. Это связано с тем, что при одинаковой поглощенной дозе для разных видов излучения биологический эффект оказывается различным (например,  $\alpha$ -излучение может нанести бóльший вред, чем  $\gamma$ -излучение или  $\beta$ -излучение).

### Эквивалентная доза

**Эквивалентная доза ионизирующего излучения H** - это произведение поглощенной дозы  $D$  на взвешивающий коэффициент  $W_R$  для вида излучения и заданной энергии в данном объеме биологической ткани:

$$H = W_R D .$$

Здесь для сравнения биологических эффектов, производимых одинаковой поглощенной дозой, но различными видами излучений, введен взвешивающий коэффициент  $W_R$ . Этот коэффициент  $W_R$  количественно определяет относительную биологическую эффективность (ОБЭ).

Под ОБЭ понимают отношение поглощенной дозы рентгеновского излучения, которая принята за эталон и которая вызывает определенный биологический эффект, к поглощенной дозе данного рассматриваемого нами вида излучения, вызывающего тот же биологический эффект.

Таблица 2.1 – Взвешивающий коэффициент для разных сортов и энергий ядерных излучений

Вид излучения	$W_R$
$\gamma$ -излучение	1
$\beta$ - излучение	1
$\alpha$ - излучение	20
Тяжелые ядра отдачи, осколки деления	20
Нейтроны с энергией < 10 КэВ	5
Нейтроны с энергией 10 КэВ ÷ 100 КэВ	10
Нейтроны с энергией 100 КэВ ÷ 2 МэВ	20
Нейтроны с энергией 2 МэВ ÷ 20 МэВ	10
Нейтроны с энергией > 20 МэВ	5
Протоны (кроме протонов отдачи) с энергией > 2 МэВ	5

Взвешивающий коэффициент  $W_R$  это некоторое заданное для каждого сорта излучения значение ОБЭ. Некоторые значения этого коэффициента приведены в таблице 2.1.

*Единицей измерения эквивалентной дозы в СИ является Зиверт (Зв).* 1 Зиверт численно равен произведению среднего взвешивающего коэффициента  $W_R = 1$  на поглощенную дозу  $D = 1$  Гр.

*Внесистемной единицей эквивалентной дозы является бэр (биологический эквивалент рада),* который связан с единицей Зиверт соотношением:

$$1 \text{ бэр} = 0,01 \text{ Зв} .$$

Приборы, предназначенные для измерения дозовых величин - экспозиционной, поглощенной или эквивалентной дозы или их мощности, называют *дозиметрами*.

## Порядок выполнения работы

Назначение прибора РКСБ-104 “Радан” и основные характеристики приведены в секции 1.4.

*Подготовка прибора РКСБ-104 “Радан” к измерению мощности эквивалентной дозы гамма-излучения*

1. Снимите заднюю крышку-фильтр. Переведите движки, показанные на



Рисунок 2.2 – Внешний вид РКСБ-104 “Радиан”

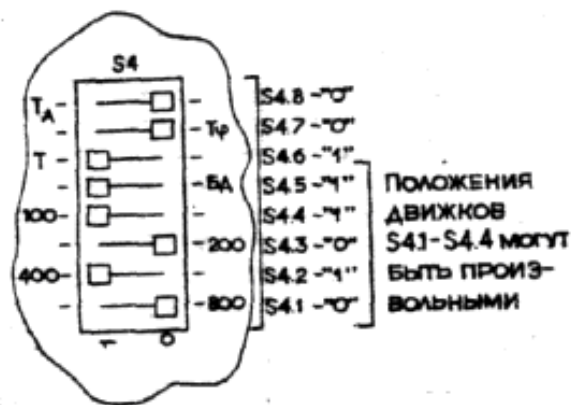


Рисунок 2.3 – Положение кодовых переключателей

рисунке 2.3, кодового переключателя в крайнее положение до упора. Установите крышку-фильтр на прежнее место.

2. Переведите тумблеры **S2** и **S3** в верхние положения (РАБ. и  $10^{-2}$  соответственно).
3. Включите прибор тумблером **S1**, переведя его в положение “ВКЛ”. Через 27–28 сек. прибор выдаст прерывистый звуковой сигнал, а на табло жидкокристаллического индикатора появится символ “F” и отобразится 4-х-разрядное число. Для определения мощности полевой эквивалентной дозы гамма-излучения умножьте значащую часть этого числа на пересчетный коэффициент, равный 0,01 (см. таблицу 2.2) - и вы получите результат в микрозивертах в час (мкЗв/ч).

**Примечание.** Значащая часть 4-х-разрядного числа соответствует измеренной величине мощности экспозиционной дозы гамма-излучения в микрорентгенах в час (мкР/ч).

Пример измерения величины мощности полевой эквивалентной дозы гамма-излучения: индицируется число 0018; его значащая часть – 18; пересчетный коэффициент – 0,01; полученный результат – 0,18 мкЗв/ч (что соответствует мощности экспозиционной дозы в 18 мкР/ч).

4. Для получения более точного результата измерения (в пределах допустимых значений основной погрешности измерений) при величинах мощности полевой эквивалентной дозы гамма-излучения менее 10 мкЗв/ч повторите измерения при нижнем положении тумблера **S3** (положение осталь-

Таблица 2.2 – Значение пересчетных коэффициентов для прибора РКСБ-104 “Радиян”.

Измеряемая величина	Обозначение	Единица измерения	Значение пересчетных коэффициентов	
			Верхнее положение тумблера <b>S3</b>	Нижнее положение тумблера <b>S3</b>
Мощность полевой эквивалентной дозы гамма-излучения.	$\dot{H}$	мкЗв/час	0,01	0,001
Плотность потока бета-излучения с поверхности	$\varphi$	$\frac{\text{частиц}}{\times \text{сексм}^2}$	0,01	0,001
Удельная активность радионуклида цезий-137 в веществах	$A_m$	Бк/кг	200	20

ных органов управления не изменяется). Время измерения при этом увеличится до (270 – 280) сек.

Показание прибора умножьте на пересчетный коэффициент, равный 0,001 (табл. 2.2) – и вы получите результат измерения в мкЗв/ч. Пример измерения: на табло индицируется число 0182; показание прибора – 182; пересчетный коэффициент – 0,001; полученный результат – 0,182 мкЗв/ч (что соответствует величине мощности экспозиционной дозы гамма-излучения 18,2 мкР/ч).

В нижнем положении тумблера **S3** значащая часть 4-разрядного числа, индицируемого на табло в момент окончания цикла измерения, соответствует умноженной на 10 величине мощности экспозиционной дозы гамма-излучения в микрорентгенах в час.

Для исследования радиационного фона помещения радионуклидами необходимо:

1. Настроить прибор РКСБ-104 “Радиян” к измерению мощности полевой эквивалентной дозы гамма-излучения согласно инструкции.
2. Выбрать в помещении 5 – 7 контрольных точек для измерений.

3. В каждой точке провести по 5 – 7 измерений потока фонового  $\gamma$ -излучения  $\Phi_\gamma$  в нижнем положении тумблера **S3**.

## Обработка результатов измерения

1. Для каждой контрольной точки рассчитать среднее значение  $\bar{\Phi}_\gamma$  и абсолютную погрешность величины фонового гамма-излучения  $\Delta\Phi_\gamma$ .
2. Нарисовать карту помещения с указанием средних значений и абсолютных погрешностей радиационного фона.
3. С помощью средних значений радиационного фона в контрольных точках рассчитать среднее значение мощности дозы гамма-излучения для помещения.
4. Определить какую максимальную дозу по  $\gamma$ -излучению может получить человек за год, находясь в данных радиационных условиях. Сравнить ее с максимально допустимой за год.
5. Сделать выводы, используя результаты измерений и расчетов.

## Вопросы для контроля

1. Состав ядерных излучений
2. Относительная биологическая эффективность.
3. Взвешивающий коэффициент для разных сортов и энергий радиоактивных излучений
4. Экспозиционная доза.
5. Поглощенная доза.
6. Эквивалентная доза.
7. Соотношение между дозиметрическими единицами.

## Примечание!!!

Для подготовки ответов необходимо использовать рекомендуемую литературу, а не только данную методическую разработку. Полный список рекомендуемой литературы приводится в конце пособия.

## Рекомендуемая литература.

1. Капитонов, И. М. Введение в физику ядра и частиц / И. М. Капитонов под ред. УРСС. — Москва: Едиториал, 2002. — 728 с.
2. Ракобольская, И. В. Ядерная физика / И. В. Ракобольская. — Москва: Изд-во МГУ, 1971. — 296 с.
3. Нормы радиационной безопасности (НРБ–2000). 2.6.1. Радиационная гигиена, радиационная безопасность. ГН 2.6.1.8–127–2000. — Минск: Министерство здравоохранения РБ, 2000. — 115 с.
4. Гергалов, В. И. Радиация, жизнь и окружающая среда / В. И. Гергалов, Е. П. Петряев. — Минск: Народная асвета, 1994. — 159 с.
5. Булдаков, Л. А. Радиоактивное излучение и здоровье / Л. А. Булдаков, В. С. Калистратова. — Москва: Информ-Атом, 2003. — 165 с.
6. Иванов, В. И. Курс дозиметрии: Учеб. для вузов / В. И. Иванов. — 4.изд., перераб. и доп. — Москва: Энергоатомиздат, 1988. — 400 с.
7. Козлов, В. Ф. Справочник по радиационной безопасности / В. Ф. Козлов. — 4-е изд., перераб. и доп. — Москва: Энергоатомиздат, 1991. — 352 с.
8. Кужир, П. Г. Радиационная безопасность / П. Г. Кужир, И. Сатиков, Е. Е. Трофименко. — Минск: НПООО “Пион”, 1999. — 280 с.
9. Маргулис, У. Атомная энергия и радиационная безопасность / У. Маргулис. — Москва: Энергоатомиздат, 1988. — 224 с.
10. Машкович, В. П. Основы радиационной безопасности. Учебное пособие для вузов / В. П. Машкович, А. М. Панченко. — Москва: Энергоатомиздат, 1990. — 176 с.

## Лабораторная работа № 2

### Измерение мощности дозы гамма-излучения при помощи дозиметра–радиометра МКС–АТ6130

**Цель работы:** Провести оценку мощности дозы гамма-излучения радиоактивных образцов с помощью дозиметра–радиометра МКС–АТ6130.

**Приборы и принадлежности:** дозиметр–радиометр МКС–АТ6130, набор радиоактивных образцов.

### Краткие теоретические сведения

#### Состав ионизирующих излучений

Явление радиоактивности состоит в самопроизвольном (спонтанном) распаде, при котором испускается одна или несколько частиц. Частицы, которые возникают в результате распада и называют радиоактивным излучением или просто радиацией. Ядра, которые подвергаются распаду, называются *радиоактивными*. Ядра, не испытывающие радиоактивный распад, называются *стабильными*.

Как установил Э.Резерфорд, радиоактивное излучение не является однородным по своему составу. В нем можно выделить четыре основных компонента, которые возникают в результате радиоактивных распадов ядер и две дополнительные, которые возникают в основном искусственным образом, с помощью специальных систем:

1.  $\alpha$  - излучение – ядра  ${}^4\text{He}_2$ ;
2.  $\beta$  - излучение – электроны ( $e^-$ ) и позитроны ( $e^+$ );
3.  $\gamma$  - излучение – гамма-кванты;
4. ядра отдачи (дочерние ядра) и ядра-осколки, которые возникают в результате деления тяжелых ядер;
5. протонное излучение ( $p$ );
6. нейтронное излучение ( $n$ ).

Как правило, протонное и нейтронное излучение создается с помощью специальных систем (например, ускорители). Но и остальные виды радиоактивных излучений также могут быть получены путем ядерных реакций на ускорителях и атомных реакторах.

При прохождении через вещество, все виды ядерного излучения, так или иначе, взаимодействуют с ним. Характер этих взаимодействий зависит от типа излучения, его энергии и параметров самой среды.

Гамма-кванты и электроны взаимодействуют за счет дальнедействующих электромагнитных взаимодействий, в то время как нейтроны и очень тяжелые частицы взаимодействуют за счет ядерных сил.

Общим для всех взаимодействий ядерного излучения является то, что энергия падающих частиц передается атомам (электронам или ядрам) вещества. При взаимодействии заряженных частиц с атомами главным образом за счет действия кулоновских сил, происходит либо ионизация атома или возбуждение атома. При ионизации происходит образование положительного иона атома и электрон. Через некоторое время после столкновения происходит обратный процесс рекомбинации. Некоторые вопросы защиты от излучений. Наиболее проста защита от альфа-излучения, так как  $\alpha$ -частицы имеют малые пробеги и для защиты достаточно листа бумаги.

Бета-излучение обладает большей проникающей способностью по сравнению с  $\alpha$ -излучением и поэтому для защиты от этого вида излучения необходим слой пластмассы в несколько миллиметров. Гамма-излучение является наиболее проникающим из излучений, испускаемых радиоактивными ядрами. Толщина защиты от него зависит от величины энергии и от его интенсивности.

Действие ионизирующих излучений представляет собой сложный процесс. Эффект облучения зависит от величины поглощенной дозы, ее мощности, вида излучения, объема облучения тканей и органов. Для его количественной оценки введены специальные единицы, которые делятся на внесистемные и единицы в международной системе единиц (**СИ**). Сейчас используются преимущественно единицы **СИ**. Ниже в таблице 2.3 дан перечень единиц измерения радиологических величин и проведено сравнение единиц **СИ** и внесистемных единиц.

Для описания влияния ионизирующих излучений на вещество используются следующие понятия и единицы измерения:

**Экспозиционная доза (X)**. В качестве количественной меры рентгеновского и  $\gamma$ -излучения принято использовать **ЭКСПОЗИЦИОННУЮ** дозу, *определяемую зарядом вторичных частиц ( $dQ$ ), образующихся в массе вещества ( $dm$ ) при полном торможении всех заряженных частиц:*

$$X = dQ/dm .$$

Единица активности в системе **СИ** — Кл/кг. Внесистемная единица экс-

Таблица 2.3 – Основные радиологические величины и единицы

Величина	Наименование и обозначение единицы измерения		Соотношения между единицами
	Внесистемные	СИ	
Экспозиционная доза, X	Рентген (Р, R)	Кулон/кг (Кл/кг, C/kg)	1 Р = $2,58 \times 10^{-4}$ Кл/кг 1 Кл/кг $\approx 3,88 \times 10^3$ Р
Поглощенная доза, D	Рад (рад, rad)	Грей (Гр, Gy)	1 рад = $10^{-2}$ Гр 1 Гр = 1 Дж/кг
Эквивалентная доза, H	бэр (бэр, rem)	Зиверт (Зв, Sv)	1 бэр = $10^{-2}$ Зв 1 Зв = 100 бэр

позиционной дозы — Рентген (Р).

Поглощение энергии ядерного излучения дает начало физико-химических реакций в облученной ткани, приводящее к наблюдаемому радиационному эффекту. Поэтому естественно сопоставить наблюдаемый эффект с количеством поглощенной энергии или поглощенной дозы.

**Поглощенная доза ( $D$ )** — основная дозиметрическая величина. Она равна отношению средней энергии  $d\bar{E}$ , переданной ионизирующим излучением веществу в элементарном объеме, к массе  $dm$  вещества в этом объеме:

$$D = d\bar{E}/dm .$$



Льюис Харольд Грэй  
(Louis Harold Gray)

**Системная единица поглощенной дозы** — Грей (Гр). Названа в честь Льюиса Харольда Грэя (англ. Louis Harold Gray; 10 ноября 1905 — 9 июля 1965) — английского физика, работавшего в области воздействия радиации на биологические организмы, и являющегося одним из родоначальников радиобиологии.

Внесистемная единица Рад определялась как поглощенная доза любого ионизирующего излучения, равная 100 эрг на 1 грамм облученного вещества.

**Эквивалентная доза ( $H$ )**. Для оценки возможного ущерба здоровью человека в условиях хронического облучения в области радиационной безопасности введено понятие эквивалентной дозы  $H$ , равной произведению поглощенной дозы  $D$ , созданной облучением заданного сорта и усредненной по анализируемому органу или по всему организму, на весовой множитель  $W_R$

(см. таблицу 2.4):

$$H = W_R D$$

Таблица 2.4 – Взвешивающий коэффициент для разных сортов и энергий ядерных излучений

Вид излучения	$W_R$
$\gamma$ -излучение	1
$\beta$ - излучение	1
$\alpha$ - излучение	20
Тяжелые ядра отдачи, осколки деления	20
Нейтроны с энергией $< 10$ КэВ	5
Нейтроны с энергией $10$ КэВ $\div$ $100$ КэВ	10
Нейтроны с энергией $100$ КэВ $\div$ $2$ МэВ	20
Нейтроны с энергией $2$ МэВ $\div$ $20$ МэВ	10
Нейтроны с энергией $> 20$ МэВ	5
Протоны (кроме протонов отдачи) с энергией $> 2$ МэВ	5

**Единицей измерения эквивалентной дозы является Зиверт.** Зиверт – единица эквивалентной дозы любого вида излучения в биологической ткани. 1 Зиверт – такое значение эквивалентной дозы в биологической ткани, при котором создается такой же биологический эффект, как и при поглощенной дозе в 1 Гр (1 Дж/кг) образцового рентгеновского излучения (излучения с граничной энергией квантов 200 Кэв).

Единица измерения эффективной и эквивалентной доз ионизирующего излучения названа Зивертом (Зв, Sv) в 1979 году в честь Рольфа Максимилиана Зиверта (Rolf Maximilian Sievert; 6 мая 1896 — 3 октября 1966) — шведского радиophysика, изучавшего воздействие радиации на биологические организмы и являющегося одним из родоначальников науки – радиобиологии.



*Рольф Максимилиан Зиверт  
(Rolf Maximilian Sievert)*

### Эффективная эквивалентная доза ( $H_{эф}$ ).

Влияние облучения носит неравномерный характер. Для оценки ущерба здоровью человека за счет различного характера влияния облучения на разные органы (в условиях равномерного облучения всего тела) введено понятие **эффективной эквивалентной дозы**  $H_{эф}$ , применяемое при оценке возможных стохастических эффектов — злокачественных новообразований.

Эффективная доза равна сумме взвешенных эквивалентных доз во всех органах и тканях:

$$H_{эф} = \sum_i W_{т,i} H_i , \quad (2.4)$$

где  $W_{т}$ – взвешивающий коэффициент (весовой множитель; см. таблицу 2.5)  $i$ -того органа получившего эквивалентную дозу  $H_i$ . Суммирование в (2.4) ведется по всем органам получивших облучение. Единица эффективной эквивалентной дозы– Зиверт.

Таблица 2.5 – Значения взвешивающих коэффициентов  $W_{т}$  для различных органов и тканей

Ткань или орган	$W_{т}$	Ткань или орган	$W_{т}$
Половые железы	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	Поверхность костей	0,01
Мочевой пузырь	0,05	Остальные органы	0,05
Молочные железы	0,05		$\sum = 1$

**Коллективная эффективная эквивалентная доза.** Для оценки ущерба здоровью персонала и населения от стохастических эффектов, вызванных действием ионизирующих излучений, используют коллективную эффективную эквивалентную дозу. Эта величина получается путем умножения, числа лиц, подвергшихся облучению от данного источника излучения, на величину средней эффективной эквивалентной дозы, или путем суммирования произведений индивидуальных эквивалентных доз, приходящихся на одного человека, и числа лиц в каждой подвергшейся облучению группе данного контингента людей. Выражается в **человеко-Зивертах**, условное обозначение - **чел. -Зв**.

## Порядок выполнения работы

1. Подготовьте дозиметр-радиометр МКС-АТ6130 к измерению мощности полевой дозы гамма-излучения согласно инструкции (см. раздел 1.3: секция “Измерение мощности дозы (**DOSE RATE**)” данного пособия).
2. Проведите измерения мощности дозы на лабораторном столе. (Примечание. Значение мощности дозы берется при достижении 15-20% статистической погрешности).
3. Возьмите выданный образец и расположите его на столе.
4. Проведите 3-4 измерения мощности дозы образца.
5. Уберите образец в свинцовый контейнер.
6. Проведите аналогичные измерения для второго образца.

## Обработка результатов измерения

1. Для каждого образца рассчитать среднее значение  $\bar{\Phi}_\gamma$  и абсолютную погрешность величины фонового гамма-излучения  $\Delta\Phi_\gamma$ .
2. Провести сравнительный анализ мощностей доз образцов и радиационного фона стола.
3. Определить какую максимальную дозу по  $\gamma$ -излучению может получить человек за год от образцов, находясь в данных радиационных условиях. Сравнить ее с максимально допустимой за год.
4. Сделать выводы, используя результаты измерений и расчетов.

## Вопросы для контроля

1. Экспозиционная доза.
2. Поглощенная доза.
3. Эквивалентная доза.
4. Эффективная эквивалентная доза.
5. Коллективная эффективная эквивалентная доза.
6. Нормативы НРБ-2000 для пределов доз облучения населения и персонала.

## Рекомендуемая литература.

1. Капитонов, И. М. Введение в физику ядра и частиц / И. М. Капитонов под ред. УРСС. — Москва: Едиториал, 2002. — 728 с.
2. Ракобольская, И. В. Ядерная физика / И. В. Ракобольская. — Москва: Изд-во МГУ, 1971. — 296 с.
3. Гергалов, В. И. Радиация, жизнь и окружающая среда / В. И. Гергалов, Е. П. Петряев. — Минск: Народная асвета, 1994. — 159 с.
4. Иванов, В. И. Курс дозиметрии: Учеб. для вузов / В. И. Иванов. — 4.изд., перераб. и доп. — Москва: Энергоатомиздат, 1988. — 400 с.
5. Козлов, В. Ф. Справочник по радиационной безопасности / В. Ф. Козлов. — 4-е изд., перераб. и доп. — Москва: Энергоатомиздат, 1991. — 352 с.
6. Кужир, П. Г. Радиационная безопасность / П. Г. Кужир, И. Сатиков, Е. Е. Трофименко. — Минск: НПООО “Пион”, 1999. — 280 с.
7. Маргулис, У. Атомная энергия и радиационная безопасность / У. Маргулис. — Москва: Энергоатомиздат, 1988. — 224 с.
8. Машкович, В. П. Основы радиационной безопасности. Учебное пособие для вузов / В. П. Машкович, А. М. Панченко. — Москва: Энергоатомиздат, 1990. — 176 с.
9. Нормы радиационной безопасности (НРБ–2000). 2.6.1. Радиационная гигиена, радиационная безопасность. ГН 2.6.1.8–127–2000. — Минск: Министерство здравоохранения РБ, 2000. — 115 с.
10. Моисеев, А. А. Справочник по дозиметрии и радиационной гигиене / А. А. Моисеев, В. И. Иванов. — 3.изд., перераб. и доп. — Москва: Энергоатомиздат, 1984. — 160 с.
11. Кужир, П. Г. Радиационная безопасность / П. Г. Кужир, И. Сатиков, Е. Е. Трофименко. — Минск: НПООО “Пион”, 1999. — 280 с.
12. Машкович, В. П. Основы радиационной безопасности. Учебное пособие для вузов / В. П. Машкович, А. М. Панченко. — Москва: Энергоатомиздат, 1990. — 176 с.
13. Саечников, В. А. Основы радиационной безопасности: Учеб. пособие / В. А. Саечников, В. М. Зеленкевич. — Минск: БГУ, 2002. — 183 с.
14. Жуковский, В. М. Радиоактивность и радиационная безопасность / В. М. Жуковский. — Екатеринбург: Изд-во Уральского университета, 2004. — 294 с.

## Лабораторная работа № 3

### Измерение плотности потока бета-частиц при помощи дозиметра-радиометра МКС-АТ6130

**Цель работы:** Провести измерения загрязненности поверхностей помещения бета-излучающими радионуклидами с помощью прибора МКС-АТ6130.

**Приборы и принадлежности:** дозиметр-радиометр МКС-АТ6130.

### Краткие теоретические сведения

Радиационный контроль различных поверхностей осуществляется при загрязнении их радиоактивной пылью или радиоактивными растворами в результате аварийных ситуаций, а также при нормальной эксплуатации технологического оборудования в газообразных или жидких средах (специальное оборудование АЭС, радиохимических заводов, военных объектов и т. д.). Подобный контроль необходим для оценки эффективности дезактивации загрязненных радионуклидами территорий, строений, машин, технологического оборудования, одежды, поверхности тела человека и животных, других объектов.

Степень загрязненности различных поверхностей радионуклидами оценивают обычно по плотности потока ионизирующих частиц, испускаемых исследуемой поверхностью.

Для количественной оценки степени вводят понятие **флюенса**:

**Флюенсом частиц** в случае пучка частиц называют отношение числа частиц  $dN$ , пересёкших перпендикулярную пучку поверхность площадью  $dS$  за данный промежуток времени, к площади этой поверхности:

$$\Phi_N = \frac{dN}{dS}. \quad (2.5)$$

**Плотность потока ионизирующих частиц** (мощность флюенса частиц) определяется как производная по времени от флюенса):

$$\dot{\Phi}_N = \frac{d\Phi_N}{dt} = \frac{dN}{dt dS}, \quad (2.6)$$

Приборы, предназначенные для измерения потока или плотности потока ионизирующих частиц, называют *радиометрами*.

Радиометры состоят из трех функциональных блоков: блока детектирования, измерительного блока и блока питания. В этих приборах используются ионизационные, сцинтилляционные, полупроводниковые и другие детекторы ионизирующего излучения. В зависимости от типа детектора и его чувствительности радиометры регистрируют определенные виды излучения в ограниченном диапазоне значений энергии.

Радиометры, предназначенные для измерения поверхностной загрязненности, градуируют в  $\text{част}/(\text{ед. времени} \times \text{ед. площади})$ .

## Порядок выполнения работы

Для измерения плотности потока бета-частиц при наличии фонового гамма-излучения необходимо:

1. Выбрать в исследуемом помещении 3 – 5 контрольных точек для измерений.
2. Проведите измерение потока фонового  $\gamma$ -излучения (см. раздел 1.3: секция “Измерение фона (**background**)” данного пособия) в помещении (в точке равноудаленной от выбранных вами точек). Время измерения 10 минут.
3. В каждой точке провести по 2 – 3 измерения потока фонового  $\beta$ -излучения  $\Phi_\beta$  с открытой крышкой фильтра (см. раздел 1.3: секция “Измерение плотности потока (**FLUX DENS**)” данного пособия) . Время каждого измерения 5 – 7 минут.

**Внимание!** При работе прибора МКС-АТ6130 с открытой крышкой фильтра необходимо оберегать окно детектора от повреждения защитной металлизированной пленки.

## Обработка результатов измерения

1. Для каждой контрольной точки рассчитать абсолютную погрешность  $\Delta\Phi_\beta$  по полученным в результате измерений погрешностям с открытым и закрытым окном детектора.
2. Нарисовать карту “загрязнения” помещения с указанием средних значений  $\bar{\Phi}_\beta$  и абсолютных погрешностей величины  $\Delta\Phi_\beta$ .
3. Сделать выводы, используя результаты измерений и расчетов.

## Вопросы для контроля

1.  $\beta$ -распад ядер.
2. Взаимодействие  $\beta$ -излучения с веществом. Защита от  $\beta$ -излучения.
3. Биологическое действие ионизирующих излучений.
4. Почему для получения значений фонового  $\beta$ -излучения необходимо предварительно проводить измерения фонового  $\gamma$ -излучения ?

## Рекомендуемая литература.

1. Капитонов, И. М. Введение в физику ядра и частиц / И. М. Капитонов под ред. УРСС. — Москва: Едиториал, 2002. — 728 с.
2. Нормы радиационной безопасности (НРБ–2000). 2.6.1. Радиационная гигиена, радиационная безопасность. ГН 2.6.1.8–127–2000. — Минск: Министерство здравоохранения РБ, 2000. — 115 с.
3. Иванов, В. И. Курс дозиметрии: Учеб. для вузов / В. И. Иванов. — 4.изд., перераб. и доп. — Москва: Энергоатомиздат, 1988. — 400 с.
4. Козлов, В. Ф. Справочник по радиационной безопасности / В. Ф. Козлов. — 4-е изд., перераб. и доп. — Москва: Энергоатомиздат, 1991. — 352 с.
5. Булдаков, Л. А. Радиоактивное излучение и здоровье / Л. А. Булдаков, В. С. Калистратова. — Москва: Информ-Атом, 2003. — 165 с.
6. Гергалов, В. И. Радиация, жизнь и окружающая среда / В. И. Гергалов, Е. П. Петряев. — Минск: Народная асвета, 1994. — 159 с.
7. Кудряшов, Ю. Б. Радиационная биофизика (ионизирующие излучения) / Ю. Б. Кудряшов. — Москва: ФИЗМАТЛИТ, 2004. — 448 с.
8. Кужир, П. Г. Радиационная безопасность / П. Г. Кужир, И. Сатиков, Е. Е. Трофименко. — Минск: НПООО “Пион”, 1999. — 280 с.
9. Машкович, В. П. Основы радиационной безопасности. Учебное пособие для вузов / В. П. Машкович, А. М. Панченко. — Москва: Энергоатомиздат, 1990. — 176 с.
10. Жуковский, В. М. Радиоактивность и радиационная безопасность / В. М. Жуковский. — Екатеринбург: Изд-во Уральского университета, 2004. — 294 с.
11. 20 лет после Чернобыльской катастрофы: последствия в Республике Беларусь и их преодоление. Национальный доклад. / под ред. В. Е. Шевчука,

В. Л. Гурачевского. — Минск: Комитет по проблемам последствий катастрофы на Чернобыльской АЭС при Совете Министров Республики Беларусь, 2006. — 112 с.

12. Лисовская, Д. П. Радиология пищевых продуктов / Д. П. Лисовская, Л. А. Галун, Г. С. Митюрнич под ред. Д. П. Лисовской. — Гомель: БТЭУ, 2003. — 296 с.

13. Моисеев, А. А. Справочник по дозиметрии и радиационной гигиене / А. А. Моисеев, В. И. Иванов. — 3.изд., перераб. и доп. — Москва: Энергоатомиздат, 1984. — 160 с.

14. Морзак, Г. И. Радиационная безопасность: учебный комплекс для всех специальностей / Г. И. Морзак, И. В. Ролевич, Е. В. Зеленухо. — Минск: БНТУ, 2011. — 170 с.

15. Радиация. Дозы, эффект, риск. — Москва: Мир, 1990. — 79 с.

16. Основы радиоэкологии и безопасной жизнедеятельности: пособие для учителей общеобразовательных учреждений / под ред. Т. Ковалевой, Г. А. Соколик, С. В. Овсяниковой. — Минск: Тонпик, 2008. — 366 с.

17. Люцко А. М., Ролевич И. В., Тернов В. И. Выжить после Чернобыля. — Минск. 1990 г. — 109 с.

## Лабораторная работа № 4

### Измерение загрязненности поверхности бета-излучающими радионуклидами

**Цель работы:** Провести измерения загрязненности поверхностей помещения бета-излучающими радионуклидами с помощью прибора РКСБ-104 “Радиян”

**Приборы и принадлежности:** прибор РКСБ-104 “Радиян”.

### Краткие теоретические сведения

В настоящее время в состав ядерных (ионизирующих) излучений включают:

1.  $\alpha$  - излучение – ядра  ${}^4\text{He}_2$ ;
2.  $\beta$  - излучение – электроны ( $e^-$ ) и позитроны ( $e^+$ );
3.  $\gamma$  - излучение – гамма-кванты;
4. ядра отдачи (дочерние ядра) и ядра-осколки, которые возникают в результате деления тяжелых ядер;
5. протонное излучение ( $p$ );
6. нейтронное излучение ( $n$ ).

Бета-излучение (бета-лучи, или поток бета-частиц) — поток электронов или позитронов, испускаемых при радиоактивном бета-распаде ядер некоторых атомов.

Электроны (или позитроны), испускаемые при радиоактивном бета-распаде, обладают различными энергиями — от нуля до некоторой максимальной энергии  $E_{\text{max}}$ , для большинства радиоактивных изотопов не превышающей нескольких мегаэлектронвольт.

При прохождении  $\beta$  - частиц через вещество из-за малости массы бета-частица может испытывать значительные отклонения от первоначального направления движения вплоть до изменения направления движения на противоположное. В результате траектория бета - частицы в веществе представляет собой ломаную линию, а под пробегом понимают расстояние по прямой от точки входа бета - частицы в вещество до точки ее остановки. Поскольку энергия бета - частиц, испускаемых радионуклидами, изменяется от нуля до

максимальной величины  $E_{\max}$ , то проникающая способность бета - частиц от одного и того же радионуклида неодинакова.

Максимальным пробегом моноэнергетических электронов  $R_{\max}$  называется минимальная толщина слоя вещества, при которой ни один из электронов, падающих нормально на слой, из него не вылетает. Аналогично определяется и максимальный пробег бета - частиц  $R_{\max}$  в веществе. Величины максимальных пробегов моноэнергетических электронов в биологической ткани, воздухе и алюминии для значений энергий, характерных для бета - частиц, испускаемых радионуклидами, приведены в таблице 2.6.

Таблица 2.6 – Максимальный пробег моноэнергетических электронов в различных веществах

$E_{\max}$ , МэВ	Биологическая ткань, мм	Воздух, см	Алюминий, мм
0,01	0,0025	0,223	0,0013
0,05	0,0437	3,805	0,0211
0,1	0,142	12,61	0,07
0,5	1,78	154,7	0,83
1,0	4,41	379,5	2,03
2,0	9,8	835,3	4,48
3,0	15,2	1276,1	6,85
4,0	20,6	1709,2	9,19
5,0	25,6	2095,9	11,4

Используя данные о максимальных пробегах бета-частиц, нетрудно рассчитать толщину защитных экранов, предохраняющих человека от воздействия внешних потоков бета-частиц. Очевидно, что эта толщина должна быть больше максимального пробега бета-частиц.

При этом следует иметь в виду, что при прохождении через вещество электроны и бета - частицы частично теряют энергию на испускание тормозного излучения, которое может служить источником дополнительного облучения. Интенсивность тормозного излучения пропорциональна квадрату атомному номеру вещества поглотителя ( $\sim Z^2$ ). Вследствие этого, защитные экраны от внешних потоков бета-излучения можно изготавливать из веществ с небольшими атомными номерами  $Z$ . Обычно в качестве защитных материалов используют плексиглас, алюминий или стекло.

Максимальная энергия бета - частиц большинства “чернобыльских” радионуклидов не превышает 2 МэВ. Соответственно в воздухе их пробеги не превышают 10 м, в биологической ткани — 10 см, в алюминии - 5 мм. В значительной мере бета-излучение этих радионуклидов задерживается одеждой,

а если и достигает тела, то проникает практически на глубину всего лишь нескольких миллиметров. Достаточно знать о наличии бета-излучения, чтобы средствами индивидуальной защиты предотвратить попадание радионуклидов внутрь организма.

Радиационный контроль различных поверхностей осуществляется при загрязнении их радиоактивной пылью или радиоактивными растворами в результате аварийных ситуаций, а также при нормальной эксплуатации технологического оборудования в газообразных или жидких средах (специальное оборудование АЭС, радиохимических заводов, военных объектов и т. д.). Подобный контроль необходим для оценки эффективности дезактивации загрязненных радионуклидами территорий, строений, машин, технологического оборудования, одежды, поверхности тела человека и животных, других объектов.

Степень загрязненности различных поверхностей радионуклидами оценивают обычно по плотности потока ионизирующих частиц, испускаемых исследуемой поверхностью.

Для количественной оценки плотности потока ионизирующих частиц вводят понятие **флюенса**:

**Флюенсом частиц** в случае пучка частиц называют отношение числа частиц  $dN$ , пересёкших перпендикулярную пучку поверхность площадью  $dS$  за данный промежуток времени, к площади этой поверхности:

$$\Phi_N = \frac{dN}{dS}. \quad (2.7)$$

Плотность потока ионизирующих частиц (мощность флюенса частиц) определяется как производная по времени от флюенса):

$$\dot{\Phi}_N = \frac{d\Phi_N}{dt} = \frac{dN}{dt dS}, \quad (2.8)$$

Приборы, предназначенные для измерения потока или плотности потока ионизирующих частиц, называют *радиометрами*.

Радиометры состоят из трех функциональных блоков: блока детектирования, измерительного блока и блока питания. В этих приборах используются ионизационные, сцинтилляционные, полупроводниковые и другие детекторы ионизирующего излучения. В зависимости от типа детектора и его чувствительности радиометры регистрируют определенные виды излучения в ограниченном диапазоне значений энергии.

Радиометры, предназначенные для измерения поверхностной загрязненности, градуируют в  $\text{част}/(\text{ед. времени} \times \text{ед. площади})$ .

## Порядок выполнения работы

Назначение прибора РКСБ-104 "Радян" и основные характеристики приведены в секции 1.5.



Рисунок 2.4 – Внешний вид РКСБ-104 "Радян"

I. Подготовка прибора РКСБ-104 "Радян" к измерению загрязненности поверхности бета-излучающими радионуклидами

1. Снимите крышку-фильтр.
2. Переведите движки кодового переключателя S4 в крайние положения до упора, показанные на рисунке 2.5

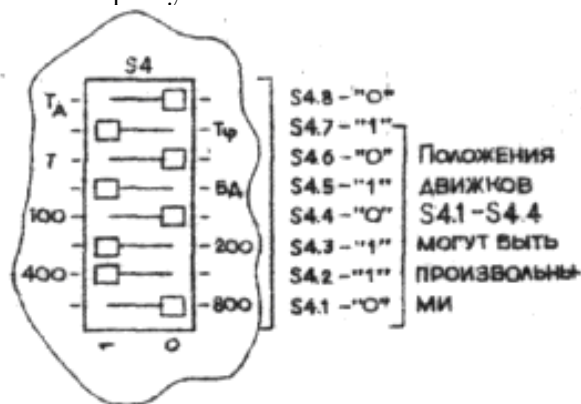


Рисунок 2.5 – Положения переключателей

3. Установить крышку-фильтр на прежнее место.
4. Переведите тумблеры S2 и S3 в верхние положения (РАБ. и  $10^{-0.01} \times 0.01 \times 200$  соответственно).

## II. Проведение измерений

Для получения значения загрязненности поверхности бета-излучающими радионуклидами, которая характеризуется величиной плотности потока бета-излучения с поверхности с помощью прибора "Радиян" необходимо:

- Поднесите прибор к исследуемой поверхности, поместив между ними пластмассовую упаковку (рис. 2.6), или удалите прибор от этой поверхности на расстояние 110 – 120 см. Включите прибор тумблером **S1**, установив его в положение "ВКЛ".

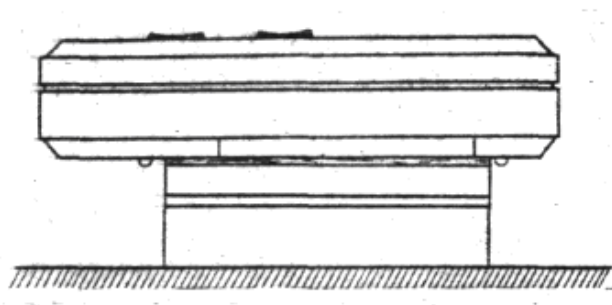


Рисунок 2.6 – Расположение прибора

- Снимите фоновое показание прибора  $\Phi_\gamma$ , которое установится на табло через интервал времени, примерно равный 18 сек. после включения прибора. Запишите показание прибора.
- Выключите прибор, установив тумблер **S1** в положение "ВЫКЛ.". Снимите заднюю крышку-фильтр и поместите прибор над исследуемой поверхностью на расстояние не более 1 см (рис. 2.7).

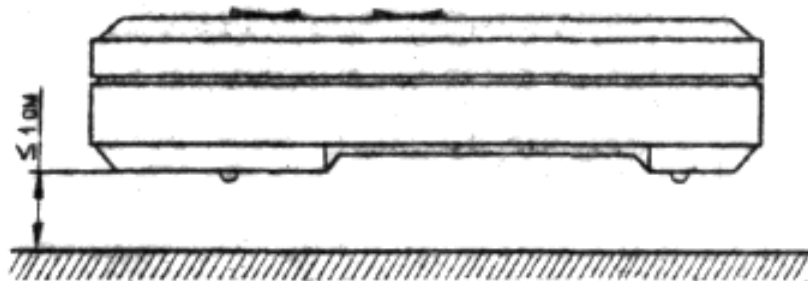


Рисунок 2.7 – Расположение прибора

- Включите прибор тумблером **S1**. Запомните или запишите показание прибора  $\Phi_{\beta+\gamma}$ , установившееся во время действия прерывистого звукового сигнала.
- Определите величину  $\Phi_{\beta}$  загрязненности поверхности бета-излучающими радионуклидами, которая характеризуется величиной плотности потока бета-излучения с поверхности, по формуле:

$$\Phi_{\beta} = K_I (\Phi_{\beta+\gamma} - \Phi_{\gamma}) , \quad (2.9)$$

где  $\Phi_{\beta}$  — плотность потока бета-излучения с поверхности в частицах в секунду с квадратного сантиметра;  $K_I$  — коэффициент, равный 0,01 (таблица 2.2);  $\Phi_{\beta+\gamma}$  — показание прибора со снятой крышкой;  $\Phi_{\gamma}$  — показание прибора, соответствующее внешнему радиационному фону гамма-излучения.

**Пример измерения:** Показание прибора от внешнего радиационного фона — 18 (значащая часть числа 0018), показание прибора со снятой крышкой — 243 (значащая часть числа 0243). По формуле (2.9) определим результат измерения плотности потока бета-излучения:

$$\Phi_{\beta} = 0,01 (243 - 18) = 2,25 \beta\text{-частиц}/(\text{сек} \times \text{см}^2).$$

Если перейти к другой единице измерения плотности потока — к бета-частицам в минуту с квадратного сантиметра, то получим результат:

$$\Phi_{\beta} = 2,25 \times 60 = 135 \beta\text{- частиц}/(\text{мин.} \times \text{см}^2)$$

- Для получения более точного результата измерения (в пределах допускаемых значений основной погрешности измерений) при величинах плотности потока бета-излучения с поверхности менее 10 частиц/(сек × см<sup>2</sup>), т.е. менее 600 β-частиц/(мин × см<sup>2</sup>), необходимо повторить измерения при нижнем положении тумблера **S3** ("x0.01x0.01x20"). Положения остальных органов управления прибором не изменяются. В этом случае разность показаний  $\Phi_{\beta+\gamma} - \Phi_{\gamma}$  следует умножить на коэффициент 0,001 - и вы получите результат измерения в частицах в секунду с квадратного сантиметра. Для получения плотности потока в частицах в минуту с квадратного сантиметра результат измерения надо умножить на 60. Продолжительность цикла измерения равна (175 — 185) с.

#### *Примечания.*

1. Официальные данные о допустимых уровнях радиационного загрязнения поверхностей различных объектов можно получить в ближайшей

санэпидстанции Министерства здравоохранения. (см., таблицу Б3 приложения Б.)

2. При определении плотности потока бета-излучения с поверхностей, загрязненных различными радионуклидами (цезий-137, стронций-90, иттрий-90 и др.), необходимо применять другие коэффициенты  $K_I$ , значения которых определяются в исследовательских лабораториях.

Таким образом, для исследования загрязненности помещения  $\beta$ -излучающими радионуклидами необходимо:

1. Выбрать в исследуемом помещении 3 – 5 контрольных точек для измерений (если  $K_I = 0,001$ ).
2. В каждой точке провести по 3 – 5 измерений потока фонового  $\gamma$ -излучения  $\Phi_\gamma$ .
3. Для каждой точки 3 – 5 раз определить (измерить) поток от  $\beta$ -излучения  $\Phi_{\beta+\gamma}$  и от фонового  $\gamma$ -излучения  $\Phi_\gamma$ .

## Обработка результатов измерения

1. Для каждой точки рассчитать средние значения измеренных величин:  $\bar{\Phi}_{\beta+\gamma}$  и  $\bar{\Phi}_\gamma$ .
2. Для каждой точки рассчитать ошибки измеренных величин:  $\Delta\bar{\Phi}_{\beta+\gamma}$  и  $\Delta\bar{\Phi}_\gamma$ .
3. Для каждой точки рассчитать значение потока  $\beta$ -частиц по формуле  $\Phi_\beta = \bar{\Phi}_{\beta+\gamma} - \bar{\Phi}_\gamma$ .
4. Рассчитать для каждой точки абсолютную погрешность величины потока  $\beta$ -частиц  $\Phi_\beta$ :  $\Delta\Phi_\beta$  (см. пример оформления лабораторных работ (часть I секция 2.1)).
5. Нарисовать карту загрязнения с указанием значений и абсолютных погрешностей.

## Вопросы для контроля

1. Радиоактивный распад ядер.
2. Взаимодействие ядерных излучений с веществом. Защита от ионизирующих излучений.

3. Биологическое действие ионизирующих излучений.
4. Почему для получения значений фонового  $\beta$ -излучения необходимо предварительно проводить измерения фонового  $\gamma$ -излучения?

### Рекомендуемая литература.

1. Капитонов, И. М. Введение в физику ядра и частиц / И. М. Капитонов под ред. УРСС. — Москва: Едиториал, 2002. — 728 с.
2. Нормы радиационной безопасности (НРБ-2000). 2.6.1. Радиационная гигиена, радиационная безопасность. ГН 2.6.1.8-127-2000. — Минск: Министерство здравоохранения РБ, 2000. — 115 с.
3. Иванов, В. И. Курс дозиметрии: Учеб. для вузов / В. И. Иванов. — 4. изд., перераб. и доп. — Москва: Энергоатомиздат, 1988. — 400 с.
4. Козлов, В. Ф. Справочник по радиационной безопасности / В. Ф. Козлов. — 4-е изд., перераб. и доп. — Москва: Энергоатомиздат, 1991. — 352 с.
5. Булдаков, Л. А. Радиоактивное излучение и здоровье / Л. А. Булдаков, В. С. Калистратова. — Москва: Информ-Атом, 2003. — 165 с.
6. Гергалов, В. И. Радиация, жизнь и окружающая среда / В. И. Гергалов, Е. П. Петряев. — Минск: Народная асвета, 1994. — 159 с.
7. Кудряшов, Ю. Б. Радиационная биофизика (ионизирующие излучения) / Ю. Б. Кудряшов. — Москва: ФИЗМАТЛИТ, 2004. — 448 с.
8. Кужир, П. Г. Радиационная безопасность / П. Г. Кужир, И. Сатиков, Е. Е. Трофименко. — Минск: НПООО “Пион”, 1999. — 280 с.
9. Машкович, В. П. Основы радиационной безопасности. Учебное пособие для вузов / В. П. Машкович, А. М. Панченко. — Москва: Энергоатомиздат, 1990. — 176 с.
10. 20 лет после Чернобыльской катастрофы: последствия в Республике Беларусь и их преодоление. Национальный доклад. / под ред. В. Е. Шевчука, В. Л. Гурачевского. — Минск: Комитет по проблемам последствий катастрофы на Чернобыльской АЭС при Совете Министров Республики Беларусь, 2006. — 112 с.
11. Лисовская, Д. П. Радиология пищевых продуктов / Д. П. Лисовская, Л. А. Галун, Г. С. Митюрнич под ред. Д. П. Лисовской. — Гомель: БТЭУ, 2003. — 296 с.
12. Моисеев, А. А. Справочник по дозиметрии и радиационной гигиене / А. А. Моисеев, В. И. Иванов. — 3-е изд., перераб. и доп. — Москва: Энерго-

атомиздат, 1984. — 160 с.

13. Радиация. Дозы, эффект, риск. — Москва: Мир, 1990. — 79 с.

14. Если вы живете на загрязненной радионуклидами территории: Памятка для населения/Комитет по проблемам последствий катастрофы на Чернобыльской АЭС при Совете Министров Республики Беларусь, РНИУП “Институт радиологии”– Гомель, 2007.– 25 с.

## Лабораторная работа № 5

### Измерение объемной и удельной активности радионуклидов $^{137}\text{Cs}$ и $^{40}\text{K}$

**Цель работы:** Провести измерения объемной и удельной активности радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{40}\text{K}$  с помощью гамма-радиометра РКГ-АТ1320 в различных пробах.

**Приборы и принадлежности:** гамма-радиометр РКГ-АТ1320 и пробы.

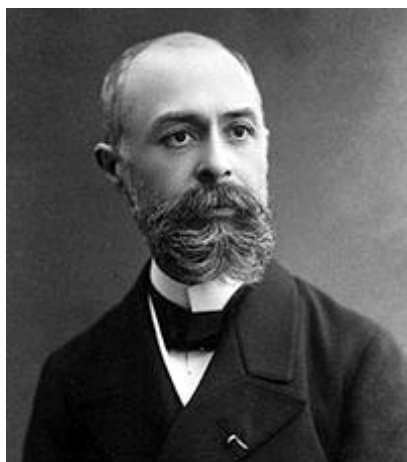
### Краткие теоретические сведения

#### Активность радионуклида в образце (A).

Активность численно равна отношению числа самопроизвольных ядерных превращений в этом источнике за малый интервал времени ( $dN$ ) к величине этого интервала ( $dt$ ) :

$$A = \left| \frac{dN}{dt} \right|. \quad (2.10)$$

Единица активности в системе СИ — Беккерель (Бк). Антуан Анри Беккерель (фр. *Antoine Henri Becquerel*; 15 декабря 1852 — 25 августа 1908) — французский физик, лауреат Нобелевской премии по физике и один из первооткрывателей радиоактивности и поэтому единица активности носит его имя.



Антуан Анри Беккерель  
(*Antoine Henri Becquerel*)



Супруги Кюри

Внесистемная единица — Кюри (Ки). Значение 1 Ки изначально было

определено как радиоактивность эманации радия (т. е. радона-222), находящейся в радиоактивном равновесии с 1 г  $^{226}\text{Ra}$ . Единица названа в честь французских учёных *Пьера Кюри* и *Марии Склодовской-Кюри*. Введена в употребление на Интернациональном конгрессе по радиологии и электричеству в Брюсселе (1910). Позже была заменена более удобной для практического использования единицей Беккерелем (Бк).

В таблице 2.7 представлены единицы измерения активности и соотношения между ними.

Таблица 2.7 – Основные радиологические величины и единицы

Величина	Наименование и обозначение единицы измерения		Соотношения между единицами
	Внесистемные	СИ	
Активность нуклида, $A$	Кюри (Ки, Ci)	Беккерель (Бк, Bq)	$1 \text{ Ки} = 3,7 \times 10^{10} \text{ Бк}$ $1 \text{ Бк} = 1 \text{ расп/с}$ $1 \text{ Бк} = 2,7 \times 10^{-11} \text{ Ки}$

Для характеристики содержания радионуклидов в веществах вводят дополнительные характеристики:

$$\text{Удельная активность: } A_m = \frac{A}{m} = \left[ \frac{\text{Бк}}{\text{кг}} \right];$$

$$\text{Объемная активность: } A_V = \frac{A}{V} = \left[ \frac{\text{Бк}}{\text{м}^3}, \frac{\text{Бк}}{\text{литр}} \right];$$

$$\text{Поверхностная активность: } A_S = \frac{A}{S} = \left[ \frac{\text{Бк}}{\text{м}^2} \right].$$

В выше приведенных формулах  $m$  — масса вещества с активностью  $A$ , величина  $V$  — объем вещества с активностью  $A$ , а  $S$  — площадь поверхности с активностью  $A$ .

## Порядок выполнения работы

1. Подготовить пробы для проведения измерений. Измерительный сосуд должен быть заполнен веществом пробы до отметки или объем пробы должен быть предварительно измерен с погрешностью не более  $\pm 2\%$ . Необходимо также определить массу пробы с погрешностью не более  $\pm 2\%$ .
2. Включить радиометр. Подождать 10 минут пока прогреется прибор (см.

инструкцию по работе с прибором: часть 1. раздел 1.2.3).

3. Поставить пробу и начать измерение удельной активности  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{40}\text{K}$  согласно разделу 1.2.6.
4. Измерить объемную активность.
5. Полученные данные занести в таблицы, не забыв указать погрешности.
6. Провести аналогичные измерения для второй пробы.
7. Провести сравнительный анализ активностей проб. Сделать выводы, используя результаты измерений.

### Вопросы для контроля

1. Виды радиоактивных распадов.
2. Состав ядерных излучений.
3. Что такое активность радиоактивного образца?
4. Что такое удельная активности?
5. Что такое объемная активность?
6. Единицы измерения активностей.
7. Где используют удельную и объемную активности?

### Рекомендуемая литература.

1. Капитонов, И. М. Введение в физику ядра и частиц / И. М. Капитонов под ред. УРСС. — Москва: Едиториал, 2002. — 728 с.
2. Ракобольская, И. В. Ядерная физика / И. В. Ракобольская. — Москва: Изд-во МГУ, 1971. — 296 с.
3. Гергалов, В. И. Радиация, жизнь и окружающая среда / В. И. Гергалов, Е. П. Петряев. — Минск: Народная асвета, 1994. — 159 с.
4. Саечников, В. А. Основы радиационной безопасности: Учеб. пособие / В. А. Саечников, В. М. Зеленкевич. — Минск: БГУ, 2002. — 183 с.
5. Савастенко, В.А. Практикум по ядерной физике и радиационной безопасности: учеб. пособие для втузов / В.А. Савастенко. — Минск: Дизайн ПРО, 1998. — 191 с.

6. Машкович, В. П. Основы радиационной безопасности. Учебное пособие для вузов / В. П. Машкович, А. М. Панченко. — Москва: Энергоатомиздат, 1990. — 176 с.

7. Нормы радиационной безопасности (НРБ–2000). 2.6.1. Радиационная гигиена, радиационная безопасность. ГН 2.6.1.8–127–2000. — Минск: Министерство здравоохранения РБ, 2000. — 115 с.

## Лабораторная работа № 6

### Измерение удельной активности пробы

**Цель работы:** Научиться проводить измерения активности  $\gamma$  и  $\beta$ -излучающих изотопов в различных образцах. Получить представление об уровне удельной активности в окружающей среде.

**Приборы и принадлежности:** РУБ-01П с блоком детектирования БДЖБ-06П1.

### Краткие теоретические сведения

#### Радиоактивность

Многие ядра не могут существовать бесконечно долго. Эти ядра могут превращаться в другие ядра с испусканием различных частиц.

Явление радиоактивности состоит в самопроизвольном (спонтанном) распаде, при котором испускается одна или несколько частиц. Ядра, которые подвергаются распаду, называются *радиоактивными*.

Частицы, которые возникают в процессе радиоактивного распада, и есть так называемое ядерное излучение (или **радиация**).

Всего в природе найдено 285 стабильных атомных ядра химических элементов. Все остальные ядра, называемые **радиоизотопами** или **радионуклидами**, радиоактивны в той или иной мере. Всего известно около 3000 радионуклидов.

Ядра, не испытывающие радиоактивный распад, называются **стабильными**.

Явление радиоактивности носит статистический характер, т.е. определенные характеристики мы можем указать лишь с определенной вероятностью. Например, через какое время распадется данное ядро.

Проявлением статистического характера будет тот факт, что ядра (одинаковые) будут распадаться за различное время. Поэтому обычно распады характеризуют средним временем жизни  $\tau$ , которое, как показывают эксперименты, почти не зависит от давления, температуры, а зависит от способа получения ядер и др.

Среднее время жизни  $\tau$  является физической характеристикой распада. Эта величина связана с постоянной распада  $\lambda$ , которая дает вероятность распада ядра в единицу времени:

$$\lambda = \frac{1}{\tau} . \quad (2.11)$$

## Активность

Если в данный момент времени образец содержит радиоизотоп с  $N$  ядрами и с постоянной распада  $\lambda$ , то величину  $A$  равную

$$A = \lambda N \quad (2.12)$$

называют **активностью радиоактивного образца**.

Физический смысл активности состоит в следующем: эта величина определяет число радиоактивных распадов, происходящих в источнике за единицу времени, т.е.

$$A = \left| \frac{dN}{dt} \right|, \quad (2.13)$$

где  $dN$ - число ядер, распадающихся в источнике за время  $dt$ .

**Международной единицей измерения активности является**

$$1 \frac{\text{распад}}{\text{секунда}} = 1 \text{ Беккерель (Бк)} .$$

**Внесистемная единица измерения:**

$$1 \text{ Кюри} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Бк (приблизительно активность 1 грамма радия)} .$$

Для характеристики содержания радионуклидов в веществах вводят дополнительные характеристики:

$$\text{Удельная активность: } A_m = \frac{A}{m} = \left[ \frac{\text{Бк}}{\text{кг}} \right];$$

$$\text{Объемная активность: } A_V = \frac{A}{V} = \left[ \frac{\text{Бк}}{\text{м}^3}, \frac{\text{Бк}}{\text{литр}} \right];$$

$$\text{Поверхностная активность: } A_S = \frac{A}{S} = \left[ \frac{\text{Бк}}{\text{м}^2} \right].$$

В выше приведенных формулах  $m$  — масса вещества с активностью  $A$ , величина  $V$  — объем вещества с активностью  $A$ , а  $S$  — площадь поверхности с активностью  $A$ .

## Закон радиоактивного распада

Если в момент  $t$  имеется большое число  $N$  радиоактивных ядер и если за промежуток  $dt$  распадается в среднем  $dN$  ядер, то в соответствии с определением величины  $\lambda$

$$dN = -\lambda N dt . \quad (2.14)$$

Если в момент времени  $t = 0$   $N(t = 0) = N_0$ , то

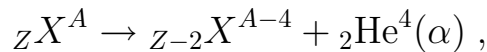
$$N(t) = N_0 \exp[-\lambda t] . \quad (2.15)$$

Разделяют естественную и искусственную радиоактивность. Радиоактивность, возникшая на Земле, называется естественной, а искусственная радиоактивность – это радиоактивность синтезируемых ядер.

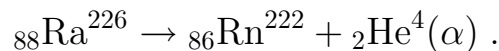
Известны следующие типы радиоактивных превращений: альфа-распад, сопровождающийся испусканием альфа-частиц (ядер  ${}^4\text{He}_2$ ); бета-распад, который может сопровождаться испусканием электронов ( $\beta^-$ -распад), позитронов ( $\beta^+$ -распад) или захватом орбитального электрона, чаще всего с  $K$ - или  $L$ -оболочки (электронный захват); самопроизвольное (спонтанное) деление ядер, при котором из исходного ядра образуются два новых с приблизительно равными массами; протонная и двупротонная радиоактивности, происходящие с испусканием соответственно одного или одновременно двух протонов; двунейтронная радиоактивность; распад, связанный с испусканием бета-частиц и сопровождающийся вылетом так называемых запаздывающих частиц (протонов, нейтронов и т.п.).

Различные виды радиоактивности характеризуются следующими свойствами:

**1. Испускание альфа-частицы** атомным ядром уменьшает порядковый номер (заряд) на 2 единицы и его массу на 4 единицы:



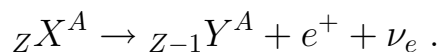
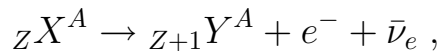
например,



В настоящее время известно около 150 альфа-радиоактивных ядер. Значительная часть этих ядер получена искусственным путем. В естественных условиях существует 30 радиоактивных ядер в трёх радиоактивных семействах.

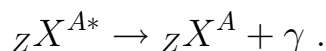
Нестабильными по отношению к альфа-распаду, как правило, являются ядра с числом протонов больше 83. Однако есть альфа-излучатели и среди редкоземельных элементов.

**2. Излучение бета-частицы** атомным ядром повышает или понижает порядковый номер (заряд) ядра на одну единицу



Захват ядром электрона, обычно с наиболее низкого электронного энергетического уровня (из  $K$ -оболочки), приводит к уменьшению порядкового номера (заряда) ядра на одну единицу.

**3. Испускание гамма-излучения.** В этом случае никаких изменений порядкового номера ядра не происходит, а изменяется только энергетический уровень ядра:



Например, реакция  ${}^{135*}\text{Ba}_{56} \rightarrow {}^{135}\text{Ba}_{56} + \gamma$  является гамма-распадом возбужденного ядра бария. Символом \* обозначено ядро, находящееся в возбужденном состоянии. Ядро возвращается в свое основное состояние, испуская  $\gamma$ -квант.

### Контроль за содержанием радионуклидов в продуктах питания и воде

В Республике Беларусь введены гигиенические нормативы, которые разработаны с целью дальнейшего снижения доз внутреннего облучения населения, что достигается ограничением поступления радионуклидов с продуктами питания. В частности, введены Республиканские допустимые уровни содержания радионуклидов в пищевых продуктах и питьевой воде (РДУ-99). (Гигиенический норматив 10-117-99). РДУ-99 регламентируют содержание радионуклидов цезия и стронция в пищевых продуктах, включая импортные (смотри таблицы [A1](#), [A2](#) в приложении [A](#)).

Для радиационного контроля продуктов питания применяются различные типы радиометрических приборов: бета-радиометры КРВП-ЗАБ, "Бета" и др.; гамма-радиометры РКГ-05П, РУБ-01П, СРП-68-01, РУГ-92 и др. (см. таблицу [A3](#) в приложении [A](#)).

### **Порядок выполнения работы**

1. Ознакомиться с устройством и принципом работы РУБ-01П.
2. Взять готовые пробы у преподавателя (грибы сушеные).
3. Провести измерение фона  $N_{\text{ф}}$  прибора 10 – 15 раз по 100 – 200 сек (каждое измерение).
4. Поместить в отсек для первую пробу исследуемый образец и провести измерения аналогично пункту 2 (измерить величину  $N_{\text{обр}}$ ).

5. Поместить в отсек для вторую пробу исследуемый образец и провести измерения аналогично пункту 2.
6. Результаты измерений занести в таблицу:

№	$N_{\text{ф}}$	$n_{\text{ф}}$	$N_{\text{обр}}$	$n_{\text{обр}}$	$n_{\text{эф}}$	, Бк/кг	
						изотоп $\text{Sr}^{90}$	изотоп $\text{Cs}^{137}$
1.							
2.							
...							
10.							

### Обработка результатов измерения

1. Рассчитать средние значения и случайные ошибки для  $N_{\text{ф}}$  и  $N_{\text{обр}}$ .
2. Определить  $\bar{n}_{\text{обр}} = \frac{\bar{N}_{\text{обр}}}{t}$ , где  $t$ -время измерения и аналогично среднее значение для фона прибора –  $\bar{n}_{\text{ф}}$ .
3. Рассчитать эффективную скорость счета  $n_{\text{эф}} = \bar{n}_{\text{обр}} - \bar{n}_{\text{ф}}$  и ошибку  $\Delta n_{\text{эф}}$ .
4. Рассчитать удельную активность образца для различных радиоактивных изотопов по формуле:

$$A = \frac{n_{\text{эф}}}{P},$$

где -  $P$  - чувствительность радиометра (см. таблицу 2.8)

Таблица 2.8 – Чувствительность радиометра РУБ-01П с блоком детектирования БДЖБ-06П1

<i>Радио- нуклид</i>	<i>Тип пробы</i>	<i>Чувстви- тельность, P</i>		<i>Относительный коэффициент перехода, кг<sup>-1</sup>л<sup>-1</sup></i>
		$\frac{\text{кг}}{\text{сек} \cdot \text{Бк}}, \frac{\text{л}}{\text{сек} \cdot \text{Бк}}$	$\frac{\text{л}}{\text{сек} \cdot \text{Бк}}, \frac{\text{кг}}{\text{сек}^{-1} \cdot \text{Бк}^{-1}}$	
<sup>90</sup> Sr + <sup>90</sup> Y	вода, молоко, кефир, сыпучие среды	$4 \cdot 10^{-5}$		$2,75 \cdot 10^3$
	Таблетированные пробы	$5,3 \cdot 10^{-2}$		2,1
<sup>106</sup> Ru + <sup>106</sup> Rh	вода, молоко, кефир, сыпучие среды	$5,3 \cdot 10^{-5}$		$2 \cdot 10^3$
	Таблетированные пробы	$3,6 \cdot 10^{-2}$		3
<sup>137</sup> Cs	вода, молоко, кефир, сыпучие среды	$1,1 \cdot 10^{-5}$		$1 \cdot 10^4$
	Таблетированные пробы	$3,6 \cdot 10^{-2}$		3
<sup>134</sup> Cs	вода, молоко, кефир, сыпучие среды	$1 \cdot 10^{-5}$		$1,1 \cdot 10^4$
	таблетированные пробы	$2,7 \cdot 10^{-2}$		4

5. Сравните полученные значения с данными из РДУ-99.

**Примечание.** Поскольку все измерения проводятся на учебном оборудовании, а не специальном сертифицированном, то результаты измерения и расчетов носят иллюстративный характер (т.е. не являются сертифицированными результатами).

## Вопросы для контроля

1. Явление радиоактивности.
2. Виды радиоактивных распадов.

3. Что такое активность радиоактивного образца?
4. Единицы измерения активности.
5. РДУ-99: назначение и сфера применения.
6. Основной закон радиоактивного распада.

### Рекомендуемая литература.

1. Капитонов, И. М. Введение в физику ядра и частиц / И. М. Капитонов под ред. УРСС. — Москва: Едиториал, 2002. — 728 с.
2. Ракобольская, И. В. Ядерная физика / И. В. Ракобольская. — Москва: Изд-во МГУ, 1971. — 296 с.
3. Гергалов, В. И. Радиация, жизнь и окружающая среда / В. И. Гергалов, Е. П. Петряев. — Минск: Народная асвета, 1994. — 159 с.
4. Саечников, В. А. Основы радиационной безопасности: Учеб. пособие / В. А. Саечников, В. М. Зеленкевич. — Минск: БГУ, 2002. — 183 с.
5. Савастенко, В.А. Практикум по ядерной физике и радиационной безопасности: учеб. пособие для втузов / В.А. Савастенко. — Минск: Дизайн ПРО, 1998. — 191 с.
6. Радиация. Дозы, эффект, риск. — Москва: Мир, 1990. — 79 с.
7. Машкович, В. П. Основы радиационной безопасности. Учебное пособие для вузов / В. П. Машкович, А. М. Панченко. — Москва: Энергоатомиздат, 1990. — 176 с.
8. Нормы радиационной безопасности (НРБ-2000). 2.6.1. Радиационная гигиена, радиационная безопасность. ГН 2.6.1.8-127-2000. — Минск: Министерство здравоохранения РБ, 2000. — 115 с.

## Лабораторная работа № 7

### Определение содержания йода-131 в щитовидной железе

**Цель работы:** Изучение правил работы с дозиметрическим оборудованием. Изучение избирательного накопления радионуклидов в организме человека на примере радиоактивного йода.

**Приборы и принадлежности:** прибор типа СРП-68 или ДРГ-3-01.

### Краткие теоретические сведения

#### Накопление радионуклидов в организме человека

Радиоактивные элементы часто ведут себя, как и подобные им не радиоактивные элементы. Именно этот факт и лежит в основе причин их попадания в организм человека. Например, если наши органы не получают достаточное количество таких жизненно необходимых веществ, как кальций и калий, в течение длительного времени, то организм начинает интенсивно поглощать доступные в данный момент радиоактивные вещества, подобные недостающим: стронций и цезий. Таким образом, недостаток тех или иных веществ в условиях радиоактивного загрязнения приводит к замене их радиоактивными аналогами. Радиоактивные аналоги некоторых веществ указаны в таблице 2.9.

Таблица 2.9 – Радиоактивные аналоги некоторых микроэлементов и веществ

Стабильные вещества	Радионуклид
Кальций, фосфор	$^{90}\text{Sr}$
Йод	$^{131}\text{I}$
Калий	$^{137}\text{Cs}$ , $^{40}\text{K}$
Железо	$^{238,239}\text{Pu}$
Сера	$^{135}\text{S}$
Витамин В <sup>12</sup>	$^{60}\text{Co}$
Цинк	$^{65}\text{Zn}$

При этом, поступая в организм, элементы, распределяются не всегда равномерно, а накапливаются в определенных тканях или органах. Поэтому каждому радиоактивному элементу соответствует свой орган или группа органов, которые называют критическими.

**Критический орган** - это орган, в котором концентрация радионуклидов максимальна. Знания об этом сильно продвинулись вперед благодаря применению радиоизотопов. Условно выделяют три группы критических органов в порядке убывания: I, II, III группы, для каждой из которых установлен свой потолок.

Ориентиром для оценки суммарного содержания радионуклида в организме служит **кратность накопления** - отношение максимально накопленного количества элемента в организме или органе к величине ежедневного поступления.

Кратность накопления зависит от всасывания радионуклида, скорости выведения вследствие интенсивности обменных процессов, периода полураспада радионуклида. Если период полураспада элемента больше, чем продолжительность жизни человека, то кратность накопления радионуклида практически ничем не отличается от кратности накопления стабильных аналогов. Кратность накопления в организме радиоизотопа данного химического элемента меньше кратности накопления стабильного, вследствие наличия распадов.

Одним из важнейших факторов в образовании дозы является эффективный период полувыведения радионуклида из организма  $T_{эф}$ . Любой стабильный нуклид может выводиться из организма за счет минерального (биологического) обмена веществ. Обозначим вероятность такого выведения в единицу времени -  $\lambda_{биол}$ . Но количество радионуклидов уменьшается и за счет собственного распада, который характеризуется постоянной распада  $\lambda$ .

Тогда эффективная постоянная распада и выведения  $\lambda_{эф}$ , которая характеризует вероятность выведения радионуклида из организма в единицу времени, равна сумме постоянных  $\lambda$  и  $\lambda_{биол}$ :

$$\lambda_{эф} = \lambda_{биол} + \lambda . \quad (2.16)$$

Используя соотношения

$$\lambda = \frac{\ln 2}{T} , \quad \lambda_{эф} = \frac{\ln 2}{T_{эф}} , \quad \lambda_{биол} = \frac{\ln 2}{T_{биол}} , \quad (2.17)$$

где  $T$  - периода полураспада;  $T_{биол}$  - период полувыведения радионуклида из организма за счет обмена веществ, получим, что

$$T_{эф} = \frac{T T_{биол}}{T + T_{биол}} . \quad (2.18)$$

Значение  $T_{эф}$  может значительно отличаться как от периода полураспада  $T$ , так и от  $T_{биол}$ . Но для случая  $T \gg T_{биол}$  имеем, что

$$T_{биол} \approx T_{биол}$$

т.е. вывод радионуклидов полностью определяется свойствами организма и для обратной ситуации  $T \ll T_{биол}$

$$T_{биол} \approx T$$

и соответственно уменьшение количества радионуклидов происходит в основном за счет радиоактивного распада.

В таблице 2.10 приведены примерные значения  $T_{эф}$  для некоторых элементов.

Таблица 2.10 –  $T_{эф}$  для радиоизотопов йода, цезия и стронция

Радионуклид	Период $T_{эф}$
$^{131}\text{I}$	8 дней
$^{137}\text{Cs}$	100 – 140 дней для взрослых; 40 – 70 дней для детей
$^{90}\text{Sr}$	> 10 лет

**Совет:** Для того чтобы уменьшить поступление радионуклидов в организм, продукты питания должны иметь достаточное для жизнедеятельности количество микроэлементов (калий, кальций, селен, йод и др.). ‘Насыщение’ организма стабильными микроэлементами снижает вероятность накопления радиоактивных аналогов. Такой способ иногда называют методом ‘блокировки’.

### Накопление радионуклида йода-131

При нормальной работе ядерных реакторов поступление радиоактивных веществ во внешнюю среду достаточно мало, поэтому отсутствует необходимость проведения контроля внутреннего облучения населения. При аварийном выбросе радиоактивных веществ возникает реальная опасность их попадания в организм не только у персонала, непосредственно обслуживающего реактор или занятого ликвидацией аварии, но и у населения, проживающего на прилегающих территориях. В подобных ситуациях появляется необходимость оперативного определения количества радиоактивных веществ, попавших или могущих попасть в организм, с целью оценки вероятных уровней

радиационного воздействия. Эти данные используются не только для установления факта внутреннего облучения, но и для определения степени его опасности.

В общем случае при аварии ядерного реактора во внешнюю среду может поступить в том или ином соотношении практически весь набор радионуклидов, образовавшихся в активной зоне. Среди них особое место занимают радиоактивные изотопы йода, и в частности йод-131, который, как правило, является ведущим фактором внутреннего облучения людей в период, непосредственно следующий после аварии на ядерном реакторе.

Поступление радионуклидов в организм человека происходит главным образом с вдыхаемым воздухом в период прохождения радиоактивных продуктов выброса, а также при употреблении различных продуктов питания, произведенных на территориях, подвергнувшиеся радиоактивному загрязнению. К числу особо критических продуктов питания - поставщиков радиоактивного йода в организм человека - относится молоко, полученное от коров и коз, которые паслись на местных пастбищах, а также овощи и фрукты, подвергнувшиеся поверхностному загрязнению.

Йод, поступивший любым путем в организм человека, практически весь концентрируется в щитовидной железе т.е. этот орган для радионуклидов йода является **критическим**. Отметим, что для многих радионуклидов имеются свои критические органы. Так, например, радиоактивный стронций в основном накапливается в костной ткани, радиоактивный цезий в печени и в мышечной ткани.

Внутреннее облучение в первый период после аварии в основном определяется дозами излучения, создаваемыми радионуклидами йода. Способность йода, попавшего в организм, накапливаться в щитовидной железе позволяет достаточно просто и быстро определять его содержание по интенсивности гамма-излучения, которое испускает радиоактивный йод. Для этого можно использовать различные дозиметрические приборы.

### **Методика определения содержания йода-131 в щитовидной железе по измеренной мощности экспозиционной дозы гамма-излучения**

Обязательным условием корректности измерения содержания йода-131 в щитовидной железе является отсутствие наружного радиоактивного загрязнения тела и личной одежды. Наружное загрязнение тела можно контролировать с помощью  $\beta$ - или  $\gamma$ -радиометров. При этом следует помнить, что по-

вышенная мощность излучения может быть обусловлена не только внешним загрязнением, но и содержанием других радионуклидов в организме. Поэтому в качестве фона метода следует принимать показания прибора при помещении датчика (регистрирующей части прибора) вплотную к плечевой части руки.

Содержание йода-131 в щитовидной железе вычисляют по результатам двух измерений:

$$\text{Щ}(t) = K \frac{P_{\text{щ}}(t) - P_{\text{нн}}(t)}{r}, \quad (2.19)$$

где

$\text{Щ}$ –содержание йода-131 в щитовидной железе на момент измерения в Бк (мкКи);

$t$ – время, прошедшее после аварийного выброса до момента измерения в сутках;  $K$ – пересчетный коэффициент, Бк/(мР/ч) или Бк/(мкР/сек) [мкКи/(мР/ч) или мкКи/(мкР/с)];

$P_{\text{щ}}(t)$ – максимальное значение мощности экспозиционной дозы гамма - излучения, измеренной при перемещении датчика прибора вплотную к основанию шеи между долями щитовидной железы, мР/ч (мкР/с);

$P_{\text{нн}}(t)$ –максимальное значение мощности экспозиционной дозы гамма-излучения, измеренной при перемещении датчика прибора вплотную к плечевой части руки (фон метода), мР/ч (мкР/с);

$r$ – поправка на  $\gamma$ -излучение йода-133 и йода-135 в первые дни аварий в отн. ед.

Для приборов типов СРП-68 и ДРГ 3-01 при обследовании взрослого населения пересчетный коэффициент  $K = 10 \text{ мкКи}/(\text{мкР}/\text{с}) = 2,8 \text{ мкКи}/(\text{мР}/\text{ч})$ . Значения коэффициента при обследовании детей следует уменьшить в два раза для возраста менее 3 лет и в 1,5 раза для возраста 3 – 10 лет. При использовании различных образцов приборов систематическое отклонение пересчетного коэффициента в меньшую или большую сторону от указанных значений не превышает 30 %.

Значения поправочного коэффициента  $r$  в первые дни после начала аварии приведены в таблице 2.11.

Таблица 2.11 – Значения коэффициента  $r$  для различных промежутков времени после аварии

Момент измерения после начала аварии, сут.	1	2	3	4	5	6
Значения попр. коэффициента $r$	3,1	1,8	1,3	1,2	1,1	1,0

Если по каким-либо причинам мощность дозы гамма-излучения щитовидной железы измеряли на некотором удалении торца датчика от шеи, в формулу (2.19) следует ввести поправочный множитель (см. таблицу 2.12).

Таблица 2.12 – Значения поправочного множителя в формуле (2.19)

Расстояние от торца датчика до поверхности шеи, см	1	1,5	2	2,5	3
Дополнительный множитель, от.ед.	2	2,6	3,3	4,0	4,8

Абсолютная ошибка величины  $P_{щ}(t) - P_{пл}(t)$ , которую обозначим как  $\Delta$ , находится как

$$\Delta = \sqrt{\Delta P_{щ}^2 + \Delta P_{пл}^2} . \quad (2.20)$$

Здесь  $\Delta P_{щ}$  и  $\Delta P_{пл}$  - абсолютные погрешности величин  $P_{щ}$  и  $P_{пл}$ .

Содержание йода-131 в щитовидной железе считается достоверным, если  $P_{щ} - P_{пл} > 1,5 \cdot \Delta$ . Величина  $\text{Щ}_0 = 1,5 \cdot \Delta \cdot \frac{K}{r}$  считается пределом чувствительности измерения содержания йода-131 в щитовидной железе при фактических условиях измерения.

## Порядок выполнения работы

- Прибором типа СРП измерить значение мощности дозы на плече исследуемого человека  $P_{пл}$  (фон метода).
- Приложив торцевой счетчик прибора СРП в плотную к горлу между долями щитовидной железы (но не сильно вдавливая), измерить мощность дозы  $P_{щ}$ .
- С помощью этого же прибора или бета – радиометра провести контроль одежды (фон одежды не должен превышать 1,5 фона воздуха).

Каждое измерение должно проводиться не менее 5 раз.

## Обработка результатов измерения

1. По полученным значениям средним значениям  $P_{щ}$  и  $P_{пл}$ , рассчитать содержание йода-131 в щитовидной железе  $\text{Щ}$  (см. (2.19)).
2. Найти с помощью формулы (2.20) абсолютную ошибку  $\Delta$ , а также оценить предел чувствительности на данный момент времени.

3. Оценить результаты с точки зрения точности. Сделать выводы о возможном содержании радиоактивного йода.

## Вопросы для контроля

1. Какие радиоактивные изотопы йода вы знаете? Дайте характеристики этих изотопов.
2. Какие меры профилактики необходимы для того, чтобы радиоактивный йод не попал в щитовидную железу?
3. Единицы измерения дозиметрических величин.
4. Что такое критический орган для данного радионуклида?
5. Единицы измерения активности.

## Рекомендуемая литература.

1. Руководство по оценке доз облучения щитовидной железы при поступлении радиоактивных изотопов йода в организм человека / З.С. Арефьева и др. под ред. Л.А. Ильина – М: Энергоиздат, 1988 – 80 с.
2. Булдаков, Л. А. Радиоактивное излучение и здоровье / Л. А. Булдаков, В. С. Калистратова. — Москва: Информ-Атом, 2003. — 165 с.
3. Гергалов, В. И. Радиация, жизнь и окружающая среда / В. И. Гергалов, Е. П. Петряев. — Минск: Народная асвета, 1994. — 159 с.
4. Кудряшов, Ю. Б. Радиационная биофизика (ионизирующие излучения) / Ю. Б. Кудряшов. — Москва: ФИЗМАТЛИТ, 2004. — 448 с.
5. Василенко, О. И. Радиационная экология / О. И. Василенко. — Москва: Медицина, 2004. — 216 с.
6. Машкович, В. П. Основы радиационной безопасности. Учебное пособие для вузов / В. П. Машкович, А. М. Панченко. — Москва: Энергоатомиздат, 1990. — 176 с.
7. Нормы радиационной безопасности (НРБ–2000). 2.6.1. Радиационная гигиена, радиационная безопасность. ГН 2.6.1.8–127–2000. — Минск: Министерство здравоохранения РБ, 2000. — 115 с.
8. Саечников, В. А. Основы радиационной безопасности: Учеб. пособие / В. А. Саечников, В. М. Зеленкевич. — Минск: БГУ, 2002. — 183 с.

9. Конопля, Е. Ф. Радиация и Чернобыль. Трансурановые элементы на территории Беларуси / Е. Ф. Конопля, В. П. Кудряшов, В. П. Миронов. — Минск: Бел.наука, 2006. — 191 с.
10. Жуковский, В. М. Радиоактивность и радиационная безопасность / В. М. Жуковский. — Екатеринбург: Изд-во Уральского университета, 2004. — 294 с.
11. 20 лет после Чернобыльской катастрофы: последствия в Республике Беларусь и их преодоление. Национальный доклад. / под ред. В. Е. Шевчука, В. Л. Гурачевского. — Минск: Комитет по проблемам последствий катастрофы на Чернобыльской АЭС при Совете Министров Республики Беларусь, 2006. — 112 с.
12. Лисовская, Д. П. Радиология пищевых продуктов / Д. П. Лисовская, Л. А. Галун, Г. С. Митюрнич под ред. Д. П. Лисовской. — Гомель: БТЭУ, 2003. — 296 с.
13. Ярмоненко, С. П. Радиобиология человека и животных: Учебное пособие / С. П. Ярмоненко, А. А. Вайнсон. — Москва: Высшая школа, 2004. — 549 с.
14. Шеннон, С. Питание в атомном веке: Как уберечь себя от малых доз радиации / С. Шеннон. — Минск: “Беларусь”, 1991. — 302 с.
15. Радиация. Дозы, эффект, риск. — Москва: Мир, 1990. — 79 с.
16. Люцко А.М., Ролевич И.В., Тернов В.И. Выжить после Чернобыля. -Минск, 1990 г. — 109 с.
17. Василенко, И. Я. Плутоний / И. Я. Василенко, О. И. Василенко // Энергия: экономика, техника, экология. — 2004. — № 1. — С. 60–63. <http://nuclphys.sinp.msu.ru/ecology/isotopes/Plutonium.pdf>.
18. Василенко, И. Я. Радиоактивный йод / И. Я. Василенко, О. И. Василенко // Энергия: экономика, техника, экология. — 2003. — № 5. — С. 57–62. <http://nuclphys.sinp.msu.ru/ecology/isotopes/iodum.pdf>.
19. Василенко, И. Я. Радиоактивный стронций / И. Я. Василенко, О. И. Василенко // Энергия: экономика, техника, экология. — 2002. — № 4. — С. 26–32. <http://nuclphys.sinp.msu.ru/ecology/isotopes/Strontium.pdf>.

## Рекомендуемая литература.

### *Основная*

1. Ракобольская, И. В. Ядерная физика / И. В. Ракобольская. — Москва: Изд-во МГУ, 1971. — 296 с.
2. Капитонов, И. М. Введение в физику ядра и частиц / И. М. Капитонов под ред. УРСС. — Москва: Едиториал, 2002. — 728 с.
3. Максимов, М. Т. Радиоактивные загрязнения и их измерение. Учебное пособие / М. Т. Максимов, Г. О. Оджагов. — 2-е изд., перераб. и доп. изд. — Москва: Энергоатомиздат, 1989. — 304 с.
4. Булдаков, Л. А. Радиоактивные вещества и человек / Л. А. Булдаков. — Москва: Энергоатомиздат, 1990. — 160 с.
5. Булдаков, Л. А. Радиоактивное излучение и здоровье / Л. А. Булдаков, В. С. Калистратова. — Москва: Информ-Атом, 2003. — 165 с.
6. Василенко, О. И. Радиационная экология / О. И. Василенко. — Москва: Медицина, 2004. — 216 с.
7. Гергалов, В. И. Радиация, жизнь и окружающая среда / В. И. Гергалов, Е. П. Петряев. — Минск: Народная асвета, 1994. — 159 с.
8. Иванов, В. И. Курс дозиметрии: Учеб. для вузов / В. И. Иванов. — 4-е изд., перераб. и доп. — Москва: Энергоатомиздат, 1988. — 400 с.
9. Козлов, В. Ф. Справочник по радиационной безопасности / В. Ф. Козлов. — 4-е изд., перераб. и доп. — Москва: Энергоатомиздат, 1991. — 352 с.
10. Кудряшов, Ю. Б. Радиационная биофизика (ионизирующие излучения) / Ю. Б. Кудряшов. — Москва: ФИЗМАТЛИТ, 2004. — 448 с.
11. Кужир, П. Г. Прикладная ядерная физика: учебное пособие / П. Г. Кужир. — Минск: УП “Технопринт”, 2004. — 113 с.
12. Кужир, П. Г. Радиационная безопасность / П. Г. Кужир, И. Сатиков, Е. Е. Трофименко. — Минск: НПООО “Пион”, 1999. — 280 с.
13. Лисовская, Д. П. Радиология пищевых продуктов / Д. П. Лисовская, Л. А. Галун, Г. С. Митюрнич под ред. Д. П. Лисовской. — Гомель: БТЭУ, 2003. — 296 с.
14. Маргулис, У. Атомная энергия и радиационная безопасность / У. Маргулис. — Москва: Энергоатомиздат, 1988. — 224 с.
15. Машкович, В. П. Основы радиационной безопасности. Учебное пособие для вузов / В. П. Машкович, А. М. Панченко. — Москва: Энергоатомиз-

дат, 1990. — 176 с.

16. Моисеев, А. А. Справочник по дозиметрии и радиационной гигиене / А. А. Моисеев, В. И. Иванов. — 3-е изд., перераб. и доп. — Москва: Энергоатомиздат, 1984. — 160 с.

17. Савастенко, В. А. Практикум по ядерной физике и радиационной безопасности: учеб. пособие для втузов / В. А. Савастенко. — Минск: Дизайн ПРО, 1998. — 191 с.

18. Саечников, В. А. Основы радиационной безопасности: Учеб. пособие / В. А. Саечников, В. М. Зеленкевич. — Минск: БГУ, 2002. — 183 с.

19. Ярмоненко, С. П. Радиобиология человека и животных: Учебное пособие / С. П. Ярмоненко, А. А. Вайнсон. — Москва: Высшая школа, 2004. — 549 с.

20. Нормы радиационной безопасности (НРБ-2000). 2.6.1. Радиационная гигиена, радиационная безопасность. ГН 2.6.1.8-127-2000. — Минск: Министерство здравоохранения РБ, 2000. — 115 с.

### *Дополнительная*

1. Широков, Ю. Ядерная физика / Ю. Широков, Н. П. Юдин. — Москва: Наука. Главная редакция физико-математической литературы, 1980. — 728 с.

2. Абрамов, А. И. Основы экспериментальных методов ядерной физики / А. И. Абрамов, Ю. А. Казанский, Е. С. Матусевич. — 2-е изд., перер. и доп. — Москва: Атомиздат, 1977. — 528 с.

3. Наумов, А. И. Физика атомного ядра и элементарных частиц / А. И. Наумов. — Москва: Просвещение, 1984. — 384 с.

4. Холл, Э. Д. Радиация и жизнь / Э. Д. Холл. — Москва: Медицина, 1989. — 256 с.

5. Галицкий, Э. А. Основы радиационной безопасности: Учеб. пособие / Э. А. Галицкий, В. К. Пестис, Н. Н. Забелин. — 2-е изд., перераб. и доп. — Гродно: ГрГУ, 2004. — 244 с.

6. Жуковский, В. М. Радиоактивность и радиационная безопасность / В. М. Жуковский. — Екатеринбург: Изд-во Уральского университета, 2004. — 294 с.

7. Лисовский, Л. А. Радиационная гигиена и радиационная безопасность / Л. А. Лисовский. — Мозырь: РИФ “Белый ветер”, 1997. — 52 с.

8. Шеннон, С. Питание в атомном веке: Как уберечь себя от малых доз радиации / С. Шеннон. — Минск: “Беларусь”, 1991. — 302 с.
9. Вопросы дозиметрии и радиационная безопасность на АЭС / А. А. Алексеев [и др.] под ред. А. В. Носовского. — Славутич: Укратомиздат., 1998. — 372 с.
10. Основы радиоэкологии и безопасной жизнедеятельности: пособие для учителей общеобразовательных учреждений / под ред. Т. Ковалевой, Г. А. Соколик, С. В. Овсяниковой. — Минск: Тонпик, 2008. — 366 с.
11. Люцко, А. М. Выжить после Чернобыля / А. М. Люцко, А. В. Ролевич, В. И. Тернов. — Минск: Вышэйшая школа, 1990. — 109 с.
12. Радиация. Дозы, эффект, риск. — Москва: Мир, 1990. — 79 с.
13. Если вы живете на загрязненной радионуклидами территории: Памятка для населения/Комитет по проблемам последствий катастрофы на Чернобыльской АЭС при Совете Министров Республики Беларусь. — Гомель: РНИУП “Институт радиологии”, 2007. — 25 с.
14. Конопля, Е. Ф. Радиация и Чернобыль. Трансурановые элементы на территории Беларуси / Е. Ф. Конопля, В. П. Кудряшов, В. П. Миронов. — Минск: Бел. наука, 2006. — 191 с.
15. Неизвестный Чернобыль: История, события, факты, уроки / Е. Б. Бурлакова, В. М. Кузнецов, В. А. Москаленко [и др.] под ред. В. М. Кузнецова. — Москва: МНЭПУ, 2006. — 381 с.
16. Василенко, И. Я. Плутоний / И. Я. Василенко, О. И. Василенко // Энергия: экономика, техника, экология. — 2004. — № 1. — С.60–63. <http://nuclphys.sinp.msu.ru/ecology/isotopes/Plutonium.pdf>.
17. Василенко, И. Я. Радиоактивный йод / И. Я. Василенко, О. И. Василенко // Энергия: экономика, техника, экология. — 2003. — № 5. — С.57–62. <http://nuclphys.sinp.msu.ru/ecology/isotopes/iodum.pdf>.
18. Василенко, И. Я. Радиоактивный стронций / И. Я. Василенко, О. И. Василенко // Энергия: экономика, техника, экология. — 2002. — № 4. — С.26–32. <http://nuclphys.sinp.msu.ru/ecology/isotopes/Strontium.pdf>.
19. Радиация / О. И. Василенко, Б. С. Ишханов, И. М. Капитонов [и др.] . — Москва: Изд-во Московского университета, 1996. — 216 с. <http://nuclphys.sinp.msu.ru/radiation/>.
20. 20 лет после Чернобыльской катастрофы: последствия в Республике Беларусь и их преодоление. Национальный доклад. / под ред. В. Е. Шевчука, В. Л. Гурачевского. — Минск: Комитет по проблемам последствий катастро-

фы на Чернобыльской АЭС при Совете Министров Республики Беларусь, 2006. — 112 с.

21. Морзак, Г. И. Радиационная безопасность: учебный комплекс для всех специальностей / Г. И. Морзак, И. В. Ролевич, Е. В. Зеленухо. — Минск: БНТУ, 2011. — 170 с.

## Приложение А

### Табличная информация для лабораторных работ

Республиканские допустимые уровни содержания радионуклидов в пищевых продуктах и питьевой воде (РДУ-99).

Таблица А1 – Нормируемое содержание стронция-90 в пищевых продуктах

№ п/п	Наименование продукта	Бк/кг, Бк/л
1.	Вода питьевая	0,37
2.	Молоко и цельномолочная продукция	3,7
3.	Хлеб и хлебобулочные изделия	3,7
4.	Картофель	3,7
5.	Специализированные продукты детского питания в готовом для употребления виде	1,85

Таблица А2 – Нормируемое содержание цезия-137 в пищевых продуктах

№ п/п	Наименование продукта	Бк/кг, Бк/л
1.	Вода питьевая	10
2.	Молоко и цельномолочная продукция	100
3.	Молоко сгущенное и концентрированное	200
4.	Творог и творожные изделия	50
5.	Сыры сычужные и плавленые	50
6.	Масло коровье	100
7.	Мясо и мясные продукты, в том числе:	
7.1	говядина, баранина и продукты из них	500
7.2	свинина, птица и продукты из них	180
8.	Картофель	80
9.	Хлеб и хлебобулочные изделия	40
10.	Мука, крупы, сахар	60
11.	Жиры растительные	40
12.	Жиры животные и маргарин	100
13.	Овощи и корнеплоды	100
14.	Фрукты	40
15.	Садовые ягоды	70
16.	Консервированные продукты из овощей, фруктов и ягод садовых	74
17.	Дикорастущие ягоды и консервированные продукты из них	185
18.	Грибы свежие	370
19.	Грибы сушеные	2500
20.	Специализированные продукты детского питания в готовом для употребления виде	37
21.	Прочие продукты питания	370

Различные типы радиометрических и дозиметрических приборов, которые применяются для радиационного контроля продуктов питания.

Таблица А3 – Назначение некоторых приборов радиационного и дозиметрического контроля продуктов питания, применяемых в Республике Беларусь

Марка прибора	Назначение
<b>Радиометры</b>	
РКГ–07 П	Одновременное измерение объемной и удельной активности проб природной среды по гамма–излучению смеси изотопов: <u>цезий–137 и 134</u> — от 10 до $2 \cdot 10^{-5}$ Бк/кг, л (от $2,7 \cdot 10^{-10}$ до $5,4 \cdot 10^{-6}$ Ки/кг, л); <u>йод–131</u> от 25 до $2 \cdot 10^{-5}$ Бк/кг, л (от $8,1 \cdot 10^{-10}$ до $5,4 \cdot 10^{-6}$ Ки/кг, л); <u>калий–40</u> от 200 Бк/кг, л до максимально существующих в природе в естественной смеси изотопов калия.
РКГ–01 “Алиот”	Измерения удельной и объемной активности (УА, ОА) гамма–излучающих нуклидов в различных видах продукции в диапазоне 18,5–37000 Бк/кг, л ( $5 \cdot 10^{-10}$ – $1 \cdot 10^{-6}$ Ки/кг, л)
РУГ–92	Измерение объемной активности загрязненных радионуклидами цезия–137 и 134 продуктов питания в диапазоне 18–37000 Бк/кг, л (гамма–радиометр)
РУБ–01 П	Измерения объемной и удельной активности радионуклидов в различных продуктах в диапазоне: вода, сыпучие пробы $1,9 – 3,7 \cdot 10^3$ Бк/кг, л ( $5 \cdot 10^{-11}$ – $1 \cdot 10^{-7}$ Ки/кг, л).
Бета	Контроль загрязненности воды и продуктов питания бета–активными радионуклидами в диапазоне $5 \cdot 10^{-9}$ – $1 \cdot 10^{-6}$ Ки/кг, л
СРП–68–01	Измерения мощности экспозиционной дозы 0–3000 мкР/ч, потока гамма–излучения 0–10000 с <sup>-1</sup> ; экспрессного определения объемной и массовой радиоактивности продуктов питания, кормов, воды
<b>Дозиметры</b>	
Анри–01 “Сосна”	Для индивидуального использования населением с целью контроля радиационной обстановки. Диапазон измерения мощности: <ul style="list-style-type: none"> <li>● экспозиционной дозы гамма–излучения 0,010–9,99 мР/ч;</li> <li>● полевой эквивалентной дозы гамма–излучения — 0,1–99,99 мкЗв/ч;</li> <li>● объемной активности растворов по цезию–137 — <math>1,85 \cdot 10^3 – 3,7 \cdot 10^4</math> Бк/кг, л</li> </ul>

## Приложение Б

### Информация из ГН 2.6.1.8-127-2000 Нормы радиационной безопасности (НРБ-2000) от 25 января 2000 г. № 5

**Персонал** – физические лица, работающие с источниками излучения или находящиеся по условиям работы в зоне их воздействия.

**Население** - все лица, включая персонал вне работы с источниками ионизирующего излучения.

**Облучение природное** - облучение, которое обусловлено природными источниками излучения.

**Облучение производственное** - облучение работников от всех техногенных и природных источников ионизирующего излучения в процессе производственной деятельности.

**Облучение профессиональное** - облучение персонала в процессе его работы с техногенными источниками ионизирующего излучения.

**Облучение техногенное** - облучение от техногенных источников как в нормальных, так и в аварийных условиях, за исключением медицинского облучения пациентов.

**Предел дозы (ПД)** – величина годовой эффективной или эквивалентной дозы техногенного облучения, которая не должна превышать в условиях нормальной работы. Соблюдение предела годовой дозы предотвращает возникновение детерминированных эффектов, а вероятность стохастических эффектов сохраняется при этом на приемлемом уровне.

Таблица Б1 – Основные пределы доз облучения

Нормируемые величины	Пределы доз, мЗв	
	Персонал	Население
Эффективная доза	20 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 50 мЗв в год	1 мЗв в год в среднем за любые последовательные 5 лет, но не более 5 мЗв в год

Таблица Б2 – Периоды полураспада некоторых радионуклидов (данные из НРБ-2000)

Радионуклид	Период полураспада	Радионуклид	Период полураспада
$\text{Sr}^{90}$	29,1 г	$\text{Cs}^{125}$	0,750 ч
$\text{I}^{120}$	1,35 ч	$\text{Cs}^{134}$	2,06 г
$\text{I}^{121}$	2,12 ч	$\text{Cs}^{134}$	2,06 г
$\text{I}^{123}$	13,2 ч	$\text{Cs}^{136}$	13,1 сут
$\text{I}^{124}$	4,18 сут	$\text{Cs}^{137}$	30 лет
$\text{I}^{125}$	60,1 сут	$\text{U}^{234}$	$2,44 \times 10^5$ лет
$\text{I}^{126}$	13 сут	$\text{U}^{235}$	$7,04 \times 10^8$ лет
$\text{I}^{128}$	0,416 ч	$\text{U}^{236}$	$2,34 \times 10^7$ лет
$\text{I}^{129}$	$1,57 \times 10^7$ лет	$\text{U}^{238}$	$4,47 \times 10^9$ лет
$\text{I}^{130}$	12,4 ч	$\text{Pu}^{238}$	87,7 г
$\text{I}^{131}$	8,04 сут	$\text{Pu}^{239}$	$2,41 \times 10^4$ лет
$\text{I}^{132}$	2,30 ч	$\text{Pu}^{240}$	$6,54 \times 10^3$ лет
$\text{I}^{132m}$	1,39 ч	$\text{Pu}^{241}$	14,4 г
$\text{I}^{133}$	20,8 ч	$\text{Pu}^{242}$	$3,76 \times 10^5$ лет
$\text{I}^{134}$	0,876 ч	$\text{Ra}^{225}$	14,8 сут
$\text{I}^{135}$	6,61 ч	$\text{Ra}^{226}$	$1,60 \times 10^3$ лет

## Величины допустимого загрязнения поверхностей помещений, спецодежды

Допустимые значения поверхностного радиоактивного загрязнения для персонала приведены в таблице Б3.

Таблица Б3 – Допустимые уровни радиоактивного загрязнения рабочих поверхностей, кожи, спецодежды и средств индивидуальной защиты, част/(см<sup>2</sup>×мин)

Объект загрязнения	$\alpha$ - активные нуклиды, < * >		$\beta$ - активные нуклиды
	отдельные < ** >	прочие	
Неповрежденная кожа, спецбелье, полотенца, внутренняя поверхность лицевых частей средств индивидуальной защиты	2	2	200 < * * * >
Основная спецодежда, внутренняя поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, наружная поверхность спецобуви	5	20	2000
Поверхности помещений постоянного пребывания персонала и находящегося в них оборудования	5	20	2000
Поверхности помещений периодического пребывания персонала и находящегося в них оборудования	50	200	10000
Наружная поверхность дополнительных средств индивидуальной защиты, снимаемой в саншлюзах	50	200	10000

(Из приложения 18 к ГН 2.6.1.8-127-2000 Нормы радиационной безопасности (НРБ-2000) от 25 января 2000 г. № 5).

< \* > Для поверхности рабочих помещений и оборудования, загрязненных альфа-активными радионуклидами, нормируется снимаемое (нефиксированное) загрязнение; для остальных поверхностей - суммарное (снимаемое и неснимаемое) загрязнение.

< \*\* > К отдельным относятся альфа-активные нуклиды, среднегодовая допустимая объемная активность (ДОВА) которых в воздухе рабочих помещений < 0,3 Бк/м<sup>3</sup>.

< \* \* \* > Установлены следующие значения допустимых уровней загрязнения кожи, спецбелья и внутренней поверхности лицевых частей средств индивидуальной защиты для отдельных радионуклидов: для Sr – 90 + Y – 90 – 40 част./ (см<sup>2</sup> × мин).

Для категории население допустимое загрязнение поверхности на территории учреждения и в его помещениях устанавливается равным 0,1 соответствующего значения для персонала.